

## キャスク仮保管設備クレーンレーン間移動時の転倒について

## 1. クレーンレーン間移動手順

キャスク仮保管設備は複数のレーンに分かれており、どのレーンに乾式キャスクを設置するかにより、クレーンをレーン間移動させる必要がある。この時、クレーンのレーン間移動は以下の手順にて行う。

- (1) 図1のようにクレーンを待機位置(コンクリートモジュールとの最短距離が1000mm)に移動し、停止させる。
- (2) 図2のようにH鋼レールをクレーン走行装置の内側に設置し、図3のようにアンカーを用いて設置したレールズレ止めにより固定する。
- (3) 図2のようにH鋼レール上を移動できるように、逸走を防止するためのガイドローラが付いたチルトタンクと油圧ジャッキを取り付けた移動受台をH鋼レール上に乗せ、クレーンのトラックフレームの下に移動する。
- (4) 図1のように電動チルトホールまたは電動ウインチ、おしみてルトホール、ワイヤロープ、滑車を取り付ける。
- (5) 油圧ジャッキを操作してクレーンを押し上げ、車輪がレールから浮き上がった状態にする。
- (6) 電動チルトホールまたは電動ウインチを操作して、横行方向に移動させる。また、逸走防止を目的として同時におしみてルトホールを併用して移動操作を行う。
- (7) クレーンが移動レーンのレール上にあることを確認し、油圧ジャッキを操作して走行レール上に降ろす。

## 2. レーン間移動中の逸走評価

クレーンが本設レール上にある時に地震(基準地震動Ss)により鉛直方向と走行方向に同時に加震された場合と鉛直方向と横行方向に同時に加震された場合について非線形時刻歴応答解析を実施した結果、クレーンの走行方向への滑り量は最大で約330mmであった。

レーン間移動時に地震が発生した場合、クレーンは基礎上面を逸走する可能性があるが、以下の点よりクレーンの逸走量は330mmを下回ると考えられる。

- ・車輪とレールの摩擦係数が0.3であるのに対し、車輪とコンクリートの摩擦係数は0.4程度であり、逸走に対する抵抗が大きい。
- ・図2のように、クレーンの走行部の間にレーン間移動用のH鋼を設置することから、クレーンの逸走を阻害することになる。

以上からクレーンとコンクリートモジュールの最短距離を1000mm 確保することで、クレーンが逸走したとしても、モジュールに衝突することを防ぐことができる。

### 3. レーン間移動中の転倒評価

レーン間移動中に最もクレーンが乾式キャスク設置の位置側に傾く事象として、クレーンが乾式キャスク設置側にある油圧ジャッキより脱落し、かつ地震によりクレーンの脚が浮き上がる場合が考えられる。

クレーンをジャッキアップした状態で片側の油圧ジャッキが外れる事象を想定した場合、ジャッキアップの量及び油圧ジャッキの配置等から、図4のように乾式キャスク設置位置と逆側の車輪は基礎から82mm程度浮き上がる。

さらに地震（基準地震動Ss）によりクレーンが浮き上がる場合を考える。クレーンが本設レール上にあるときに、地震により鉛直方向と走行方向に同時に加震された場合と鉛直方向と横行方向に同時に加震された場合について非線形時刻歴応答解析を実施した結果、クレーンの脚は最大で11mm浮き上がると評価されている。このクレーン脚の最大浮き上がり量11mmをクレーンの重心位置の浮き上がり量として扱うことにより、保守的な条件として浮き上がり量11mmを仮定する。

クレーンの重心の浮き上がり量を11mmと仮定した場合、乾式キャスク設置位置と逆側の脚が最も浮き上がるのは、乾式キャスク設置側の脚が浮き上がらない時であり、その浮き上がり量は脚と浮き上がり量算定位置（クレーンの重心位置または片側の脚）間のスパン長比による線形補間から求めると、22mmになる。

以上から脚の浮き上がり量は最大で104mm(=82mm+22mm)となる。

クレーンが乾式キャスク設置側に転倒する場合における乾式キャスク設置位置と逆側の車輪の浮上がり量は5700mm程度であることから、クレーンが乾式キャスク設置側に転倒することはない。またクレーンが待機位置から乾式キャスク方向に330mm逸走し、乾式キャスク設置側に傾いても乾式キャスクと衝突しない乾式キャスク設置位置と逆側の車輪の浮上がり量は参考資料のように4600mm程度であることから、クレーンが乾式キャスクに衝突することはない。

### 4. レーン間移動中のクレーンの回転移動評価

図5のように、クレーンが乾式キャスク設置位置と逆側にある油圧ジャッキの内一本を中心に回転した場合は、他の位置を回転中心とした場合に比べて、クレーンが乾式キャスクに最も接近しやすい保守的な条件であることから、この条件について評価を行う。

クレーンが回転しチルトタンクがH鋼レールから落ちた場合、もしくはクレーンが油圧ジャッキから落ちた場合については、クレーンの車輪とコンクリートとの摩擦係数が0.4程度であり、本設レールとクレーンの車輪との摩擦係数0.3に比べて摩擦による影響が大きくなる。このことから、本設レール上にクレーンが上載している条件により、基準地震動Ssを用いた非線形時刻歴応答解析を実施した結果（クレーンの重心の移動量330mm）は、レーン間移動中に当てはめると保守的な数値であると考えられる。

したがって、レーン間移動中のクレーンの重心の移動量を330mmと仮定し、クレーンの回



転による脚の最大移動量を推定すると、図5のように約700mm程度となる。なお、図2のように、クレーンの走行部の間にレーン間移動用のH鋼を設置することから、クレーンの回転を阻害することになり、クレーンの脚の移動量は700mmを下回ると考えられる。

以上からクレーンとコンクリートモジュールの最短距離を1000mm確保することで、クレーンが回転したとしても、モジュールに衝突することを防ぐことができる。

## 5. 結論

レーン間移動を行う場所は図1のように第三レーンのコンクリートモジュールとクレーンの距離が1000mmとなる位置としており、この場合以下のことがいえる。

- ・クレーンのレール間移動中に地震が起きた場合に、クレーンが走行方向に逸走すると、その距離は330mm以下であり、コンクリートモジュールに衝突することはない。
- ・地震によるクレーンの脚の最大浮き上がり量は104mmとなり、クレーンが停止位置から330mm逸走した後にクレーンが傾いてコンクリートモジュールに衝突する脚の浮き上がり量が4600mmであることから、クレーンが地震により浮き上がってもコンクリートモジュールに衝突することはない。
- ・移動受台の反乾式キャスク側の油圧ジャッキ一本を中心にクレーンが回転した場合、乾式キャスク側の脚の移動量は700mm以下であり、コンクリートモジュールにクレーンが衝突することはない。

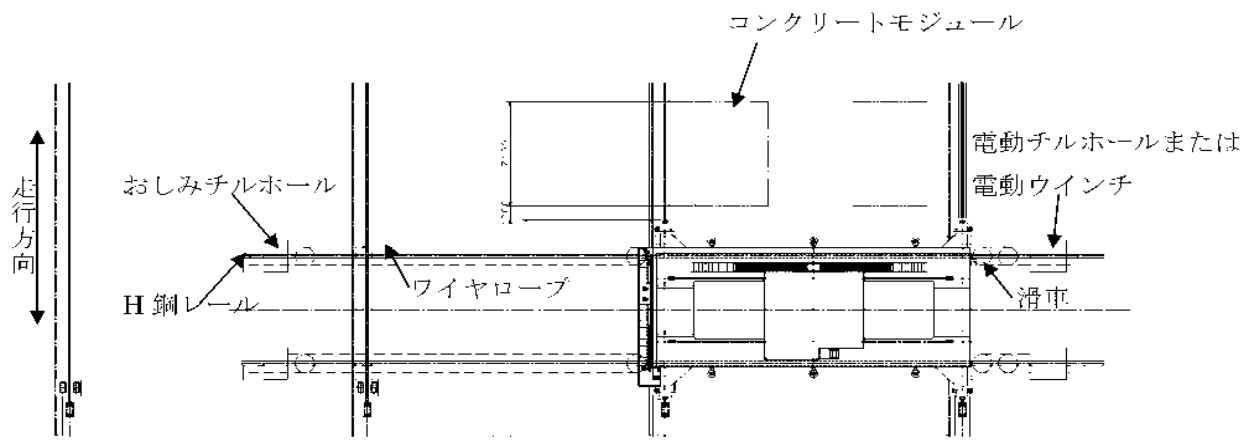


図1 レーン間移動時機材配置図

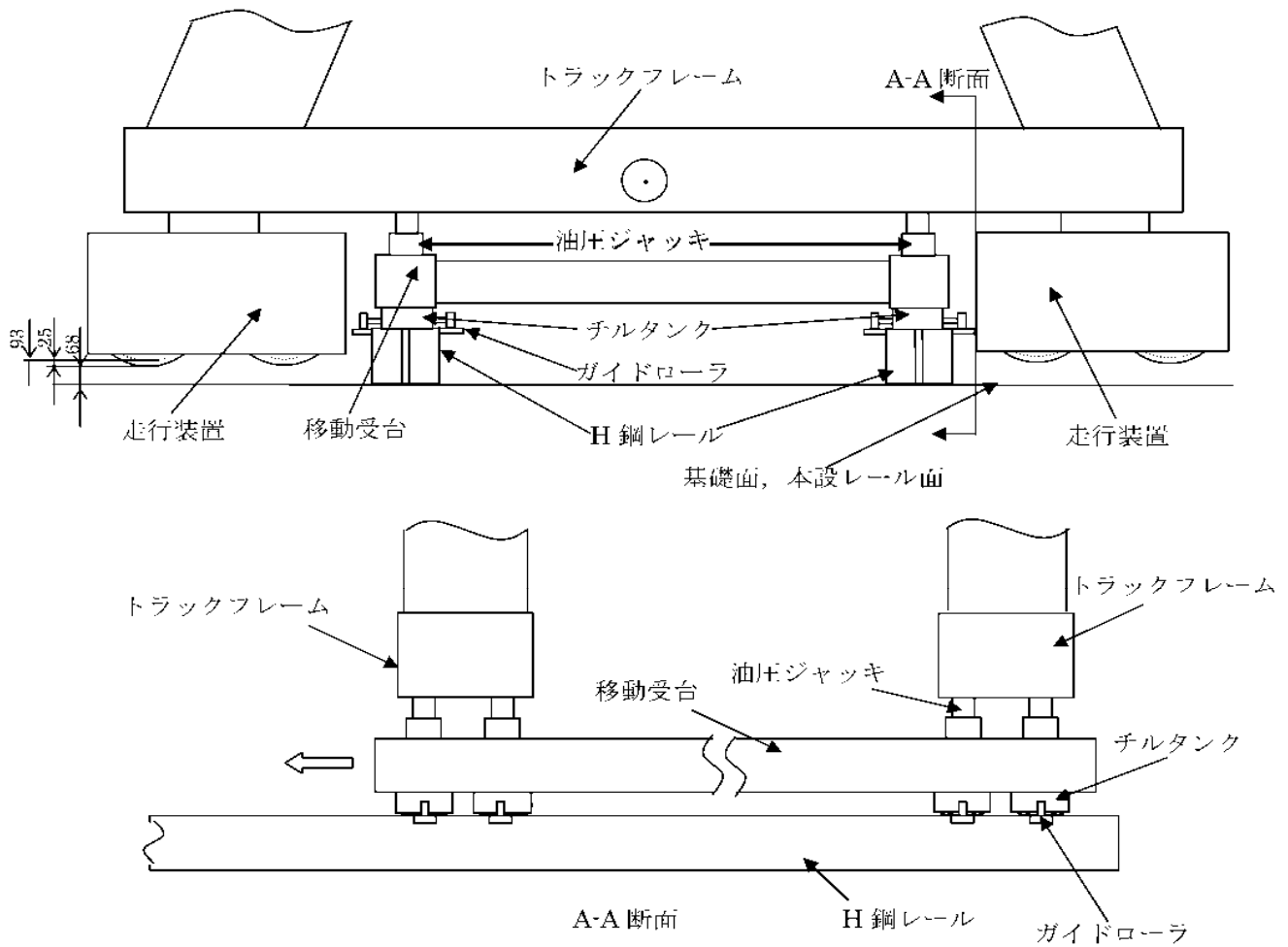


図2 クレーンジャッキアップ時概略図

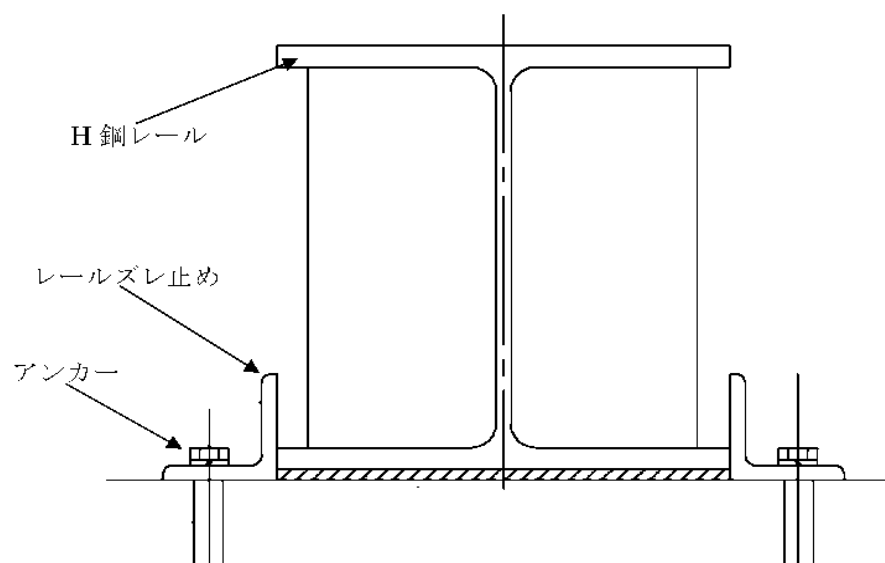


図3 H鋼レール拡大図

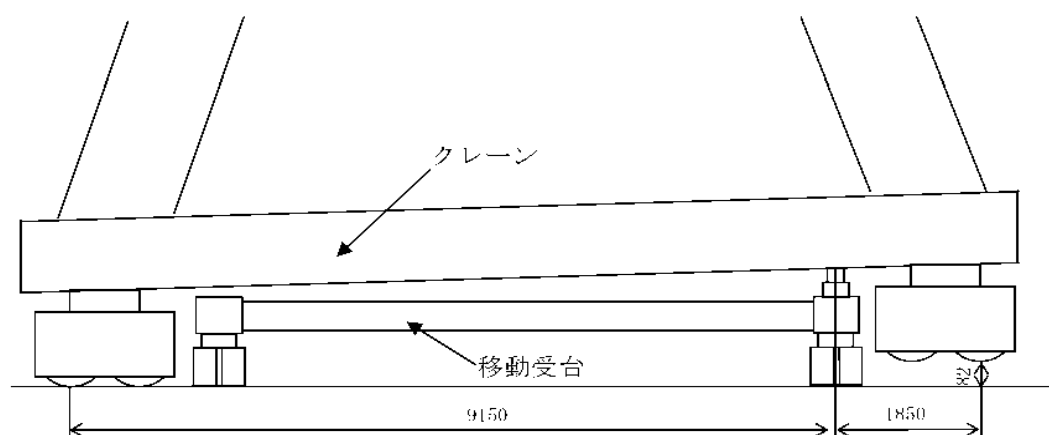


図4 油圧ジャッキが外れた場合の概略図

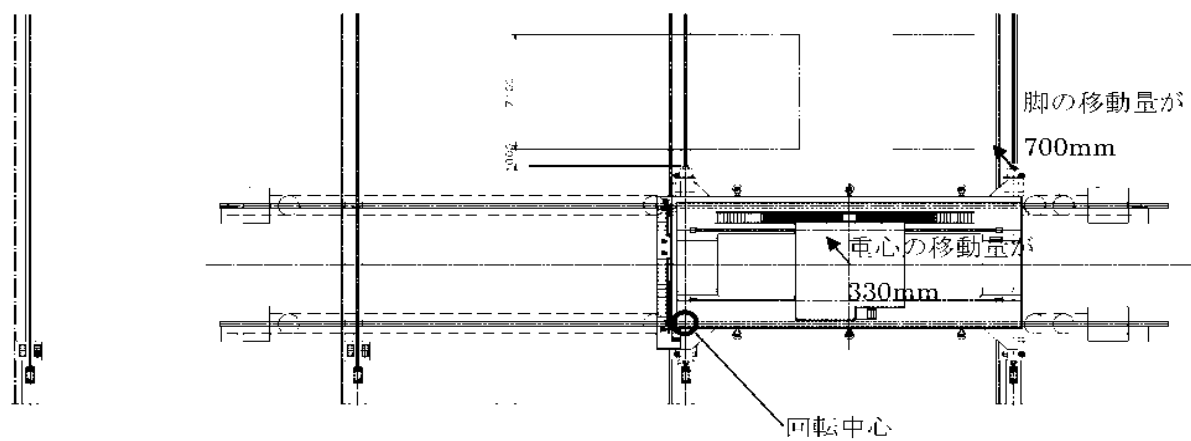


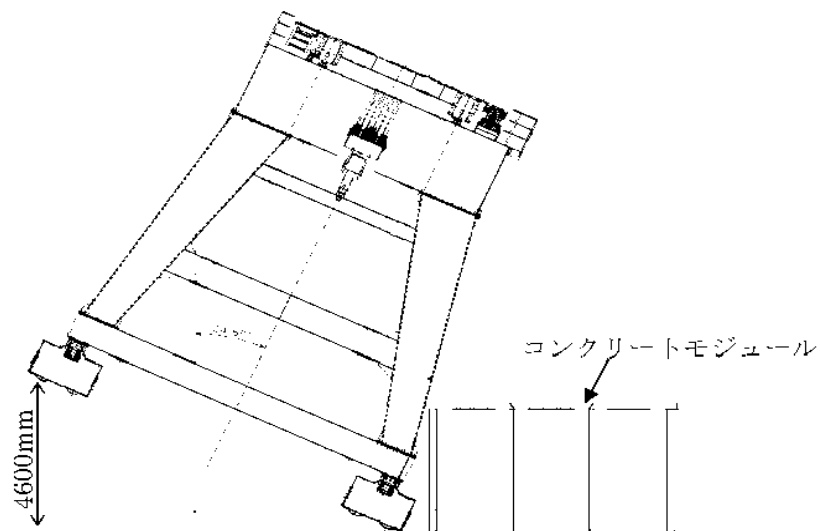
図5 クレーン回転時の説明図

クレーンがコンクリートモジュールに衝突する浮上がり量について

クレーンがコンクリートモジュールに衝突する脚部浮上り量を以下のように考える。

1. レーン間移動を行う場所を第三レーンのコンクリートモジュールとクレーンの距離が1000mmとなる位置とする。
2. クレーンの位置は走行方向に330mm逸走することを考慮し、評価を行う。

上記条件の下で評価を行った結果、参考図1のように乾式キャスク設置位置と逆側の脚が4600mm以上持ち上がると、クレーンはコンクリートモジュールに衝突する



参考図1 脚の浮上がり量

## キャスク仮保管設備に係る確認事項について

キャスク仮保管設備の設置工事および溶接に係る主要な確認項目を表1～11に示す。  
尚、寸法許容範囲については製作誤差等を考慮の上、確認前に定める。

表1 確認事項（乾式貯蔵キャスク（増設））（1/2）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	強度・漏えい確認	耐圧・漏えい確認	確認圧力で保持した後、確認圧力に耐えていることを確認する。 耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	確認圧力に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。 また、耐圧部から著しい漏えいがないこと。
構造強度・耐震性 遮へい機能	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに施工・据付されていること。
除熱機能	機能確認	伝熱確認	代表一基について容器内部に使用済燃料を模擬するヒータを挿入して発熱させ、温度を確認する。	周囲温度を補正した温度が最高使用温度以下であること。
密封機能	機能確認	気密漏えい確認	ヘリウムリーク法及び真空放置法により、漏えい率を確認する。	基準漏えい率以下であること。
臨界防止機能	機能確認	未臨界確認	バスケットの材料特性及び主要寸法が、実施計画の評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し、バスケットの外観に異常のないことを確認する。	・設計の材料特性に適合し、寸法が許容範囲内であること。 ・有意な変形、破損等の異常がないこと。
監視	機能確認	密封監視機能確認	検査用計器により指示値を変化させ、設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
		除熱監視機能確認	検査用計器により指示値を変化させ、設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。

表 1 確認事項（乾式貯蔵キャスク（増設））(2/2)

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	溶接確認※	材料確認	溶接に使用する材料が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	計画書のとおりであること。
		開先確認	開先面の状態、開先形状及び各部寸法等を確認する。	・有意な欠陥がないこと。 ・計画書のとおりであること。
		溶接作業確認	溶接規格等に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。	計画書、溶接規格のとおりであること。
		溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が計画書及び溶接規格等に適合するものであることを確認する。	計画書及び溶接規格等に適合するものであること
		非破壊確認	溶接部について非破壊確認を行い、その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	溶接規格等に適合するものであること
		機械確認	溶接部について機械試験をおこない、当該溶接部の機械的性質が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	溶接規格等に適合するものであること
		耐久・外観確認	規定圧力で耐久確認を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。	規定圧力に耐え、かつ、漏えいがないこと。

※溶接の概要は表 12 参照

但し、詳細は事業者の定める溶接事業者検査計画書による。

表 2 確認事項（乾式貯蔵キャスク（既設））

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに施工・据付されていること。
除熱機能	機能確認	温度確認	胴部表面の温度について確認する。	表面温度が警報設定値未満であること。
遮へい機能	機能確認	線量当量率確認	胴部表面の線量当量率及び表面から1m位置での線量当量率を確認する。	設計基準値以下であること。
密封機能	機能確認	気密漏えい確認	ヘリウムリーク法及び真空放置法により、漏えい率を確認する。	基準漏えい率以下であること。
臨界防止機能	構造確認	外観確認	先行点検する1基について、バスケット（上部から全体外観）の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
監視	機能確認	密封監視機能確認	検査用計器により指示値を変化させ、設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
		除熱監視機能確認	検査用計器により指示値を変化させ、設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。



表 3 確認事項（輸送貯蔵兼用キャスク）（1/2）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認※		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	強度・漏えい確認	耐圧・漏えい確認※	確認圧力で保持した後、確認圧力に耐えていることを確認する。 耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	確認圧力に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。 また、耐圧部から著しい漏えいがないこと。
構造強度・耐震性 遮へい機能	構造確認	寸法確認※	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認※	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに施工・据付されていること。
除熱機能	機能確認	伝熱確認	代表一基について容器内部に使用済燃料を模擬するヒータを挿入して発熱させ、温度を確認する。	周囲温度を補正した温度が最高使用温度以下であること。
密封機能	機能確認	気密漏えい確認	ヘリウムリーク法等により、漏えい率を確認する。	基準漏えい率以下であること。
臨界防止機能	機能確認	未臨界確認	バスケットの材料特性及び主要寸法が、実施計画の評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し、バスケットの外観に異常のないことを確認する。	・設計の材料特性に適合し、寸法が許容範囲内であること。 ・有意な変形、破損等の異常がないこと。
監視	機能確認	密封監視機能確認	検査用計器により指示値を変化させ、設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
		除熱監視機能確認	検査用計器により指示値を変化させ、設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。

※炉規制法第四十三條の九に則って使用前検査を実施しているときは、これをもって確認とする。

表 3 確認事項（輸送貯蔵兼用キャスク）（2/2）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	溶接確認*	材料確認	溶接に使用する材料が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	計画書のとおりであること。（設計仕様のとおり又は相当の材料であること）
		開先確認	開先面の状態、開先形状及び各部寸法等を確認する。	・有意な欠陥がないこと。 ・計画書のとおりであること。
		溶接作業確認	溶接規格等に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。	計画書、溶接規格のとおりであること。
		溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が計画書及び溶接規格等に適合するものであることを確認する。	計画書及び溶接規格等に適合するものであること
		非破壊確認	溶接部について非破壊確認を行い、その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	溶接規格等に適合するものであること
		機械確認	溶接部について機械試験をおこない、当該溶接部の機械的性質が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	溶接規格等に適合するものであること
		耐久・外観確認	規定圧力で耐久確認を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。	規定圧力に耐え、かつ、漏えいがないこと。

※炉規制法第四十三条の十に則って溶接の方法及び検査に係る認可や検査を実施しているときは、これをもって確認とする。

表 4 確認事項（乾式キャスク支持架台（乾式貯蔵キャスク増設分））

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		員数確認	固定ボルトの本数	片側に6本あること
		据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに施工・据付されていること。

表 5 確認事項（乾式キャスク支持架台（乾式貯蔵キャスク既設分））

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		員数確認	固定ボルトの本数	片側に6本あること
		据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに施工・据付されていること。

表 6 確認事項（乾式キャスク支持架台（輸送貯蔵兼用キャスク分））

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		員数確認	固定ボルトの本数	1箇所につき7本あること
		据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに施工・据付されていること。

表 7 確認事項（コンクリートモジュール）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		員数確認	ベースプレートのアンカーの本数の確認	1つのプレートで3本あること
		据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに施工・据付されていること。
除熱機能	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている給気口の寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	コンクリートモジュールの外観、給気口について確認する。	実施計画の通りに施工されていること。

表 8 確認事項（クレーン）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	クレーンの外観について確認する。	実施計画の通りに施工されていること。
		据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに施工・据付されていること。
性能	機能確認	容量確認	容量及び所定の動作について確認する。	横行、走行、巻き上げ、巻き下げが可能なこと。

表 9 確認事項（エリア放射線モニタ）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画の通りに施工・据付されていること。
	機能確認	警報確認	設定値通り警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
	性能確認	線源校正 確認	標準線源を用いて線量当量率を測定し、各検出器の校正が正しいことを確認する。	基準線量当量率に対する正味線量当量が、許容範囲以内であること。
		校正確認	モニタ内のテスト信号発生部により、データ収集装置に各校正点の基準入力を与え、その時のデータ収集装置の指示値が正しいことを確認する。	データ収集装置の各指示値が許容範囲以内に入っていること。

表 10 確認事項（地盤）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	構造確認	寸法確認	地盤改良範囲を確認する。	地盤改良範囲が、実施計画に記載されている寸法に対して、許容値を満足すること。
		強度確認	地盤改良強度を確認する。	地盤改良強度が、実施計画に記載されている設計強度に対して、J E A G 4616 2009に記載の基準を満足すること。

表 11 確認事項（基礎コンクリート）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主な材料について確認する。	実施計画のとおりであること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	各寸法が、実施計画に記載されている寸法に対して、許容値を満足すること。
		強度確認	コンクリート強度を確認する。	コンクリート強度が、実施計画に記載されている設計強度に対して、コンクリート標準示方書に記載の基準を満足すること。

表 12 乾式貯蔵キャスクの溶接概要

適用基準	「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について (平成 17・12・15 原院第 5 号制定, 平成 23・09・09 原院第 2 号)」
機器の区分 【設備区分】	クラス 3 容器 【燃料設備】
溶接施工法 <sup>(注)</sup>	J1A1TB, ST (クラッド)・TB (クラッド), ST (クラッド)1TB (クラッド)1TB (クラッド)* J1TB, M・TB (2 種類), TB (2 種類) *: 溶接後熱処理後に TB (クラッド) の溶接を行う

注) 溶接工法の略称については発電用原子力設備規格 溶接規格 JSME S NB1-2007  
第 2 部 溶接施工法認証標準による。

## 2.14 監視室・制御室

### 2.14.1 基本設計

#### 2.14.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度、未臨界状態など主要なパラメータ及び運転状況の監視及び制御において、集中的な監視及び制御を行うため、監視室・制御室を設置する。

監視室・制御室としては、次の通り。

- (1) 免震重要棟集中監視室
- (2) シールド中央制御室（シールド中操）

#### 2.14.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できること。
- (2) 放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい等の放射線防護上の措置を講じること。
- (3) 地震、津波等の発生を考慮しても、その作業環境が確保できること。

#### 2.14.1.3 設計方針

##### (1) 免震重要棟集中監視室

###### a. 監視・制御設備

免震重要棟集中監視室は、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できる設計とする。また、監視盤及び制御盤は誤操作、誤判断を防止するよう留意し、かつ操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。

###### b. 放射線及び火災防護

運転員が監視室・制御室内に入り一定期間とどまることができるように遮へいその他の適切な放射線防護措置を講じた設計とする。また、火災を速やかに検知し、消火できる設計とする。

###### c. 耐震性及び津波対策

作業性を確保するうえで十分な免震機能を有するとともに、津波の遡上高さを考慮した場所に設置し、安全性を確保するために必要な監視機能を維持できる設計とする。

##### (2) シールド中操

###### a. 監視・制御設備

シールド中操は、汚染水処理設備等の主要パラメータ及び運転状況が監視でき



る設計とする。また、監視盤及び制御盤は誤操作、誤判断を防止するよう留意し、かつ操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。

b. 放射線及び火災防護

運転員が監視室・制御室内に入り一定期間とどまることができるように遮へいその他の適切な放射線防護措置を講じた設計とする。また、火災を速やかに検知し、消火できる設計とする。

c. 耐震性及び津波対策

作業性を確保するうえで必要な耐震機能を有するとともに、津波の遡上高さを考慮した場所に設置し、安全性を確保するために必要な監視機能を維持できる設計とする。

2.14.1.4 供用期間中に確認する項目

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できること。

2.14.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

監視装置は、現場からのパラメータ信号等を受信して表示するモニタにより構成され、制御装置は、警報、操作機器により構成される。

(2) 免震重要棟集中監視室

a. 監視・制御装置

免震重要棟集中監視室は、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度、未臨界状態など主要なパラメータ及び運転状況の集中的な監視、総合的な判断ができ、また必要な操作が行えるような監視・制御装置を設置する。

監視装置の故障により、各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。

また、免震重要棟集中監視室で監視不能となった場合でも、各設備の設置箇所又は1～4号機の中央制御室においても主要なパラメータを監視することが可能な構成とする。

監視・制御装置は、運転員の誤操作、誤判断を防止するために、パラメータの識別表示を行う等の配慮を行う。また、操作器具は、運転員の誤操作を防止するために、保護カバー等を用いて識別する。

b. 放射線防護設備

免震重要棟は、過度な被ばくをしないように、十分なコンクリート厚とする等の遮へいにより、適切な放射線防護措置を講じた設備とする。

また、空調設備についても、外気取り入れにおいて、高性能フィルター及びチャコールフィルターを設置し、室内ダストの低減を図る構成とする。

なお、放射線防護に必要な防護衣、防護マスク等の防護具類を備える。

c. 電源構成

免震重要棟の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とし、外部電源喪失の場合でも非常用所内電源、さらにガスタービン発電機から受電できる構成とする。

(3) シールド中操

a. 監視・制御装置

シールド中操は、汚染水処理設備等の主要なパラメータ及び運転状況の集中的な監視ができ、また必要な操作が行えるような監視・制御装置を設置する。

監視装置の故障により、各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。

また、監視・制御装置は、運転員の誤操作、誤判断を防止するため、装置毎に区分して配置するなどの配慮を行うとともに、特に重要な装置の緊急停止操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。

b. 放射線防護設備

シールド中操は、過度な被ばくをしないように、周辺への土嚢設置、地面との間への鉄板付設、及び上部への鉛遮へい設置により放射線防護措置を講じた設備とする。

また、空調設備についても、外気取り入れにおいて、高性能フィルター及びチャコールフィルターを設置し、室内ダストの低減を図る構成とする。

なお、放射線防護に必要な防護衣、防護マスク等の防護具類を備える。

c. 電源構成

シールド中操の電源は、異なる系統の高圧母線から受電できる構成とし、外部電源喪失の場合でも非常用所内電源から受電できる構成とする。

2.14.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

免震重要棟集中監視室、シールド中操は何れも津波による影響がないと想定される高台（O.P. 30m 以上）に設置する。

(2) 火災

火災感知器及び消火器を設けることによって、早期火災検知及び早期消火に努める。

#### 2.14.1.7 構造強度及び耐震性

集中監視室を設置する免震重要棟は、東北地方太平洋沖地震及びその余震後に、点検を行った結果、構造上の問題は無かった。また、基準地震動  $S_s$  に対して、免震装置が安全機能上問題ないこと（免震層の最大応答変位は 44.3cm であり、免震層の許容層間変位 60cm 以下、かつ、免震層のクリアランス 75cm 以下であること）を確認している。

また、免震重要棟集中監視室及びシールド中操の監視・制御装置については、一般産業施設と同等以上の安全性を保持するものとして設計する。

#### 2.14.1.8 機器の故障への対応

##### 2.14.1.8.1 機器の単一故障

###### (1) 機器の故障

機器の故障により監視及び制御に支障が生じた場合には、故障機器の交換等を行い速やかに復旧することとし、復旧までに時間を要する場合においては、関連するパラメータの監視や、必要に応じて各設備の設置箇所又は 1～4 号機の中央制御室の計測機器を監視する等により、必要なパラメータの把握を行う。

###### (2) 電源喪失

###### a. 免震重要棟集中監視室

別系統の電源又はガスタービン発電機に切替えが可能な場合は、電源の切替えを行う。

###### b. シールド中操

別系統の電源に切替えが可能な場合は、電源の切替えを行う。

##### 2.14.1.8.2 複数の設備の同時機能喪失

複数の設備の同時機能喪失や受電設備の故障により、免震重要棟集中監視室、シールド中操で遠隔監視ができない場合には、故障機器の交換等を行い速やかに復旧することとし、復旧までに時間を要する場合においては、各設備の設置箇所又は 1～4 号機の中央制御室の計測機器を監視する等により、必要なパラメータの把握を行う。

##### 2.14.1.8.3 遠隔監視・制御機能喪失事象に対する評価

遠隔監視機能喪失時には、各設備の設置箇所又は 1～4 号機の中央制御室の計測機器を監視する等により、必要なパラメータの把握を行うことが可能であるため、監視に対する直接的な影響はない。

## 2.14.2 基本仕様

### 2.14.2.1 主要仕様

#### (1) 免震重要棟集中監視室

監視・制御装置

一式

#### (2) シールド中操

監視・制御装置

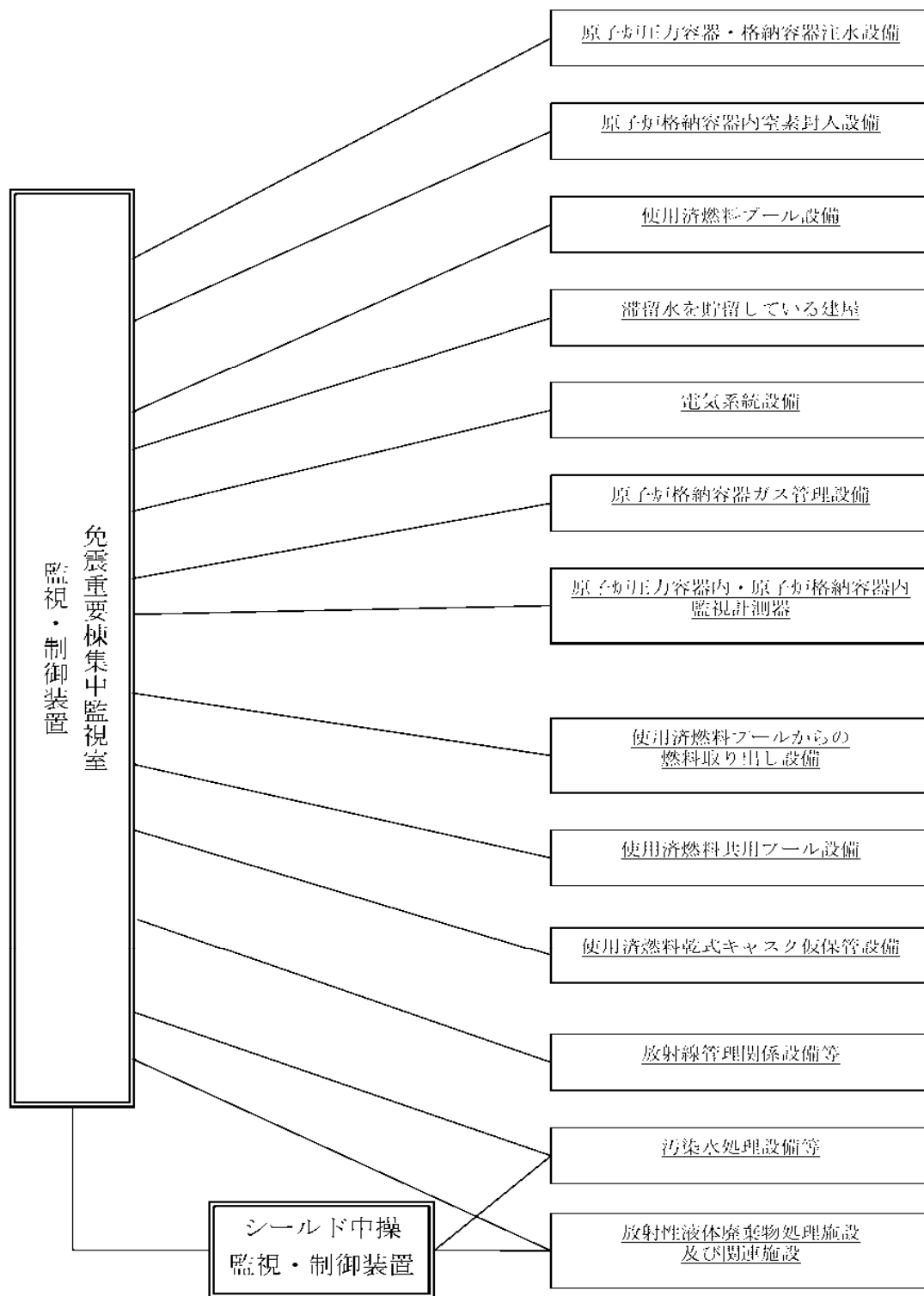
一式

### 2.14.3 添付資料

添付資料－1 監視室・制御室 構成概略図

添付資料－2 監視室・制御室における主要な監視項目

添付資料－3 構造強度及び耐震性



図－1. 監視室・制御室 構成概略図

表 1. 監視室・制御室における主要な監視項目

(予) 予定			
設 備	監視項目	遠隔監視箇所	代替監視箇所(現場)
原子炉圧力容器・格納容器注水設備	注水流量 注水圧力	集中監視室 集中監視室	各設備設置箇所近傍 各設備設置箇所近傍
原子炉格納容器内窒素封入設備	窒素ガス封入圧力 窒素ガス封入流量	集中監視室 集中監視室	各設備設置箇所近傍 各設備設置箇所近傍
使用済燃料プール設備	使用済燃料プール温度 スキマサージタンク水位 ポンプ吸込圧力 系統流量 系統圧力 熱交換入口温度 漏えい検知(4号機) 差流量 放射線モニタ	集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室	現場制御盤 各中操 現場制御盤 現場制御盤 現場制御盤 現場制御盤 現場制御盤 現場制御盤 現場制御盤
滞留水を貯留している建屋	建屋水位	集中監視室	各建屋
電気系統設備	送電線電圧 所内高圧母線電圧	集中監視室 集中監視室	現場電源盤 現場電源盤
原子炉格納容器ガス管理設備	排気温度 排気流量	集中監視室 集中監視室	現場監視盤 各設備設置箇所近傍
原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器	原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器内温度 水素濃度 酸素濃度 長・短半減期核種 原子炉圧力容器圧力 原子炉格納容器圧力 原子炉圧力容器水位 原子炉格納容器水位 サフレーションプール水温度 原子炉格納容器ガス管理設備 フィルタユニット表面線量	集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室 集中監視室	各中操 各中操 現場監視盤 現場監視盤 現場監視盤 原子炉建屋 各中操 原子炉建屋、各中操 タービン建屋、各中操 各中操 各設備設置箇所近傍
使用済燃料プールからの燃料取り出し設備	(予) コリア放射線モニタ	集中監視室	現場監視盤
使用済燃料共用プール設備	使用済燃料共用プール温度 スキマサージタンク水位 (予) コリア放射線モニタ	集中監視室 集中監視室 集中監視室	共用プール建屋 共用プール建屋 共用プール建屋
使用済燃料乾式キャスク仮保管設備	乾式キャスク蓋開圧力 外筒表面温度 コリア放射線モニタ	集中監視室 集中監視室 集中監視室	各設備設置箇所近傍 各設備設置箇所近傍 各設備設置箇所近傍
放射線管理関係設備等	ダスト放射線モニタ モニタリングホスト 風向、風速	集中監視室 集中監視室 集中監視室	現場監視盤 各設備設置箇所近傍 各設備設置箇所近傍
汚染水処理設備等	運転状態表示 系統流量 主要タンク水位	シールド中操・集中監視室 シールド中操・集中監視室 シールド中操・集中監視室	各設備設置箇所近傍 各設備設置箇所近傍 各設備設置箇所近傍
放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設	処理流量 タンク水位	シールド中操・集中監視室 シールド中操・集中監視室	各設備設置箇所近傍 各設備設置箇所近傍

(注) H25.7 時点

## 構造強度及び耐震性

## (1) 主要設備の耐震構造

## a. 免震重要棟集中監視室

集中監視室を設置する免震重要棟は、東北地方太平洋沖地震及びその余震後に、点検を行った結果、構造上の問題は無かった。また、基準地震動Ssに対して、免震装置が安全機能上問題ないこと（免震層の最大応答変位は44.3cmであり、免震層の許容層間変位60cm以下、かつ、免震層のクリアランス75cm以下であること）を確認している。

また、監視室・制御室内の機器について、ボルト固定及び固縛等の耐震性向上対策を講じることにより、容易に損壊することのないようにする。

特に重要度の高い監視装置については耐震Sクラス相当の機能を有する必要があるが、一般産業品を使用しているため、基準地震動Ssにおける耐震評価の基準値を満足することの確認ができていない。そのため、特に重要度の高い監視装置については集中監視室までの伝送設備の多重化、プラント監視計測器専用設置している電源の確保等により十分に高い信頼性を確保しているものの、監視装置に故障が発生した場合においては、故障機器の交換等による速やかな復旧を原則とし、さらに復旧までに時間を要する場合においても必要なパラメータの把握を行うことを可能とするため、各設備の設置箇所又は1～4号機の中央制御室に監視計器を確保し、地震や津波が収まった後、確認できるよう複数の監視機能を有する構成とする。

なお、1～4号機の中央制御室に設置されている監視計器は、一部耐震Sクラス設計ではない機器があるが、今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの破損・故障等を生じることなく機能を維持しており、必要な耐震性を有しているものと考えられる。

## b. シールド中操

シールド中操は、耐震設計審査指針上のCクラス相当の設備であるが、自重による静置及び固定用治具による固定の実施や、固定用鋼材を張出構造とする等により、耐震性向上を図っている。

また、シールド中操内に設置した制御盤等は、転倒防止ベルトによる固縛がなされている。

震災以降に設置されたものであるが、震災後の余震においては建物・制御装置とも損傷しておらず、構造上、あるいは設備上の問題は発生していない。

## 2.15 放射線管理関係設備等

### 2.15.1 基本設計

#### 2.15.1.1 設置の目的

福島第一原子力発電所1～3号機から環境に放出される気体廃棄物を抑制するために設けられた設備の健全性を把握すること、ならびに当該設備を経由して放出される放射性物質の放出量を把握することを目的とする。また、万が一、安全に関する機能が一時的に喪失した場合でも、一般公衆ならびに放射線業務従事者を放射線から防護するため、周辺環境における放射線量率等の状況を把握することを目的とする。

#### 2.15.1.2 要求される機能

福島第一原子力発電所1～3号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質、ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を監視できること。

#### 2.15.1.3 設計方針

##### (1) 1～3号機から放出される気体廃棄物の監視設備

原子炉格納容器ガス管理設備、原子炉建屋カバー排気設備、原子炉建屋排気設備のダスト放射線モニタにより、建屋から放出される気体廃棄物中の放射性物質の濃度を監視できる設計とする。

##### (2) 周辺監視区域周辺の監視設備

モニタリングポストは、1～6号機の他、附帯設備を含めた発電所全体からの影響を把握するため、周辺監視区域境界付近8箇所の空間放射線量率を監視できる設計とする。

##### (3) 供用期間中に確認する項目

福島第一原子力発電所1～3号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質、ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を適切に監視できること。

#### 2.15.1.4 主要な機器

##### a. ダスト放射線モニタ

ダスト放射線モニタは、2チャンネル設置し、免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設備とする。

##### b. モニタリングポスト

モニタリングポストは、周辺監視区域境界付近8箇所に設置し、空間放射線量率を連続的に測定可能な設備とし、免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設備とする。



#### 2.15.1.5 設計上の考慮すべき事項

ダスト放射線モニタ、モニタリングポストならびに2号機原子炉建屋排気設備は、『特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について』に示される“1.4. 設計上の考慮”を踏まえた設計とすることを基本方針として、特に次の事項に考慮する。

##### (1) 準拠規格及び基準

一般的な放射線計測器や一般構造物と同様の構造強度を有する設計とし、耐震性についても一般構造物と同等なものとして設計する。

##### (2) 自然現象に対する設計上の考慮

仮設防潮堤を設置したことでアウターライズ津波の影響がないと想定される O.P. 10m 以上のエリアに設置する。

##### (3) 信頼性に対する設計上の考慮

ダスト放射線モニタならびに2号機原子炉建屋排気設備においては、所内高圧母線からの受電の他、外部電源喪失の場合に備えて、非常用所内電源からも受電できる構成とする。

モニタリングポストにおいては、異なる2系統の所内高圧母線から受電できる構成とし、外部電源喪失の場合に備えて、非常用所内電源ならびに蓄電池から受電できる構成とする。

### 2.15.2 基本仕様

#### 2.15.2.1 主要仕様

##### (1) 1号機

ダスト放射線モニタ（原子炉建屋カバー排気設備出口<sup>(注)</sup>）

検出器の種類 シンチレーション検出器

計測範囲  $10^0 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$

チャンネル数 2

※原子炉建屋カバー設置時のみ。（以下、本章において同様。）

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

検出器の種類 シンチレーション検出器

計測範囲  $10^{-1} \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$

チャンネル数 2

##### (2) 2号機

ダスト放射線モニタ（原子炉建屋排気設備出口）

検出器の種類 シンチレーション検出器

計測範囲	$10^0 \sim 10^4 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数	2

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	$10^{-1} \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数	2

(3) 3号機

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	$10^{-1} \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$
チャンネル数	2

(4) モニタリングポスト

検出器の種類	電離箱検出器
測定範囲	$10 \sim 10^8 \text{ nGy/h}$
台数	8

(5) エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては、以下の各章に記載している。

- ・ II.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備
- ・ II.2.12 使用済燃料共用プール設備
- ・ II.2.13 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備
- ・ II.2.34 5・6号機 計測制御設備

(6) 排気設備

a. 2号機原子炉建屋排気設備

台数	2台（※）
容量	$10000 \text{ m}^3/\text{h}$ （1台当たり）
フィルタ形式	高性能粒子フィルタ
フィルタ効率	97%（粒径 $0.3 \mu\text{m}$ ）以上

※本設備は、作業環境改善の目的で設置されている設備であり、常時運転の必要性がある設備ではない。

b. その他排気設備

その他排気設備については、以下の各章に記載している。

- ・ 1号機原子炉建屋カバー排気設備（Ⅱ.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 添付資料6 別添5 原子炉建屋カバー付属設備について）
- ・ 3号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ・ 4号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ・ 原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8 原子炉格納容器ガス管理設備）
- ・ 雑固体廃棄物焼却設備（Ⅱ.2.17 放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備））

#### 2.15.3 添付資料

添付資料 1 ダスト放射線モニタ系統概略図

添付資料—2 モニタリングポストの配置図

ダスト放射線モニタ系統概略図

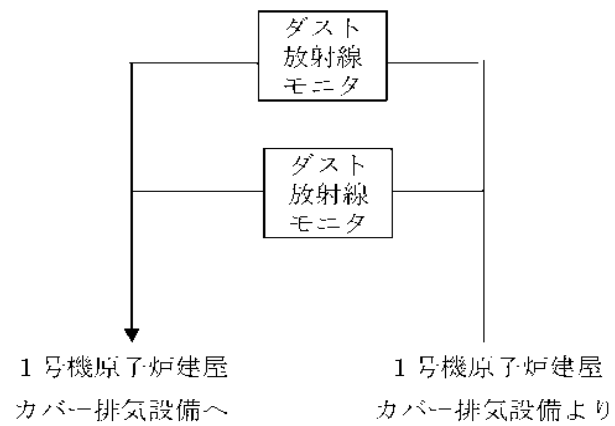


図2. 15-1 1号機 ダスト放射線モニタ検出器 系統概略図  
(原子炉建屋カバ－排気設備出口)

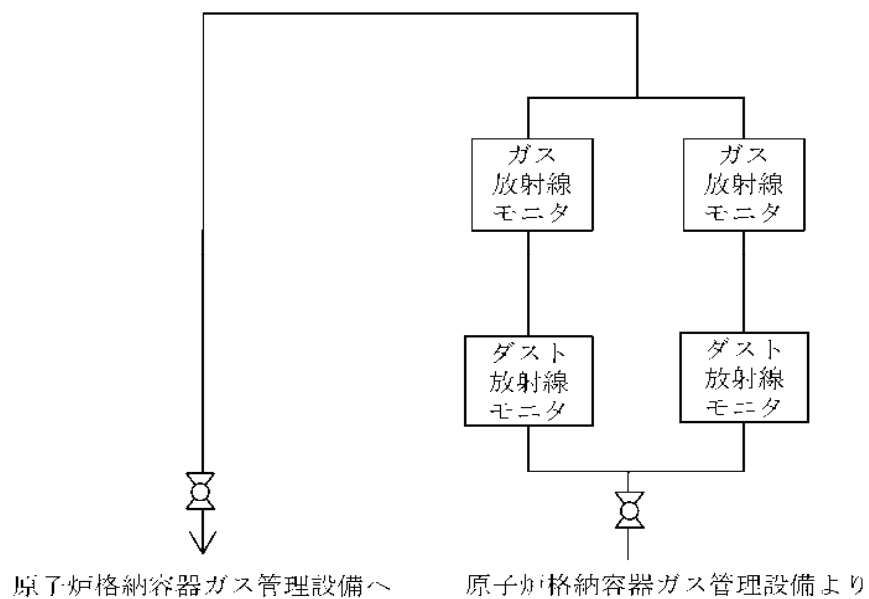


図2. 15-2 1号機 ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器 系統概略図  
(原子炉格納容器ガス管理設備出口)

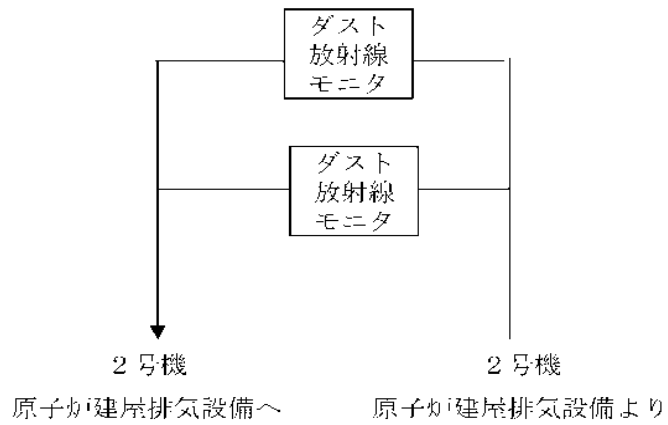


図2. 15-3 2号機 ダスト放射線モニタ検出器 系統概略図  
(原子炉建屋排気設備出口)

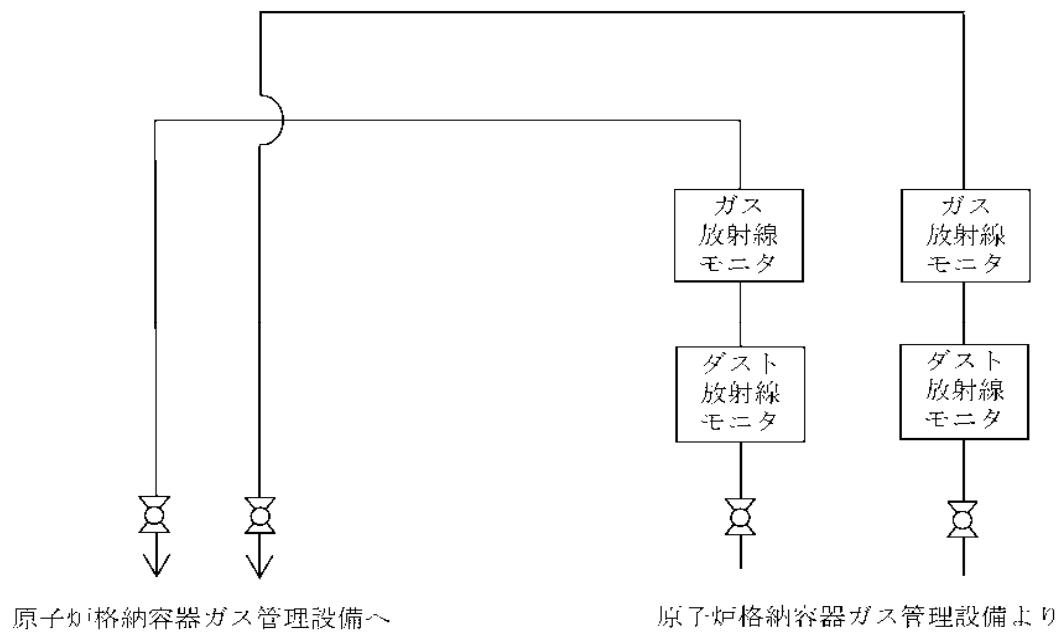


図2. 15-4 2号機 ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器 系統概略図  
(原子炉格納容器ガス管理設備出口)

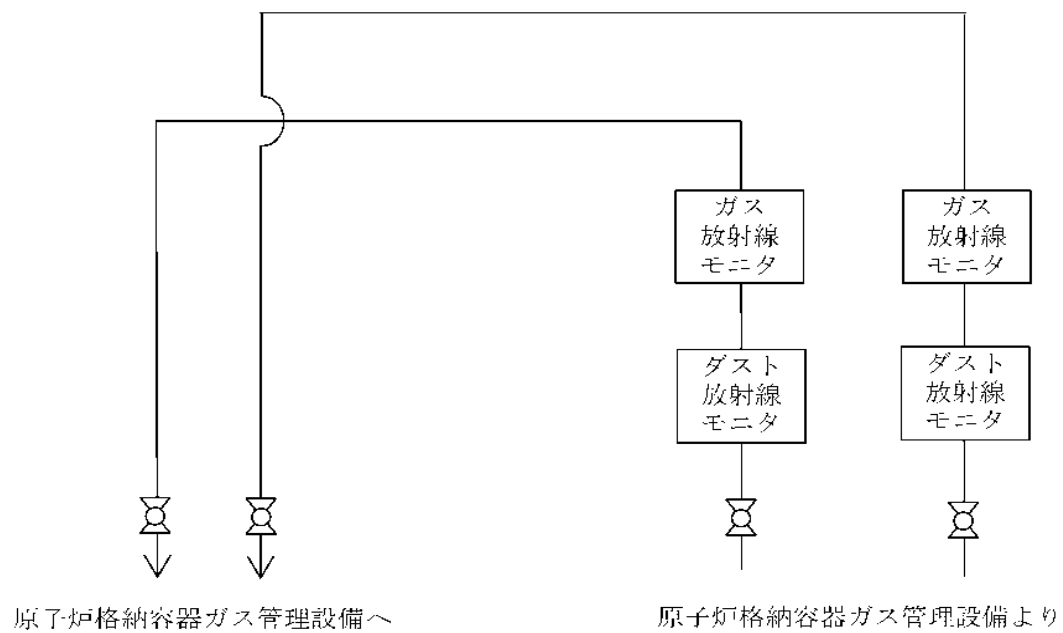


図 2. 1 5 5 3 号機 ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器 系統概略図  
(原子炉格納容器ガス管理設備出口)

モニタリングポストの配置図

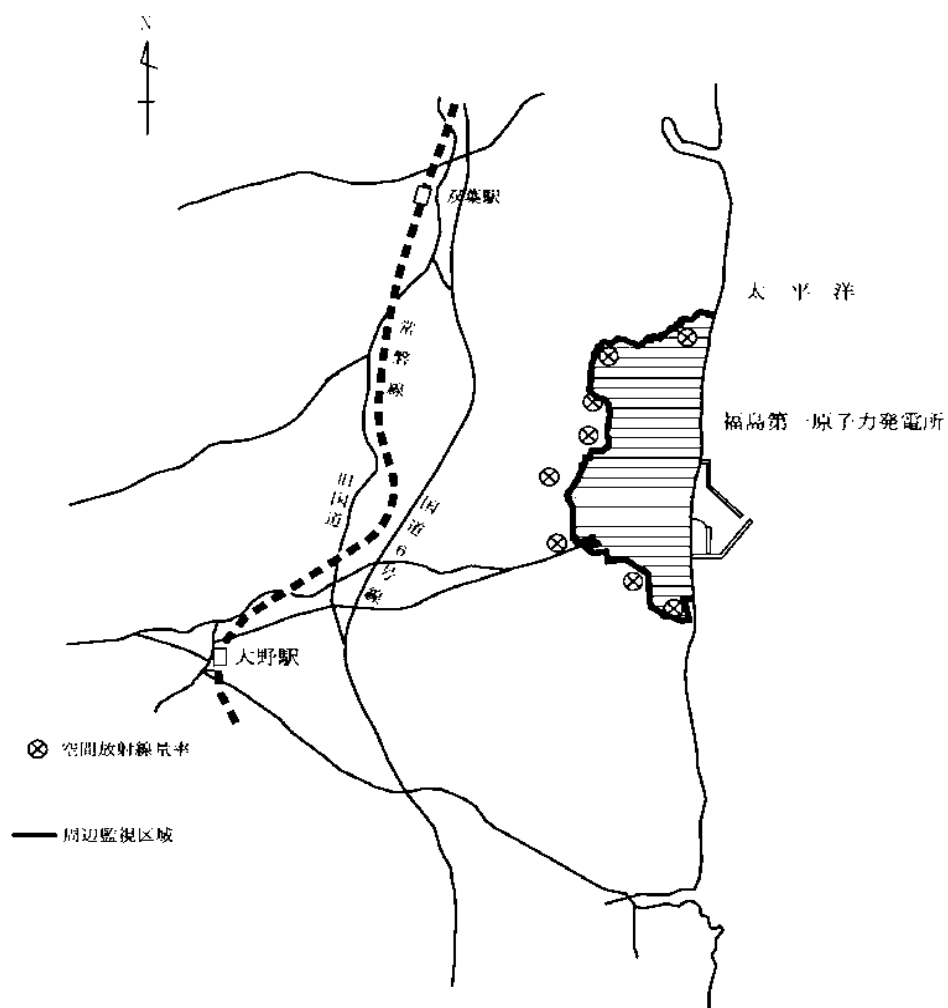


図2.15 6 モニタリングポスト配置図

## 2.16 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設

### 2.16.1 基本設計

#### 2.16.1.1 設置の目的

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去する多核種除去設備、多核種除去設備の処理済水を貯留するタンク、槽類から構成する。

#### 2.16.1.2 要求される機能

- (1) 発生する液体状の放射性物質の量を上回る処理能力を有すること。
- (2) 発生する液体状の放射性物質について適切な方法によって、処理、貯留、減衰、管理等を行い、放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること。
- (3) 放射性液体廃棄物が漏えいし難いこと。
- (4) 漏えい防止機能を有すること。
- (5) 放射性液体廃棄物が、万一、機器・配管等から漏えいした場合においても、施設からの漏えいを防止でき、又は敷地外への管理されない放出に適切に対応できる機能を有すること。
- (6) 施設内で発生する気体状及び固体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有すること。

#### 2.16.1.3 設計方針

##### (1) 放射性物質の濃度及び量の低減

多核種除去設備は、汚染水処理設備で処理した水を、ろ過、凝集沈殿、イオン交換等により周辺環境に対して、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

##### (2) 処理能力

多核種除去設備は、滞留水の発生原因となっている雨水、地下水の建屋への流入量を上回る処理容量とする。

##### (3) 材料

多核種除去設備の機器等は、処理対象水の性状を考慮し、適切な材料を用いた設計とする。

##### (4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

多核種除去設備の機器等は、液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。



- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器、インターロック回路等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えい液体の除去を容易に行えるようにする。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、シールド中央制御室等に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし、これを監視できるようにする。
- d. 多核種除去設備の機器等は、可能な限り周辺に堰を設けた区画内に設け、漏えいの拡大を防止する。また、処理対象水の移送配管類は、万一、漏えいしても排水路を通じて環境に放出することがないように、排水路から可能な限り隔離するとともに、排水路を跨ぐ箇所はボックス鋼内等に配管を敷設する。さらに、ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

#### (5) 被ばく低減

多核種除去設備は、遮へい、機器の配置等により被ばくの低減を考慮した設計とする。

#### (6) 可燃性ガスの管理

多核種除去設備は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。また、排出する可燃性ガスに放射性物質が含まれる可能性がある場合には、適切に除去する設計とする。

#### (7) 健全性に対する考慮

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

### 2.16.1.4 供用期間中に確認する項目

多核種除去設備処理済水に含まれる除去対象の放射性核種濃度（トリチウムを除く）が『実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示』に示される濃度限度（以下、「告示濃度限度」という）以下であること。

### 2.16.1.5 主要な機器

多核種除去設備は、3系列から構成し、各系列は前処理設備と多核種除去装置で構成する。さらに共通設備として、前処理設備から発生する沈殿処理生成物及び放射性核種を吸着した吸着材を収容して貯蔵する高性能容器、薬品を供給するための薬品供給設備、多核種除去設備の運転監視を行う監視制御装置、電源を供給する電源設備等で構成する。なお、2系列運転で定格処理容量を確保するが、RO濃縮塩水の処理を早期に完了させる観点から、3系列同時運転も可能な構成とする。また、装置の処理能力を確認するための試料採取が

可能な設備とする。

多核種除去設備は電源が喪失した場合、系統が隔離されるため、電源喪失による設備から外部への漏えいが発生することはない。

多核種除去設備の主要な機器はシールド中央制御室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。また、多核種除去設備の設置エリアには放射線レベル上昇が確認できるようエリア放射線モニタを設置し監視を行う。監視・制御装置は、故障により各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。更に、運転員の誤操作、誤判断を防止するため、装置毎に配置する等の配慮を行うとともに、特に重要な装置の緊急停止操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。

多核種除去設備で処理された水は、処理済水貯留用タンク・槽類で貯留する。

#### (1) 多核種除去設備

##### a. 前処理設備

前処理設備は、アルファ核種、コバルト 60、マンガン 54 等の除去を行う鉄共沈処理設備及び吸着阻害イオン（マグネシウム、カルシウム等）の除去を行う炭酸塩沈殿処理設備で構成する。

鉄共沈処理は、後段の多核種除去装置での吸着材の吸着阻害要因となる除去対象核種の錯体を次亜塩素酸により分解すること及び処理対象水中に存在するアルファ核種を水酸化鉄により共沈させ除去することを目的とし、次亜塩素酸ソーダ、塩化第二鉄を添加した後、pH 調整のために苛性ソーダを添加して水酸化鉄を生成させ、さらに凝集剤としてポリマーを投入する。

また、炭酸塩沈殿処理は、多核種除去装置での吸着材によるストロンチウムの除去を阻害するマグネシウム、カルシウム等の 2 価の金属を炭酸塩により除去することを目的とし、炭酸ソーダと苛性ソーダを添加し、2 価の金属の炭酸塩を生成させる。

沈殿処理等により生成された生成物は、クロスフローフィルタにより濃縮し、高性能容器に排出する。

##### b. 多核種除去装置

多核種除去装置は、1 系列あたり 1 4 塔の吸着塔及び 2 塔の処理カラムで構成する。

多核種除去装置は、除去対象核種に応じて吸着塔、処理カラムに収容する吸着材（活性炭、キレート樹脂等）の種類が異なっており、処理対象水に含まれるコロイド状及びイオン状の放射性核種を分離・吸着処理する機能を有する。なお、吸着塔は 2 塔分の増設が可能である。また、吸着塔、処理カラムに収容する吸着材の構成は、処理対象水の性状に応じて変更する。

吸着塔に含まれる吸着材は、所定の容量を通水した後、高性能容器へ排出する。また、処理カラムに含まれる吸着材は、所定の容量を通水した後、処理カラムごと交換する。

吸着材を収容した高性能容器あるいは使用済みの処理カラムは、使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。なお、使用済みの処理カラムは一年あたり 6 体程度発生する。

c. 高性能容器 (HIC ; High Integrity Container)

高性能容器は使用済みの吸着材、沈殿処理生成物を貯蔵する。

使用済みの吸着材は、収容効率を高めるために脱水装置 (SEDS ; Self-Engaging Dewatering System) により脱水処理される。

沈殿処理生成物の高性能容器への移送は自動制御で行い、使用済みの吸着材の移送は手動操作によって行う。なお、使用済み吸着材の移送は現場で輸送状況を確認し操作する。高性能容器内の貯蔵量は、水位センサにて監視する。

交換した使用済みの高性能容器は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設で貯蔵する。なお、使用済みの高性能容器は一年あたり 800 体程度発生する。

高性能容器取扱い時に落下による漏えいを発生させないように高性能容器への補強体等を取り付ける。

d. 薬品供給設備

薬品供給設備は、各添加薬液に対してそれぞれタンクを有し、沈殿処理や pH 調整のため、ポンプにより薬品を前処理設備や多核種除去装置に供給する。添加する薬品は、次亜塩素酸ソーダ、苛性ソーダ、炭酸ソーダ、塩酸、塩化第二鉄、ポリマーである。

何れも不燃性であり、装置内での反応熱、反応ガスも有意には発生しない。

e. 電源設備

電源は、異なる 2 系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。なお、電源が喪失した場合でも、設備からの外部への漏えいは発生することはない。

f. 橋形クレーン

高性能容器、処理カラムを取り扱うための橋形クレーンを 2 基設ける。

(2) 多核種除去設備関連施設

a. 処理済水貯留用タンク・槽類

処理済水貯留用タンク・槽類は、多核種除去設備の処理済水を貯留する。

タンク・槽類は、鋼製の円筒形タンクを使用する。

#### 2.16.1.6 自然災害対策等

##### (1) 津波

多核種除去設備及び関連施設は、アウターライズ津波が到達しないと考えられる O.P. 30m 以上の場所に設置する。

##### (2) 台風

台風による設備の損傷を防止するため、上屋外装材は建築基準法施行令に基づく風荷重に対して設計している。

##### (3) 積雪

積雪による設備の損傷を防止するため、上屋外装材は建築基準法施行令および福島県建築基準法施行規則細則に基づく積雪荷重に対して設計している。

##### (4) 落雷

接地網を設け、落雷による損傷を防止する。

##### (5) 竜巻

竜巻の発生の可能性が予見される場合は、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の拡大防止を図る。また、車両などの飛来物によって、設備を破壊させることがないように、車両を設備から遠ざける措置をとる。

##### (6) 火災

火災発生を防止するため、消防法基準に準拠した火災検出設備、誘導灯を設置する。また、初期消火ができるよう近傍に消火器を設置する。

#### 2.16.1.7 構造強度及び耐震性

##### (1) 構造強度

多核種除去設備等を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME D NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし、福島第一原子力発電所構内の作業環境、機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため、設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。

従って、可能な限り設計・建設規格のクラス 3 機器相当の設計・製作・検査を行うものの、JIS 等の規格に適合した一般産業品の機器等や、設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。また、溶接部については、系統機能試験等を行い、漏えい等の異常がないことを確認する。

なお、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等を行うことで、経年劣化の影響についての評価を行う。なお、試験等の実施が困難な場合にあっては、巡視点検等による状態監視を行うことで、健全性を確保する。

## (2) 耐震性

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられ、耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠する。

### 2.16.1.8 機器の故障への対応

#### (1) 機器の単一故障

多核種除去設備は、3つの処理系列を有し、電源についても多重化している。そのため、動的機器、電源系統の単一故障については、処理系列の切替作業等により、速やかな処理の再開が可能である。

#### (2) 除染能力の低下

放射性核種の濃度測定の結果、有意な濃度が確認された場合には、処理済水を再度多核種除去設備に戻す再循環処理を実施する。

#### (3) 高性能容器の落下

高性能容器については、多核種除去設備での運用を考慮した高さから落下しても容器の健全性に問題ないことが確認されているものを使用する。

また、万一の容器落下破損による漏えい時の対応として、回収作業に必要な吸引車等を配備し、吸引車を操作するために必要な要員を確保する。また、漏えい回収訓練及び吸引車の点検を定期的に行う。

## 2.16.2. 基本仕様

### 2.16.2.1. 主要仕様

#### (1) 多核種除去設備

処理方式	凝集沈殿方式・吸着材方式
処理容量・処理系列	250m <sup>3</sup> /日/系列×3系列

#### (2) バッチ処理タンク

基 数	2 基 (1 系列あたり)
容 量	33.1 m <sup>3</sup>

#### (3) スラリー移送ポンプ(完成品)

台 数	1 台 (1 系列あたり)
容 量	36 m <sup>3</sup> /h

#### (4) 循環タンク

基 数	1 基 (1 系列あたり)
容 量	5.87 m <sup>3</sup>

#### (5) 循環ポンプ 1 (完成品)

台 数	1 台 (1 系列あたり)
容 量	191 m <sup>3</sup> /h

#### (6) デカントポンプ (完成品)

台 数	1 台 (1 系列あたり)
容 量	120 m <sup>3</sup> /h

#### (7) デカントタンク

基 数	1 基 (1 系列あたり)
容 量	35.57 m <sup>3</sup>

#### (8) 供給ポンプ 1 (完成品)

台 数	1 台 (1 系列あたり)
容 量	12.5 m <sup>3</sup> /h

- (9) 共沈タンク
- |     |                     |
|-----|---------------------|
| 基 数 | 1 基 (1 系列あたり)       |
| 容 量 | 3.42 m <sup>3</sup> |
- (10) 供給タンク
- |     |                     |
|-----|---------------------|
| 基 数 | 1 基 (1 系列あたり)       |
| 容 量 | 3.69 m <sup>3</sup> |
- (11) 供給ポンプ 2 (完成品)
- |     |                        |
|-----|------------------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり)          |
| 容 量 | 12.5 m <sup>3</sup> /h |
- (12) 循環ポンプ 2 (完成品)
- |     |                      |
|-----|----------------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり)        |
| 容 量 | 313 m <sup>3</sup> h |
- (13) 吸着塔入口バッファタンク
- |     |                     |
|-----|---------------------|
| 基 数 | 1 基 (1 系列あたり)       |
| 容 量 | 6.52 m <sup>3</sup> |
- (14) ブースターポンプ 1 (完成品)
- |     |                        |
|-----|------------------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり)          |
| 容 量 | 12.5 m <sup>3</sup> /h |
- (15) ブースターポンプ 2 (完成品)
- |     |                       |
|-----|-----------------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり)         |
| 容 量 | 12.5 m <sup>3</sup> h |
- (16) 吸着塔
- |     |                |
|-----|----------------|
| 基 数 | 14 基 (1 系列あたり) |
|-----|----------------|
- (17) 処理カラム
- |     |               |
|-----|---------------|
| 基 数 | 2 基 (1 系列あたり) |
|-----|---------------|

- |      |                    |                        |
|------|--------------------|------------------------|
| (18) | 移送タンク              |                        |
|      | 基 数                | 1 基 (1 系列あたり)          |
|      | 容 量                | 4.12 m <sup>3</sup>    |
| (19) | 移送ポンプ (完成品)        |                        |
|      | 台 数                | 1 台 (1 系列あたり)          |
|      | 容 量                | 12.5 m <sup>3</sup> /h |
| (20) | 前段クロスフローフィルタ (完成品) |                        |
|      | 台 数                | 2 台 (1 系列あたり)          |
| (21) | 後段クロスフローフィルタ (完成品) |                        |
|      | 台 数                | 6 台 (1 系列あたり)          |
| (22) | 出口フィルタ (完成品)       |                        |
|      | 台 数                | 1 台 (1 系列あたり)          |
| (23) | 高性能容器 (完成品)        |                        |
|      | 基 数                | 12 基 (多核種除去設備での設置台数)   |
|      | 容 量                | 2.86 m <sup>3</sup>    |
| (24) | 苛性ソーダ貯槽 (完成品)      |                        |
|      | 基 数                | 1 基                    |
|      | 容 量                | 15 m <sup>3</sup>      |
| (25) | 炭酸ソーダ貯槽 (完成品)      |                        |
|      | 基 数                | 2 基                    |
|      | 容 量                | 50 m <sup>3</sup>      |
| (26) | 次亜塩素酸ソーダ貯槽 (完成品)   |                        |
|      | 基 数                | 1 基                    |
|      | 容 量                | 3 m <sup>3</sup>       |
| (27) | 塩酸貯槽 (完成品)         |                        |
|      | 基 数                | 1 基                    |
|      | 容 量                | 30 m <sup>3</sup>      |



(28) 塩化第二鉄貯槽（完成品）

基 数	1 基
容 量	4 m <sup>3</sup>

(29) サンプルタンク

基 数	4 基
容 量	1100 m <sup>3</sup>

(30) 処理済水移送ポンプ

台 数	2 台
容 量	40 m <sup>3</sup> /h

表 2. 16-1 主要配管仕様 (1/2)

名 称	仕 様	
中低濃度タンクから 多核種除去設備入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.15MPa 40℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370 1.15MPa 40℃
多核種除去設備入口から ブースターポンプ 1 まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPG370 0.98MPa 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ          材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch. 40 32A/Sch. 40 50A/Sch. 40 65A/Sch. 40 100A/Sch. 40 125A/Sch. 40 150A/Sch. 40 200A/Sch. 40 250A/Sch. 40 300A/Sch. 40 SUS316L 0.98MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 150A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
ブースターポンプ 1 から 移送タンクまで (鋼管)	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 1.37MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 1.37MPa 60℃

表 2. 16 - 1 主要配管仕様 (2 / 2)

名 称	仕 様	
移送タンクから 多核種除去塔出口まで (鋼管)	呼び径／厚さ	32A/Sch. 40 50A/Sch. 40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	SUS316L 1.15MPa 60℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPG370 1.15MPa 60℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 100A/Sch. 80 STPG370 1.15MPa 40℃
多核種除去設備出口から 処理済水貯留用タンク・槽類まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 0.98MPa 40℃

表 2. 16-2 放射線監視装置仕様

項目	仕様
名称	エリア放射線モニタ
基数	2 基
種類	半導体検出器
取付箇所	多核種除去設備設置エリア
計測範囲	10 <sup>-3</sup> mSv/h～10 <sup>1</sup> mSv/h

### 2.16.3 添付資料

添付資料－1：全体概要図及び系統構成図

添付資料－2：放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

添付資料－3：多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果

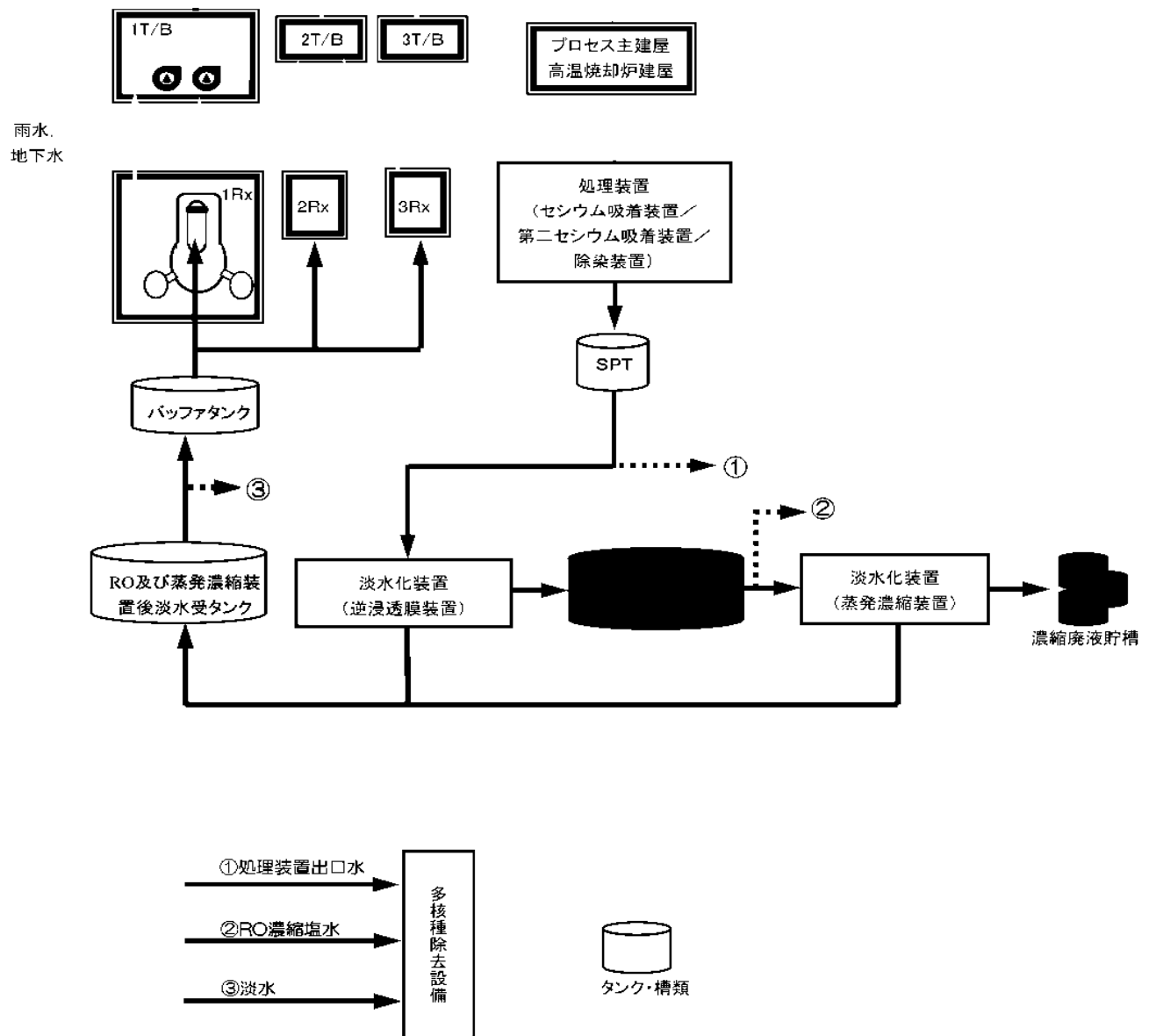
添付資料－4：多核種除去設備等の具体的な安全確保策

添付資料－5：高性能容器の健全性評価

添付資料－6：除去対象核種の選定

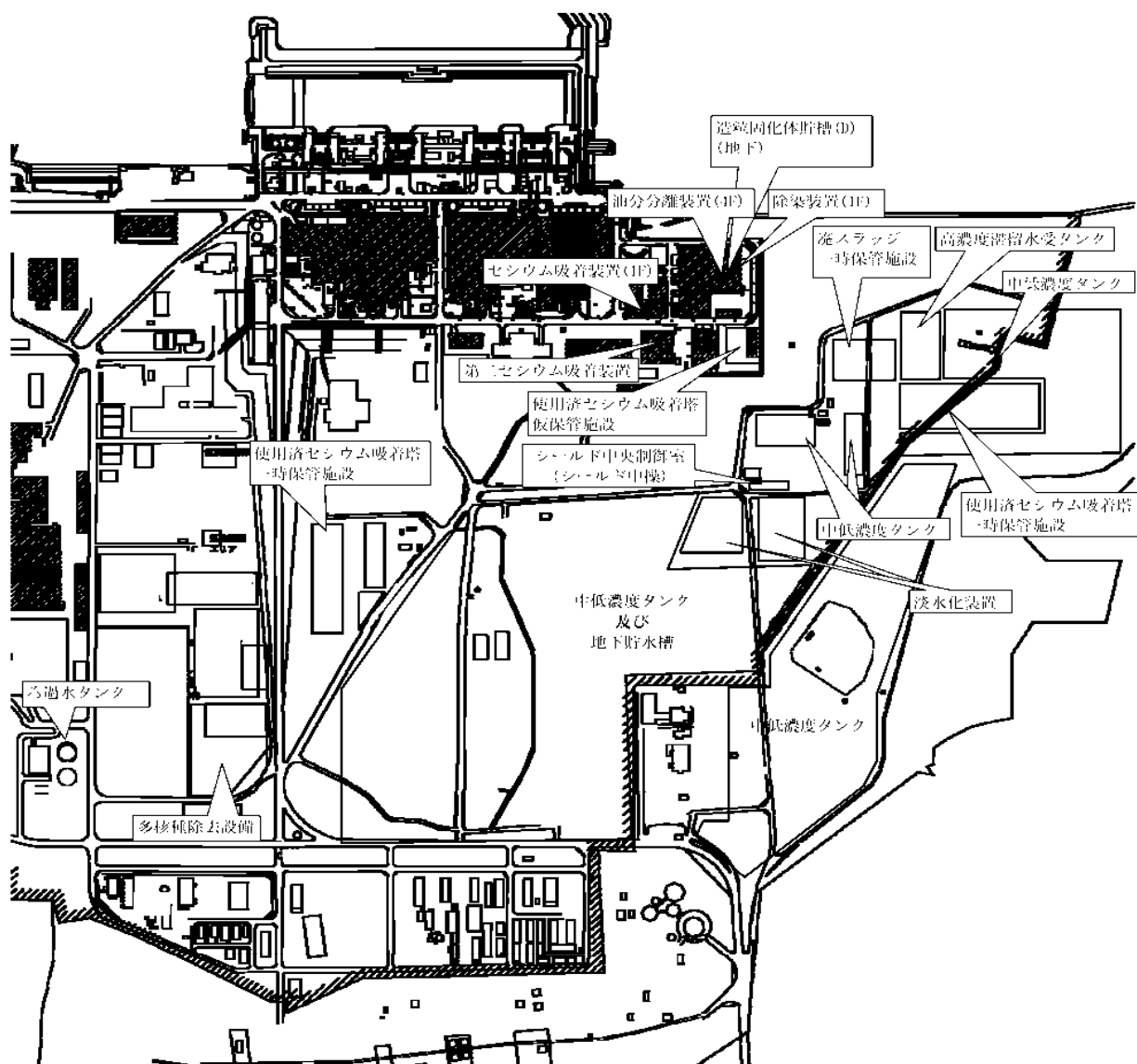
添付資料－7：高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価

添付資料－8：放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画



(a) 配置概要

図ー 1 汚染水処理設備並びに多核種除去設備等の全体概要図



(b) 配置概要

図－2 汚染水処理設備等の全体概要図



## 放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

放射性液体廃棄物処理設備等を構成する設備について、構造強度評価の基本方針及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性等の評価を行う。

## 1.1 基本方針

## 1.1.1 構造強度評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSMF S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし、福島第一原子力発電所構内の作業環境、機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため、設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。従って、可能な限り設計・建設規格のクラス3機器相当の設計・製作・検査を行うものの、JIS等の規格に適合した一般産業品の機器等や、設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。また、溶接部については、系統機能試験等を行い、漏えい等の異常がないことを確認する。

なお、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等を行うことで、経年劣化の影響についての評価を行う。なお、試験等の実施が困難な場合にあっては、巡視点検等による状態監視を行うことで、健全性を確保する。

## 1.1.2 耐震性評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子力施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられ、耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」（以下、「耐震設計技術規程」という。）等に準用する。また、参考評価として、基準地震動S<sub>s</sub>相当の水平震度に対して健全性が維持されることを確認する。

## 1.2 評価結果

## 1.2.1 ポンプ類

## (1) 構造強度評価

ポンプは一般産業品とするため、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しながら、以下により高い信頼性を確保した。

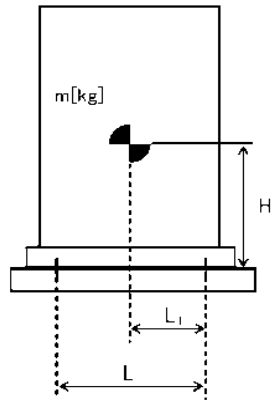
- ・ 公的規格に適合したポンプを選定する。
- ・ 耐腐食性（塩分対策）を有したポンプを選定する。
- ・ 試運転により、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。



## (2)耐震性評価

### a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 1）。



- $L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離
- $m$  : 機器重量
- $g$  : 重力加速度
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- $n$  : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度

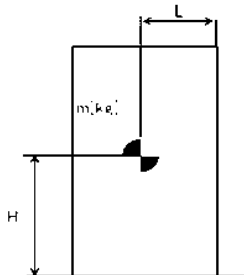
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力: } F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

### b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくことから，転倒しないことを確認した。また，地震による転倒モーメント > 自重による安定モーメントとなるものについては，a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した(表 1)。



- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $m$  : 機器重量
- $g$  : 重力加速度
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $L$  : 転倒支点から機器重心までの距離

$$\text{地震による転倒モーメント: } M_1 = m \times g \times C_H \times H$$

$$\text{自重による安定モーメント: } M_2 = m \times g \times L$$

表 1 : ポンプ耐震評価結果 ( 1 / 2 )

機器名称	評価部位	評価項目	水平 震度	算出値	許容値	単位
スラリー移送ポンプ	本体	転倒	0.36	$3.17 \times 10^5$	$6.71 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
循環ポンプ 1	本体	転倒	0.36	$2.34 \times 10^6$	$4.70 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	4	133	MPa
デカントポンプ	本体	転倒	0.36	$6.84 \times 10^5$	$1.32 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
供給ポンプ 1	本体	転倒	0.36	$1.95 \times 10^6$	$4.80 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
供給ポンプ 2	本体	転倒	0.36	$3.28 \times 10^5$	$7.36 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
循環ポンプ 2	本体	転倒	0.36	$2.59 \times 10^6$	$5.21 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	4	133	MPa
ブースターポンプ 1	本体	転倒	0.36	$4.85 \times 10^5$	$1.02 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
ブースターポンプ 2	本体	転倒	0.36	$4.85 \times 10^6$	$1.02 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
移送ポンプ	本体	転倒	0.36	$1.95 \times 10^5$	$4.80 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
処理済水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	$8.30 \times 10^5$	$1.10 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—	—	MPa
		せん断	0.36	2	141	MPa

※引張評価の算出値「—」については、引張応力が作用していない。

表 1 : ポンプ耐震評価結果 (2 / 2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラリー移送ポンプ	本体	転倒	0.80	$7.04 \times 10^5$	$6.71 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	3	139	MPa
循環ポンプ 1	本体	転倒	0.80	$5.18 \times 10^6$	$4.70 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	8	133	MPa
デカントポンプ	本体	転倒	0.80	$1.52 \times 10^6$	$1.32 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	5	139	MPa
供給ポンプ 1	本体	転倒	0.80	$4.33 \times 10^9$	$4.80 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	2	139	MPa
供給ポンプ 2	本体	転倒	0.80	$7.29 \times 10^5$	$7.36 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	3	139	MPa
循環ポンプ 2	本体	転倒	0.80	$5.74 \times 10^6$	$5.21 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	9	133	MPa
ブースターポンプ 1	本体	転倒	0.80	$1.08 \times 10^6$	$1.02 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	4	139	MPa
ブースターポンプ 2	本体	転倒	0.80	$1.08 \times 10^6$	$1.02 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	4	139	MPa
移送ポンプ	本体	転倒	0.80	$4.33 \times 10^5$	$4.80 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	2	139	MPa
処理済水移送ポンプ	本体	転倒	0.80	$1.90 \times 10^6$	$1.10 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	3	183	MPa
		せん断	0.80	5	141	MPa

※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。

### 1.2.2 タンク類，吸着塔及び処理カラム

#### (1) 構造強度評価

タンク類は，SUS316L（バッチ処理タンクについてはゴムライニング付）もしくは炭素鋼（ライニング付）とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保した。

- ・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。
- ・水張りによる溶接部の漏えい確認等を行う。

また，吸着塔及び処理カラムは，SUS316L とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下を考慮することで，高い信頼性を確保した。

- ・公的規格に適合した一般産業品の SUS316L を用いて吸着塔，処理カラムを製作する。
- ・溶接継手は，PT 検査，運転圧による漏えい確認等を行う。
- ・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。

#### a. スカート支持たて置円筒形容器

スカート支持たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧（開放型タンク），最高使用圧力（密閉型タンク）に耐えられることを確認した（表 2）。

（開放型の場合）

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径

H : 水頭

$\rho$  : 液体の比重

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力

$\eta$  : 長手継手の効率

（密閉型の場合）

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径

P : 最高使用圧力

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力

$\eta$  : 長手継手の効率

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は  $t = 3.00[\text{mm}]$  以上，その他の金属の場合は  $t = 1.50[\text{mm}]$  以上とする。

表 2：スカート支持たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
バッチ処理タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	2.67	7.80
循環タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	1.14	8.35
デカントタンク	胴板	3.00	7.45
	鏡板	1.26	6.00
共沈タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.31	3.90
供給タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.32	3.90
吸着塔	胴板	9.57	16.50
	鏡板	10.18	18.50
処理カラム	胴板	12.29	18.70
	鏡板	13.09	20.70

b. 平底たて置円筒形容器

平底たて置円筒形容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した(表 3)。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

$t$  : 胴の計算上必要な厚さ  
 $D_i$  : 胴の内径  
 $H$  : 水頭  
 $\rho$  : 液体の比重  
 $S$  : 最高使用温度における材料の許容引張応力  
 $\eta$  : 長手継手の効率

ただし、 $t$  の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は  $t = 3.00[\text{mm}]$  以上、その他の金属の場合は  $t = 1.50[\text{mm}]$  以上とする。

表 3：平底たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
吸着塔入口バッファタンク	胴板	1.50	7.80
	底板	3.00	23.70
移送タンク	胴板	3.00	4.60
	底板	3.00	14.45

c. 三脚たて置円筒形容器

三脚たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，最高使用圧力に耐えられることを確認した（表 4）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

$t$ ：胴の計算上必要な厚さ  
 $D_i$ ：胴の内径  
 $P$ ：最高使用圧力  
 $S$ ：最高使用温度における材料の許容引張応力  
 $\eta$ ：長手継手の効率

ただし， $t$  の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は  $t = 3.00[\text{mm}]$  以上，その他の金属の場合は  $t = 1.50[\text{mm}]$  以上とする。

表 4：三脚たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
出口フィルタ	胴板	1.92	3.50
	鏡板	1.34	3.10

d. 円筒型タンク

円筒型タンクについては、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した（表 5）。

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

$t$  : 胴の計算上必要な厚さ  
 $Di$  : 胴の内径  
 $H$  : 水頭  
 $\rho$  : 液体の比重  
 $S$  : 最高使用温度における材料の許容引張応力  
 $\eta$  : 長手継手の効率

ただし、 $t$  の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は  $t = 3.00[\text{mm}]$  以上、その他の金属の場合は  $t = 1.50[\text{mm}]$  以上とする。

表 5：円筒型タンク板厚評価結果

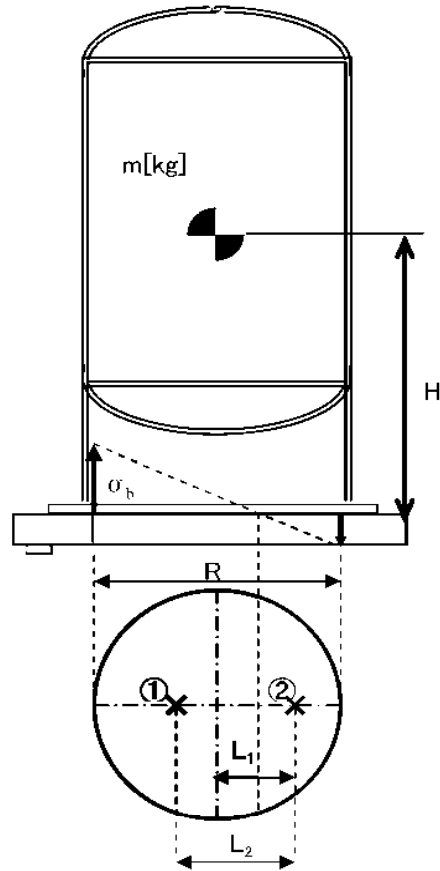
機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
サンプルタンク	タンク板厚	5.89	12.00

(2)耐震性評価

a. スカート支持たて置円筒形容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表6）。



- $m$  : 機器重量
- $g$  : 重力加速度
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $n$  : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度
- $C_1$  : 中立軸の位置より求める係数
- $\sigma_b$  : 基礎ボルトに作用する引張応力
- $F_t$  : 基礎ボルトに作用する引張力
- ① : 基礎ボルトに作用する引張力の作用点
- ② : 基礎部に作用する圧縮力の作用点
- $R$  : 基礎ボルトのピッチ円直径
- $L_1$  : 基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離
- $L_2$  : ①から②までの距離

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力: } F_t = \frac{1}{L_2} \left( m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1 \right)$$

$$\text{基礎ボルトに作用する引張応力: } \sigma_b = \frac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$



(b) 胴板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力  $\sigma_0$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表6)。

$$\begin{aligned}\sigma_0 &= \text{Max}\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\} \\ \sigma_{0t} &= \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\} \\ \sigma_{0c} &= \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}\end{aligned}$$

$\sigma_{0t}$  : 一次一般膜応力 (引張側)  
 $\sigma_{0c}$  : 一次一般膜応力 (圧縮側)  
 $\sigma_\phi$  : 胴の周方向応力の和  
 $\sigma_{xt}$  : 胴の軸方向応力の和 (引張側)  
 $\sigma_{xc}$  : 胴の軸方向応力の和 (圧縮側)  
 $\tau$  : 地震により胴に生じるせん断応力

(c) スカートの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、スカートの強度評価を実施した。

組合せ応力  $\sigma_s$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表6)。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

$\sigma_1$  : スカートの質量による軸方向応力  
 $\sigma_2$  : スカートの鉛直方向地震による軸方向応力  
 $\sigma_3$  : スカートの曲げモーメントによる軸方向応力  
 $\tau$  : 地震によるスカートに生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、スカートに座屈が発生しないことを確認した(表6)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

$\sigma_1$  : スカートの質量による軸方向応力  
 $\sigma_2$  : スカートの鉛直方向地震による軸方向応力  
 $\sigma_3$  : スカートの曲げモーメントによる軸方向応力  
 $f_c$  : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力  
 $f_b$  : 曲げモーメントに対する許容座屈応力  
 $\eta$  : 座屈応力に対する安全率

表6：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（1／2）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理 タンク	胴板	一次一般膜	0.36	15	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	10	205	MPa
		座屈	0.36	0.05	1	
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	130	MPa
		せん断	0.36	33	101	MPa
循環タンク	胴板	一次一般膜	0.36	8	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	9	205	MPa
		座屈	0.36	0.04	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	131	MPa
		せん断	0.36	18	101	MPa
デカント タンク	胴板	一次一般膜	0.36	12	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	17	241	MPa
		座屈	0.36	0.10	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	440	MPa
		せん断	0.36	21	338	MPa
共沈タンク	胴板	一次一般膜	0.36	5	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	10	241	MPa
		座屈	0.36	0.05	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	11	180	MPa
		せん断	0.36	11	139	MPa
供給タンク	胴板	一次一般膜	0.36	6	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	11	241	MPa
		座屈	0.36	0.06	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	9	180	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
吸着塔	胴板	一次一般膜	0.36	41	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	4	205	MPa
		座屈	0.36	0.02	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	2	131	MPa
		せん断	0.36	3	101	MPa
処理カラム	胴板	一次一般膜	0.36	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	4	205	MPa
		座屈	0.36	0.02	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	131	MPa
		せん断	0.36	12	101	MPa

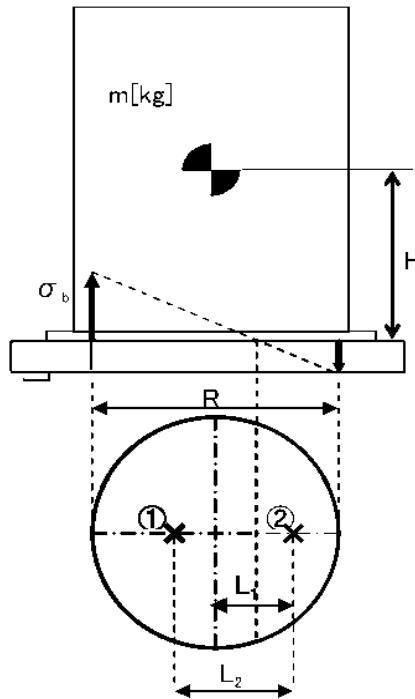
表6：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（2／2）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理 タンク	胴板	一次一般膜	0.80	21	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	17	205	MPa
		座屈	0.80	0.08	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	75	131	MPa
		せん断	0.80	26	101	MPa
循環タンク	胴板	一次一般膜	0.80	12	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	16	205	MPa
		座屈	0.80	0.07	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	42	121	MPa
		せん断	0.80	39	101	MPa
デカント タンク	胴板	一次一般膜	0.80	20	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	32	241	MPa
		座屈	0.80	0.17	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	63	440	MPa
		せん断	0.80	47	338	MPa
共沈タンク	胴板	一次一般膜	0.80	8	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	20	241	MPa
		座屈	0.80	0.10	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	72	180	MPa
		せん断	0.80	25	139	MPa
供給タンク	胴板	一次一般膜	0.80	10	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	21	241	MPa
		座屈	0.80	0.10	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	73	180	MPa
		せん断	0.80	28	139	MPa
吸着塔	胴板	一次一般膜	0.80	41	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	8	205	MPa
		座屈	0.80	0.04	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	16	131	MPa
		せん断	0.80	7	101	MPa
処理カラム	胴板	一次一般膜	0.80	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	8	205	MPa
		座屈	0.80	0.03	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	39	131	MPa
		せん断	0.80	26	101	MPa

b. 平底たて置円筒形容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 7）。



- $m$  : 機器重量
- $g$  : 重力加速度
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $n$  : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度
- $C_t$  : 中立軸の位置より求める係数
- $\sigma_b$  : 基礎ボルトに作用する引張応力
- $F_t$  : 基礎ボルトに作用する引張力
- ① : 基礎ボルトに作用する引張力の作用点
- ② : 基礎部に作用する圧縮力の作用点
- $R$  : 基礎ボルトのピッチ円直径
- $L_1$  : 基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離
- $L_2$  : ①から②までの距離

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力: } F_t = \frac{1}{L_2} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

(b) 胴板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力  $\sigma_0$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表7)。

$$\begin{aligned}\sigma_0 &= \text{Max}\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\} \\ \sigma_{0t} &= \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\} \\ \sigma_{0c} &= \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}\end{aligned}$$

$\sigma_{0t}$  : 一次一般膜応力 (引張側)  
 $\sigma_{0c}$  : 一次一般膜応力 (圧縮側)  
 $\sigma_\phi$  : 胴の周方向応力の和  
 $\sigma_{xt}$  : 胴の軸方向応力の和 (引張側)  
 $\sigma_{xc}$  : 胴の軸方向応力の和 (圧縮側)  
 $\tau$  : 地震により胴に生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、胴板に座屈が発生しないことを確認した(表7)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

$\sigma_1$  : 胴の空質量による軸方向圧縮応力  
 $\sigma_2$  : 胴の鉛直方向地震による軸方向応力  
 $\sigma_3$  : 胴の水平方向地震による軸方向応力  
 $f_c$  : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力  
 $f_b$  : 曲げモーメントに対する許容座屈応力  
 $\eta$  : 座屈応力に対する安全率

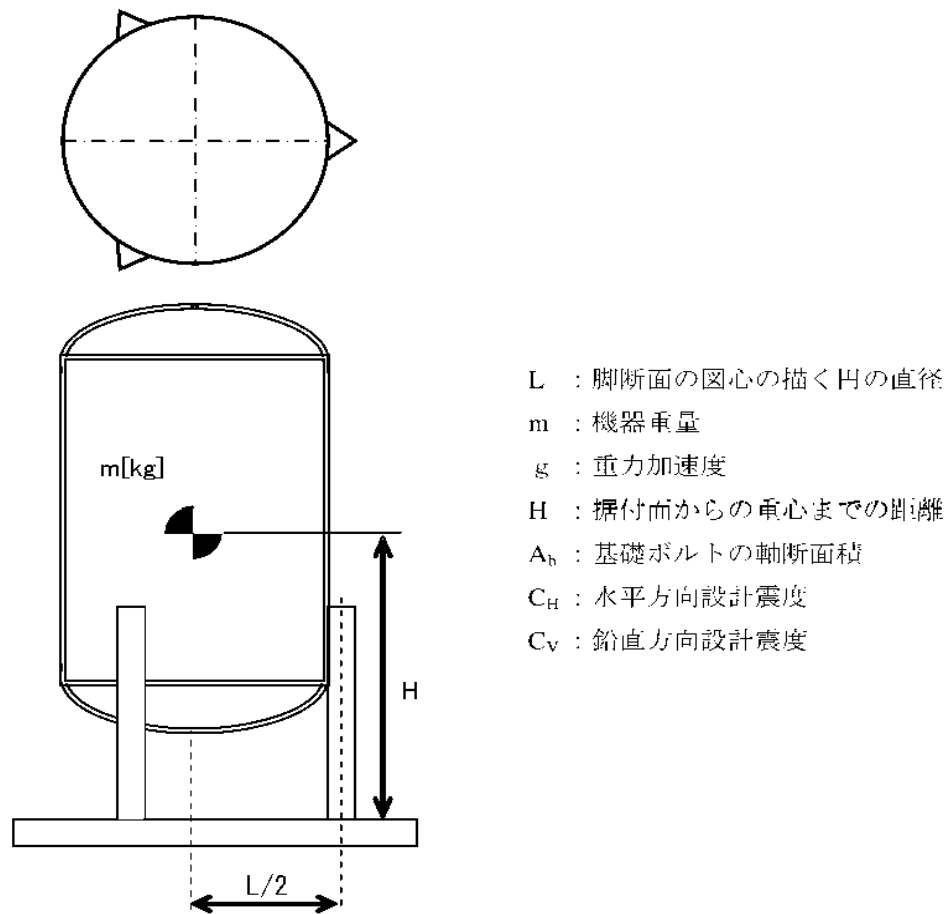
表 7 : 平底たて置円筒形容器耐震評価結果

機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔入口 パuffアタ ンク	胴板	一次 一般膜	0.36	7	163	MPa
		座屈	0.36	0.04	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	6	131	MPa
		せん断	0.36	10	101	MPa
	胴板	一次 一般膜	0.80	14	163	MPa
		座屈	0.80	0.08	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	55	131	MPa
		せん断	0.80	21	101	MPa
移送タンク	胴板	一次 一般膜	0.36	5	233	MPa
		座屈	0.36	0.03	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	2	180	MPa
		せん断	0.36	12	139	MPa
	胴板	一次 一般膜	0.80	11	233	MPa
		座屈	0.80	0.05	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	52	180	MPa
		せん断	0.80	26	139	MPa

c. 三脚たて置円筒形容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 整形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表8）。



$$\text{基礎ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{1}{3 \times A_b} \left( \frac{4 \times m \times g \times C_H \times H}{L} - m \times g \times (1 - C_V) \right)$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{1}{3 \times A_b} (m \times g \times C_H - 0.1 \times m \times g \times (1 - C_V))$$

(b) 脚の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 堅形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、脚の強度評価を実施した。

組合せ応力  $\sigma_s$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表8)。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

$\sigma_1$  : 脚の質量による軸方向応力

$\sigma_2$  : 脚の鉛直方向地震による軸方向応力

$\sigma_3$  : 脚の曲げモーメントによる軸方向応力

$\tau$  : 地震による脚に生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、脚に座屈が発生しないことを確認した(表8)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

$\sigma_1$  : 脚の質量による軸方向応力

$\sigma_2$  : 脚の鉛直方向地震による軸方向応力

$\sigma_3$  : 脚の曲げモーメントによる軸方向応力

$f_c$  : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力

$f_b$  : 曲げモーメントに対する許容座屈応力

$\eta$  : 座屈応力に対する安全率

(c) 胴板の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 堅形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力  $\sigma_0$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表8)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0\phi}, \sigma_{0x}\}$$

$$\sigma_{0x} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x5} + \sigma_{x7}$$

$$\sigma_{0\phi} = \sigma_{\phi1} + \sigma_{\phi7}$$

$\sigma_{0\phi}$  : 一次一般膜応力(周方向)

$\sigma_{0x}$  : 一次一般膜応力(軸方向)

$\sigma_{\phi1}$  : 内圧による周方向応力

$\sigma_{x1}$  : 内圧による軸方向応力

$\sigma_{x2}$  : 運転時質量による軸方向応力

$\sigma_{x5}$  : 地震力により生じる

転倒モーメントによる軸方向応力

$\sigma_{\phi7}$  : 胴の鉛直方向地震による周方向応力

$\sigma_{x7}$  : 胴の鉛直方向地震による軸方向応力



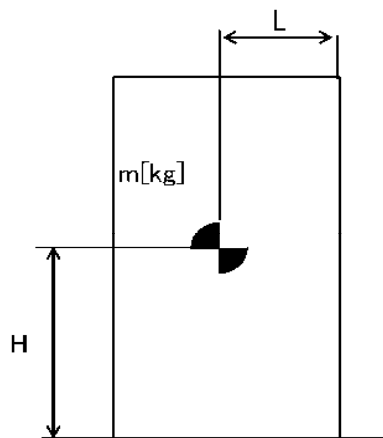
表 8：三脚たて置円筒形容器耐震評価結果

機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
出口 フィルタ	胴板	一次一般膜	0.36	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.36	57	205	MPa
		座屈	0.36	0.29	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.36	37	153	MPa
		せん断	0.36	3	118	MPa
	胴板	一次一般膜	0.80	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.80	120	205	MPa
		座屈	0.80	0.61	1	－
	基礎 ボルト	引張	0.80	92	153	MPa
		せん断	0.80	6	118	MPa

c. 円筒型タンク

(a) 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表 9）。



$C_H$ ：水平方向設計震度

$m$ ：機器質量

$g$ ：重力加速度

$H$ ：据付面からの重心までの距離

$L$ ：転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント： $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2 = m \times g \times L$

表 9 : 円筒型タンク耐震評価結果

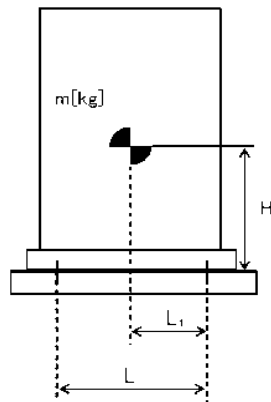
機器名称	評価部位	評価項目	水平地震動	算出値	許容値	単位
サンプルタンク	本体	転倒	0.36	$2.20 \times 10^{10}$	$7.20 \times 10^{10}$	N・mm
			0.80	$4.80 \times 10^{10}$		

### 1.2.3 スキッド

#### (1) 耐震性評価

##### a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 10）。



$L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離

$m$  : 機器重量

$g$  : 重力加速度

$H$  : 据付面からの重心までの距離

$L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

$n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

$n$  : 基礎ボルトの本数

$A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積

$C_H$  : 水平方向設計震度

$C_V$  : 鉛直方向設計震度

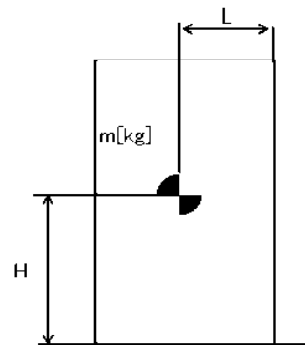
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力: } F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

#### b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメント＞自重による安定モーメントとなるものについては、a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表 10）。



$C_H$  : 水平方向設計震度

$m$  : 機器重量

$g$  : 重力加速度

$H$  : 据付面からの重心までの距離

$L$  : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント :  $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント :  $M_2 = m \times g \times L$

表 10：スキッド耐震評価結果（1／4）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンク スキッド	本体	転倒	0.36	$9.27 \times 10^8$	$1.08 \times 10^9$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	23	139	MPa
バッチ処理タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.36	$5.29 \times 10^6$	$1.85 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	6	139	MPa
循環タンク スキッド	本体	転倒	0.36	$4.04 \times 10^8$	$4.94 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	25	139	MPa
循環タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.36	$5.42 \times 10^6$	$1.16 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	8	139	MPa
スラリー移送ポンプ スキッド	本体	転倒	0.36	$1.80 \times 10^6$	$5.75 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド 1	本体	転倒	0.36	$6.80 \times 10^7$	$1.40 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	16	139	MPa
デカントタンク スキッド	本体	転倒	0.36	$4.71 \times 10^8$	$7.95 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	50	139	MPa
共沈・供給タンク スキッド	本体	転倒	0.36	$9.16 \times 10^7$	$1.56 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	16	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド 2	本体	転倒	0.36	$1.14 \times 10^8$	$2.11 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	25	139	MPa
吸着塔入口 パッファタンク スキッド	本体	転倒	0.36	$8.61 \times 10^7$	$1.04 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
ブースターポンプ 1 スキッド	本体	転倒	0.36	$2.56 \times 10^6$	$7.62 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
ブースターポンプ 2 スキッド	本体	転倒	0.36	$2.44 \times 10^6$	$8.36 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa

※引張評価の算出値「－」については、引張応力が作用していない。

表 10：スキッド耐震評価結果（2／4）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔 スキッド 1	本体	転倒	0.36	$1.50 \times 10^8$	$2.28 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	21	139	MPa
吸着塔 スキッド 2	本体	転倒	0.36	$1.33 \times 10^8$	$1.91 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	19	139	MPa
吸着塔 スキッド 3	本体	転倒	0.36	$1.33 \times 10^8$	$1.91 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	19	139	MPa
吸着塔 スキッド 4	本体	転倒	0.36	$1.22 \times 10^8$	$1.88 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
処理カラム スキッド	本体	転倒	0.36	$1.04 \times 10^8$	$1.43 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
出口移送 スキッド	本体	転倒	0.36	$3.12 \times 10^7$	$9.77 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
ALPS 入口弁 スキッド (I)	本体	転倒	0.36	$1.89 \times 10^7$	$6.14 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
ALPS 入口弁 スキッド (II)	本体	転倒	0.36	$3.13 \times 10^6$	$1.42 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	3	139	MPa
ALPS 出口弁 スキッド	本体	転倒	0.36	$6.57 \times 10^6$	$2.27 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	3	139	MPa
排水タンク スキッド	本体	転倒	0.36	$2.90 \times 10^7$	$8.44 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
HIC 遮へい体	本体	転倒	0.36	$9.28 \times 10^7$	$2.05 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	－	－	MPa
		せん断	0.36	23	139	MPa

※引張評価の算出値「－」については、引張応力が作用していない。

表 10：スキッド耐震評価結果（3／4）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンク スキッド	本体	転倒	0.80	$2.06 \times 10^9$	$1.08 \times 10^9$	N・mm
	基礎	引張	0.80	116	171	MPa
	ボルト	せん断	0.80	51	139	MPa
バッチ処理タンク 用介スキッド	本体	転倒	0.80	$1.18 \times 10^7$	$1.85 \times 10^7$	N・mm
	基礎	引張	0.80	—	—	MPa
	ボルト	せん断	0.80	13	139	MPa
循環タンク スキッド	本体	転倒	0.80	$8.97 \times 10^8$	$4.94 \times 10^8$	N・mm
	基礎	引張	0.80	112	165	MPa
	ボルト	せん断	0.80	55	139	MPa
循環タンク 用介スキッド	本体	転倒	0.80	$1.21 \times 10^7$	$1.16 \times 10^7$	N・mm
	基礎	引張	0.80	1	180	MPa
	ボルト	せん断	0.80	17	139	MPa
スラリー移送ポンプ スキッド	本体	転倒	0.80	$4.00 \times 10^6$	$5.75 \times 10^6$	N・mm
	基礎	引張	0.80	—	—	MPa
	ボルト	せん断	0.80	10	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド 1	本体	転倒	0.80	$1.52 \times 10^8$	$1.40 \times 10^8$	N・mm
	基礎	引張	0.80	4	180	MPa
	ボルト	せん断	0.80	36	139	MPa
デカントタンク スキッド	本体	転倒	0.80	$1.05 \times 10^9$	$7.95 \times 10^8$	N・mm
	基礎	引張	0.80	44	73	MPa
	ボルト	せん断	0.80	112	139	MPa
共沈・供給タンク スキッド	本体	転倒	0.80	$2.04 \times 10^8$	$1.56 \times 10^8$	N・mm
	基礎	引張	0.80	11	180	MPa
	ボルト	せん断	0.80	35	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド 2	本体	転倒	0.80	$2.53 \times 10^8$	$2.11 \times 10^8$	N・mm
	基礎	引張	0.80	14	166	MPa
	ボルト	せん断	0.80	54	139	MPa
吸着塔入口 バッファタンク スキッド	本体	転倒	0.80	$1.92 \times 10^8$	$1.04 \times 10^8$	N・mm
	基礎	引張	0.80	57	180	MPa
	ボルト	せん断	0.80	27	139	MPa
ブースターポンプ 1 スキッド	本体	転倒	0.80	$5.69 \times 10^6$	$7.62 \times 10^6$	N・mm
	基礎	引張	0.80	—	—	MPa
	ボルト	せん断	0.80	11	139	MPa
ブースターポンプ 2 スキッド	本体	転倒	0.80	$5.41 \times 10^6$	$8.36 \times 10^6$	N・mm
	基礎	引張	0.80	—	—	MPa
	ボルト	せん断	0.80	11	139	MPa

※引張評価の数値値「—」については、引張応力が作用していない。

表 10：スキッド耐震評価結果（4／4）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔 スキッド 1	本体	転倒	0.80	$3.32 \times 10^8$	$2.28 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	35	177	MPa
		せん断	0.80	47	139	MPa
吸着塔 スキッド 2	本体	転倒	0.80	$2.94 \times 10^8$	$1.91 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	34	180	MPa
		せん断	0.80	41	139	MPa
吸着塔 スキッド 3	本体	転倒	0.80	$2.94 \times 10^8$	$1.91 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	34	180	MPa
		せん断	0.80	41	139	MPa
吸着塔 スキッド 4	本体	転倒	0.80	$2.70 \times 10^8$	$1.88 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	27	180	MPa
		せん断	0.80	39	139	MPa
処理カラム スキッド	本体	転倒	0.80	$2.30 \times 10^8$	$1.43 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	31	180	MPa
		せん断	0.80	28	139	MPa
出口移送 スキッド	本体	転倒	0.80	$6.93 \times 10^7$	$9.77 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	40	139	MPa
ALPS 入口弁 スキッド (I)	本体	転倒	0.80	$4.19 \times 10^7$	$6.14 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	10	139	MPa
ALPS 入口弁 スキッド (II)	本体	転倒	0.80	$6.96 \times 10^6$	$1.42 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	7	139	MPa
ALPS 出口弁 スキッド	本体	転倒	0.80	$1.46 \times 10^7$	$2.27 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	6	139	MPa
排水タンク スキッド	本体	転倒	0.80	$6.44 \times 10^7$	$8.44 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	40	139	MPa
HIC 遮へい体	本体	転倒	0.80	$2.07 \times 10^8$	$2.05 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	50	139	MPa

※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。

#### 1.2.4 高性能容器

##### (1) 構造強度評価

高性能容器本体は、ポリエチレン製の容器であり設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、高性能容器は、米国において低レベル放射性廃棄物の最終処分に使用されている容器であり、米国 NRC (Nuclear Regulatory Commission, 原子力規制委員会) から権限を委譲されたサウスカロライナ州健康環境局 (S.C. Department of Health and Environmental Control) の認可を得ており、多数の使用実績がある。

##### a. 収容物重量に対する評価

高性能容器の収容物重量は容積から決定しており、当該型式の高性能容器の設計重量は約 4.5t である。多核種除去設備で使用する高性能容器への収容物の重量は最大で 3.5t とすることから、収容物重量に対して十分な強度を有している。

##### b. 圧力に対する評価

当該型式の高性能容器の外圧に対する設計圧力は、25 kPa である。多核種除去設備で用いる高性能容器の外圧は屋外設置のため大気圧程度であることから、設計圧力を満足している。

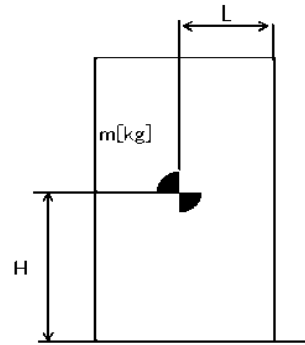
一方、内圧に対しては、サウスカロライナ州健康環境局の認可に当たり、50 kPa で試験を行い、容器に歪みがないことを確認している。高性能容器は、ベント機能を設けていることから、多核種除去設備で使用する際の内圧は、大気圧程度となり、試験圧力を満足している。



(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらと比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく、転倒しないことを確認した（表 1 1）。



$C_H$ ：水平方向設計震度

$m$ ：機器重量

$g$ ：重力加速度

$H$ ：据付面からの重心までの距離

$L$ ：転倒支点から機器重心までの距離

$$\text{地震による転倒モーメント： } M_1 = m \times g \times C_H \times H$$

$$\text{自重による安定モーメント： } M_2 = m \times g \times L$$

表 1 1 評価結果

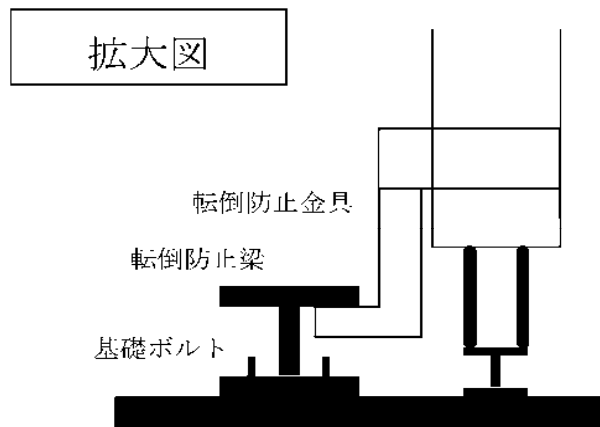
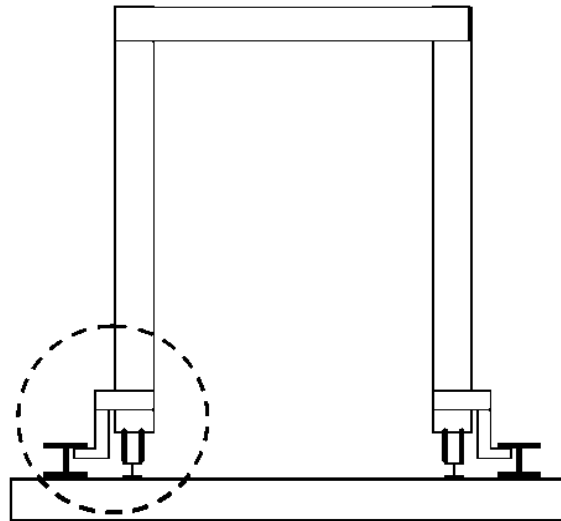
機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
高性能容器 (補強体付き)	本体	転倒	0.36	$2.04 \times 10^7$	$4.56 \times 10^7$	N・mm
			0.80	$4.52 \times 10^7$		

### 1.2.5 クレーン類

#### (1)耐震性評価

##### a. 基礎ボルト等の強度評価

耐震設計技術規程並びに「クレーン構造規格」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることを確認した（表 1 2）。



b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより小さくなるものについては、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより大きくなるものについては、a. での計算により基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表12）。

表12：クレーン類耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
高性能容器 交換用クレーン	本体	転倒	0.36	$5.47 \times 10^4$	$7.44 \times 10^4$	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.36	—	—	kg
	転倒防止金具	変形	0.36	—	—	N/mm <sup>2</sup>
	転倒防止梁	変形	0.36	—	—	N/mm <sup>2</sup>
	本体	転倒	0.80	$1.21 \times 10^5$	$7.44 \times 10^4$	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.80	542	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.80	37.7	175	N/mm <sup>2</sup>
	転倒防止梁	変形	0.80	12.4	175	N/mm <sup>2</sup>
処理カラム 交換用クレーン	本体	転倒	0.36	$2.24 \times 10^4$	$2.25 \times 10^4$	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.36	—	—	kg
	転倒防止金具	変形	0.36	—	—	N/mm <sup>2</sup>
	転倒防止梁	変形	0.36	—	—	N/mm <sup>2</sup>
	本体	転倒	0.80	$4.96 \times 10^4$	$2.25 \times 10^4$	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.80	467	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.80	32.5	175	N/mm <sup>2</sup>
	転倒防止梁	変形	0.80	10.7	175	N/mm <sup>2</sup>

※ 「算出値「—」」については、引張荷重・応力が作用していない。

### 1.2.6 配管

#### (1) 構造強度評価

##### a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）はステンレスまたは炭素鋼の一般産業品とするため、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保する。

- ・ 公的規格に適合した配管（鋼管）を選定する。
- ・ 溶接継手は、運転圧による漏えい確認もしくは代替検査を行う。
- ・ 可能な限り工場にて溶接を行い、現地での溶接作業を少なくする。

また、配管（鋼管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。

##### b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は鋼材ではなく、一般産業品であるため、設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、配管（ポリエチレン管）は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保する。

- ・ 日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用する。
- ・ 継手は、可能な限り融着構造とする。

また、配管（ポリエチレン管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。なお、本対策は、配管（ポリエチレン管）の紫外線劣化対策を兼ねる。

##### c. 配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は鋼材ではなく、一般産業品であるため、設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保する。

- ・ 耐圧ホースで発生した過去の不適合のうち、チガヤによる耐圧ホースの貫通に関してはチガヤが生息する箇所においては鉄板敷き等の対策を施す。
- ・ 継手金属と樹脂の結合部（カシメ部）の外れ防止対策として、結合部に外れ防止金具を装着する。
- ・ 通水等による漏えい確認を行う。

#### (2) 耐震性評価

##### a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）は、原子力発電所の耐震設計に用いられている定ピッチスパン法等によりサポートスパンを確保する。

##### b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は、可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

c. 配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は、可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

以上

## 多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果

## 1. Bクラス施設としての評価

## 1.1 評価方針

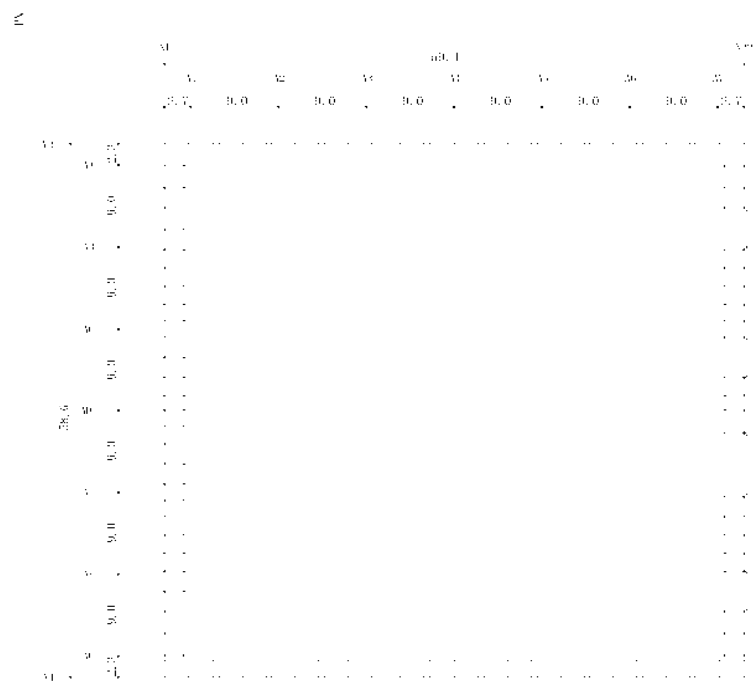
多核種除去設備上屋は、耐震設計審査指針上のBクラス相当の建物と位置づけられるため、耐震Bクラスとしての評価を実施する。

多核種除去設備建屋は、地上1階建てで平面が59.4m（NS）×58.6m（EW）の鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは約20.2mであり、地上高さは約18.9mである。基礎スラブは厚さ1.5mのべた基礎で、長期許容支持力170kN/m<sup>2</sup>以上の地盤に設置する。建屋の平面図及び断面図を図－1～図－4に示す。

建物に加わる地震時の水平力を、NS方向はブレース、EW方向は柱・梁ともトラス形式のフレームで負担する。

耐震性の評価は、地上1階の地震層せん断力係数として0.3を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。

多核種除去設備建屋の評価手順を図－5に示す。



图— 1 建屋平面图 (O. P. 37. 7) (单位 : m)



图 2 屋根平面图 (O. P. 56. 4) (单位 : m)

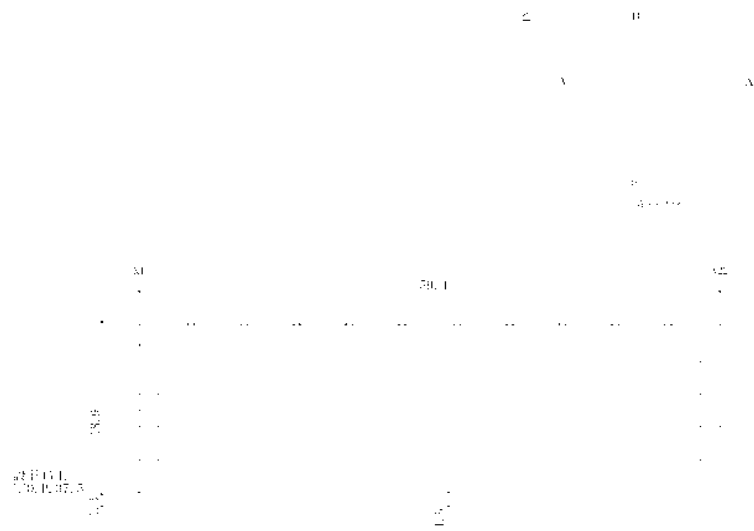


图 3 A-A断面图 (NS 方向) (单位: m)

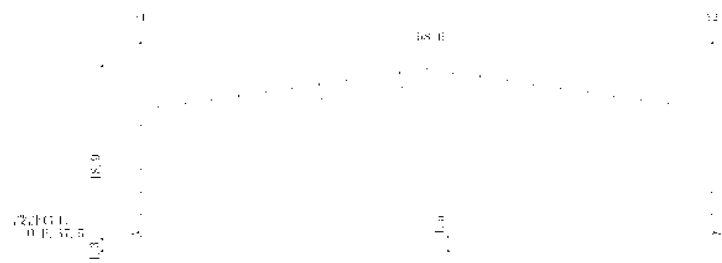


图-4 B-B断面图 (EW 方向) (单位: m)



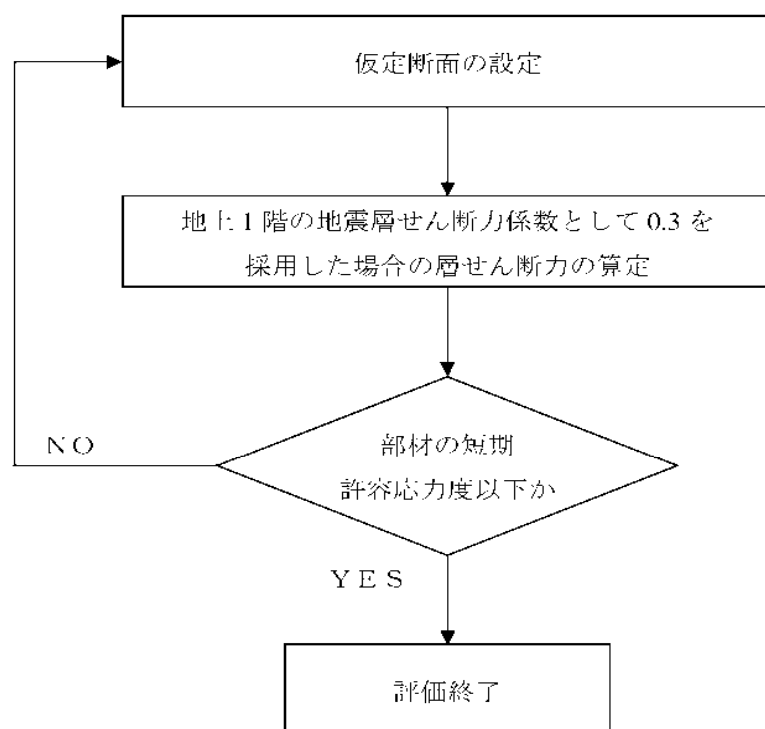


図 5 Bクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

1.2 評価条件（検討に用いる設計用地震力の設定）

地震層せん断力係数及び設計用地震力を表 1 に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表 2 ～表 4 に、基礎地盤の許容支持力度を表 5 に示す。

表 1 地震層せん断力係数及び設計用地震力

O. P. (m)	$W_i$ (kN)	地震層せん断力係数		設計用地震力 ( $S_D$ ) (kN)	
		NS	EW	NS	EW
56.2～37.7	4250	0.30		1275	

表 2 構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

	板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
構造用鋼材	$t \leq 40\text{mm}$	SS400, SN400B STK400, STKR400	235	「鋼構造設計規準」 に従って左記 F の 値により求める。
	$t \leq 40\text{mm}$	SM490C SNR490B	325	

表 3 コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

		長 期		短 期	
		圧縮	せん断	圧縮	せん断
基礎 スラブ	$F_c = 30$	10	0.79	20	1.18

表 4 鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

		長 期		短 期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
基礎 スラブ	SD345	215※	195	345	345

※：呼び径 D29 以上の太さの鉄筋に対しては 195 とする。

表 5 基礎地盤の許容支持力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

	長 期	短 期
支持地盤	0.17	0.34

注：建築基準法施行令第 93 条及び平成 13 年国土交通省告示第 1113 号に基づき算定した。

### 1.3 評価結果

#### (1) 上部架構の評価結果

解析モデルは、全ての部材を線材置換した立体モデルで、柱脚はピンとする。

検討により得られた部材応力の内、応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表－6に示す。

これより鉄骨部材の応力度は、短期許容応力度以下であることを確認した。

表 6 鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

部位	荷重条件	応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	短期許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度／短期許容応力度
トラス梁 (STK400)	積雪荷重	62 (圧縮)	170 (圧縮)	0.37
トラス柱 (STK400)	積雪荷重	56 (圧縮)	162 (圧縮)	0.35

(2) 基礎スラブの評価結果

基礎スラブの応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは、四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表－7及び表－8に示す。

これより、設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り、また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。基礎スラブ配筋図を図－6に示す。

なお、基礎地盤に生じる接地圧は短期で最大  $0.08 \text{ N/mm}^2$  であり、基礎地盤の短期許容支持力度  $0.34 \text{ N/mm}^2$  以内となっている。

表－7 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

応 力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	必要鉄筋比 ／設計鉄筋比
軸 力 <sup>※</sup> (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)			
65	619	0.10	0.38	0.27

※：圧縮を正とする。

表－8 面外せん断力に対する検討結果

応 力 面外せん断力 (kN/m)	短期許容 せん断力 (kN/m)	応力／短期許容せん断力
500	1316	0.38

以上のことから、設計用地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

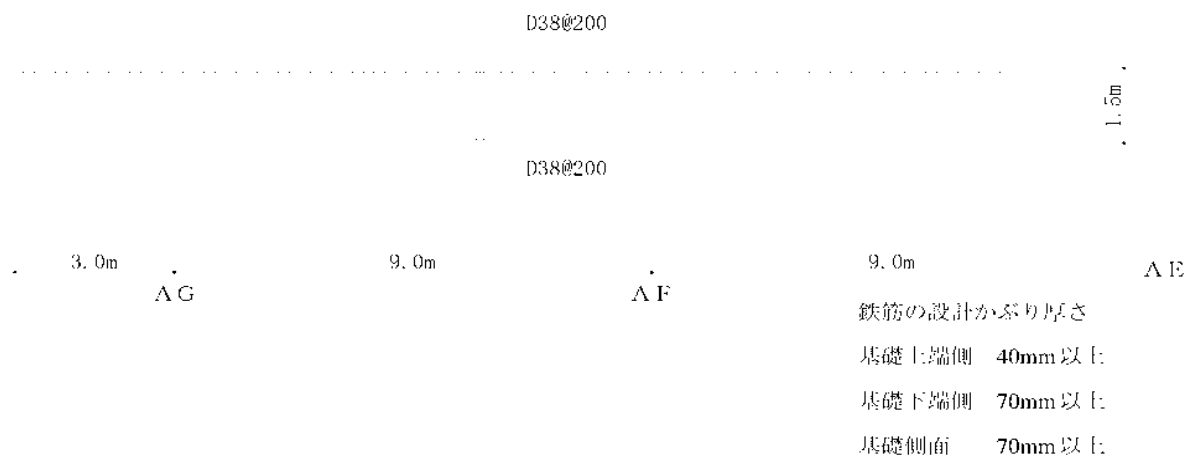


図 6 基礎スラブ配筋図 (A1 通り)

## 2.基準地震動 $S_s$ に対する評価

### 2.1 解析評価方針

建屋について、参考評価として基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。

解析モデルは、基礎及び地上階の曲げ、せん断及び軸剛性を評価した質点系モデルとする。

部材の評価は、地震応答解析により得られた当該部位の応力に対して、部材の終局耐力と比較することによって行う。ただし、部材応力が短期許容応力度以下である場合は、終局耐力との比較を省略する。

基準地震動  $S_s$  に対する建屋の耐震性評価手順を図－7に示す。

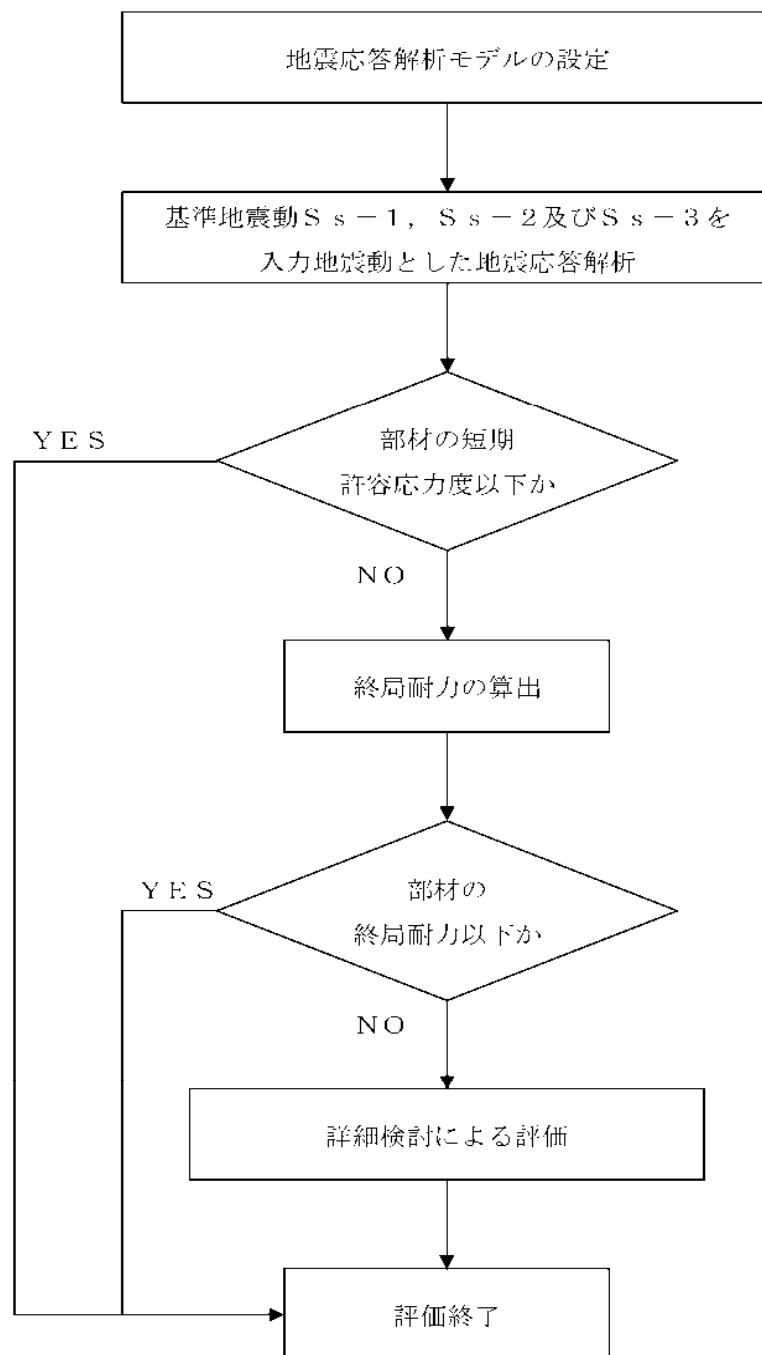


図 7 基準地震動  $S_s$  に対する建屋の耐震性評価手順



## 2.2 解析に用いる入力地震動

建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価 中間報告書」（原管発管 19 第 6 0 3 号 平成 20 年 3 月 31 日付）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する  $S_s - 1$ 、 $S_s - 2$  及び  $S_s - 3$  に基づき算定することとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図－8 及び図－9 に示す。この建屋の解析モデルは、建屋と地盤の相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動  $S_s - 1$ 、 $S_s - 2$  及び  $S_s - 3$  の加速度波形を図－10 及び図－11 に示す。

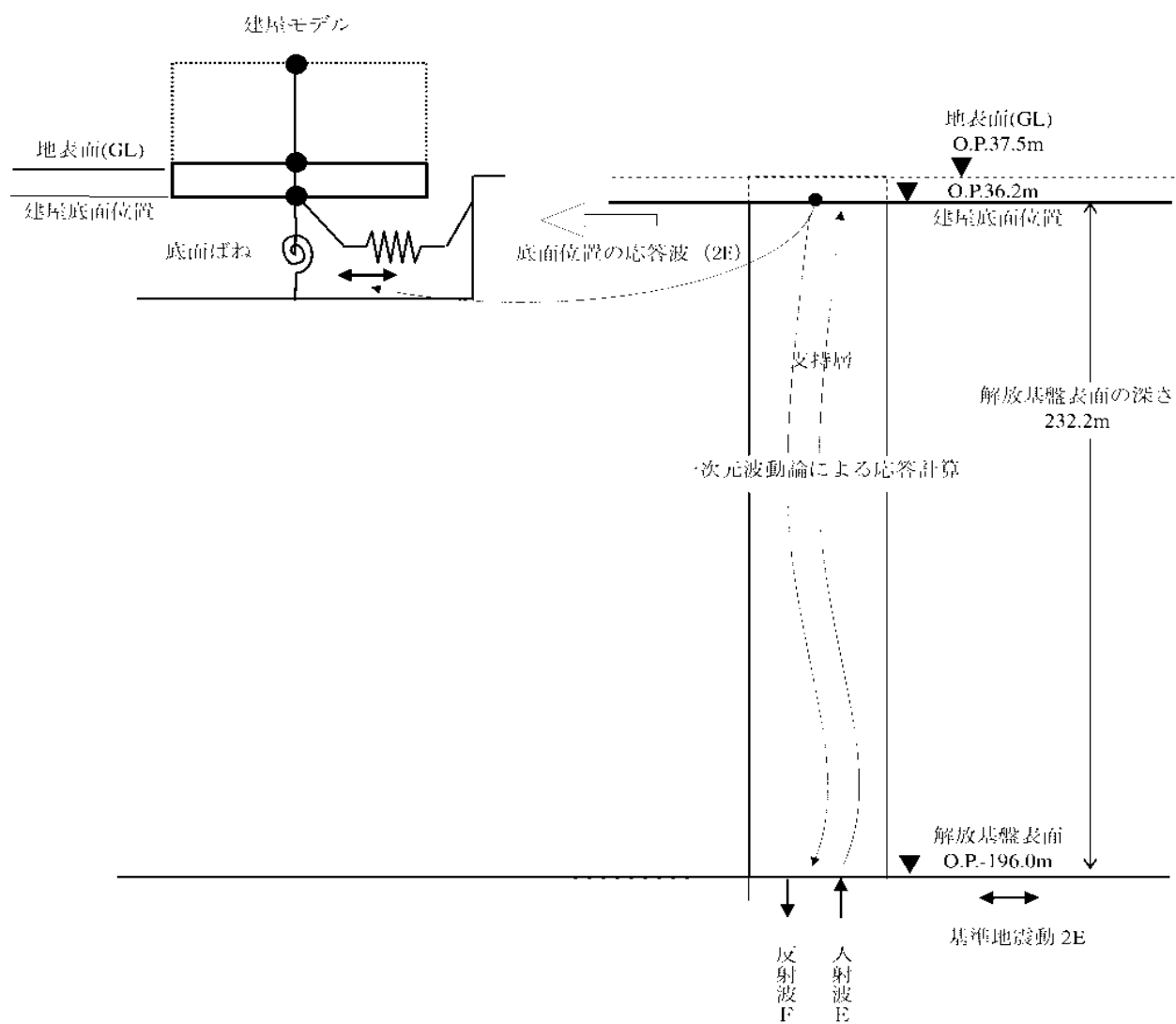


図 8 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（水平方向）

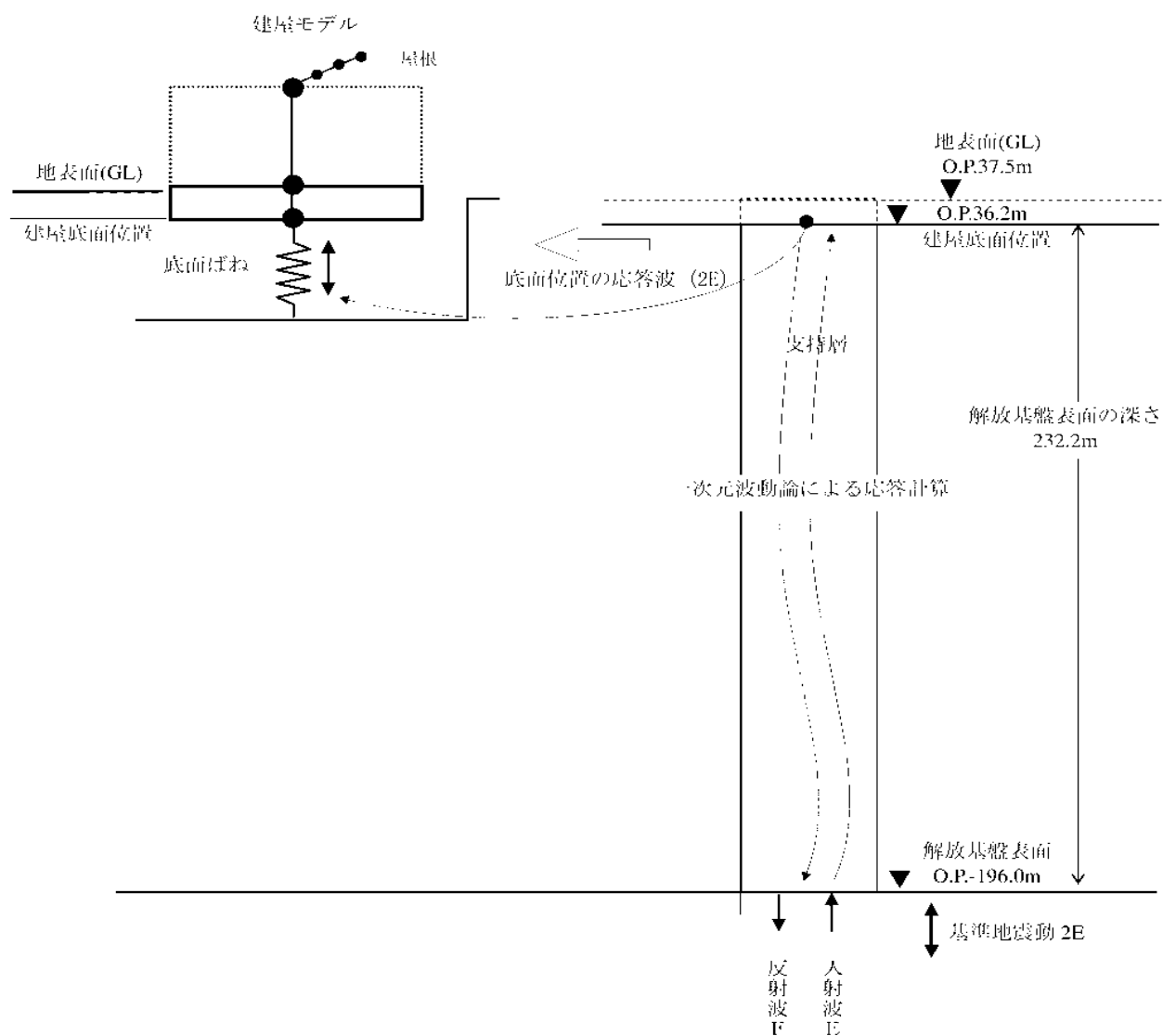
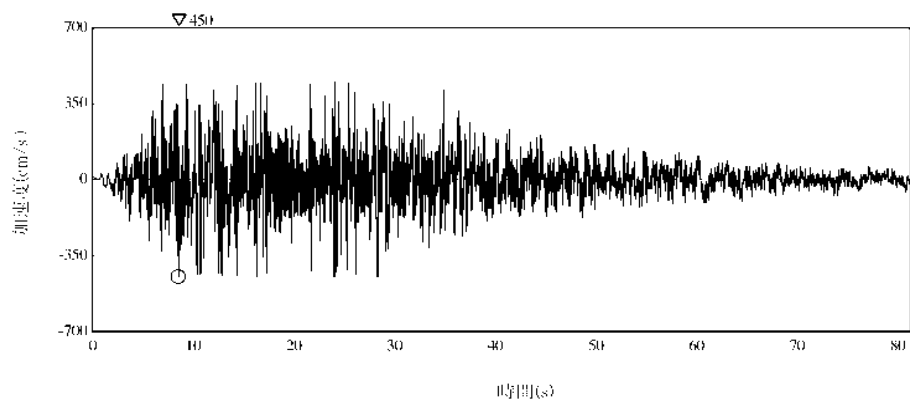
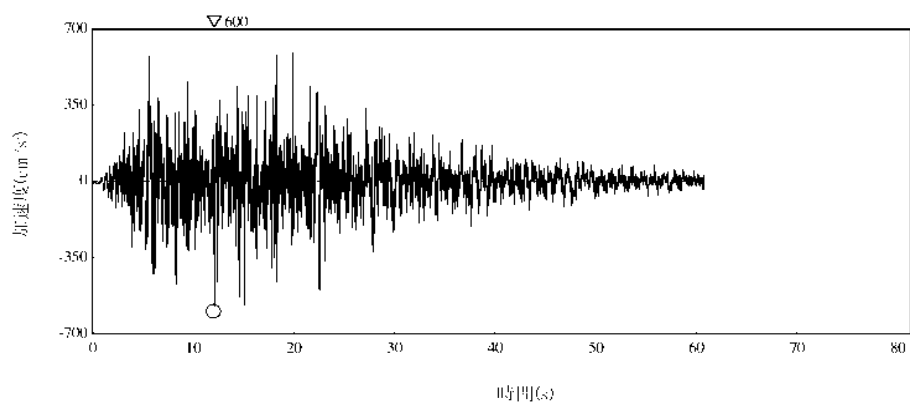


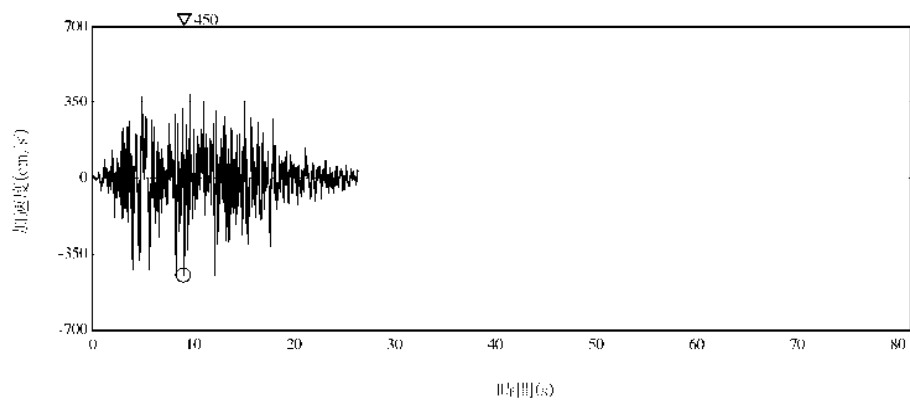
図 9 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（鉛直方向）



( S s - 1 11 )

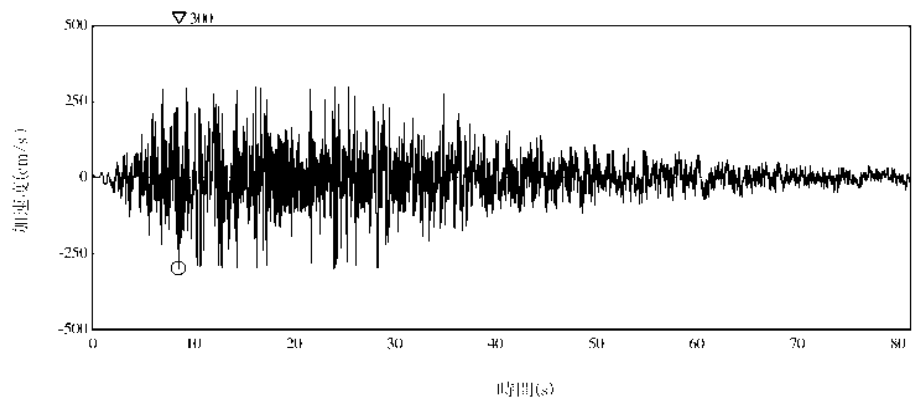


( S s - 2 11 )

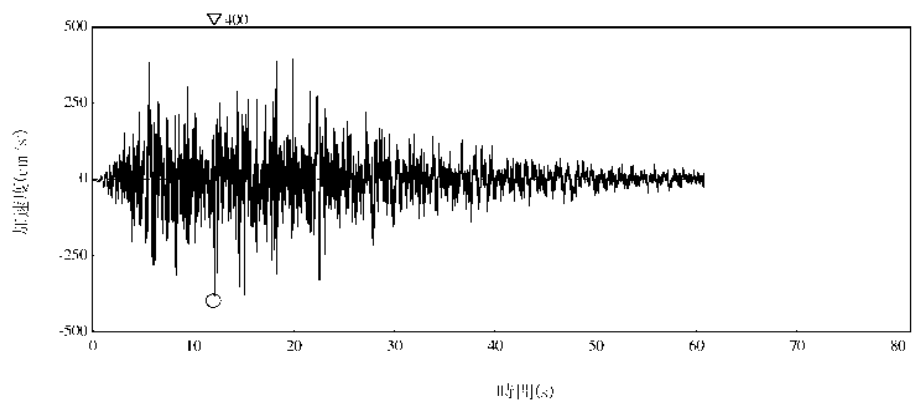


( S s - 3 11 )

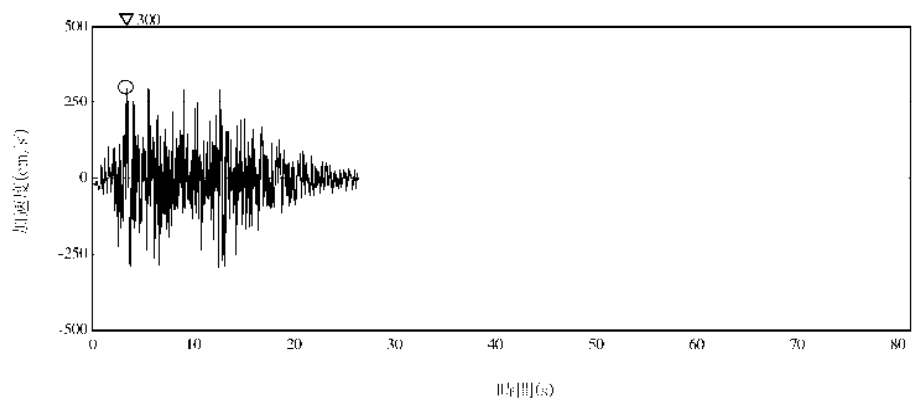
図 10 解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（水平方向）



( S s - 1 v )



( S s - 2 v )



( S s - 3 v )

図 1 1 解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（鉛直方向）

### 2.3 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する建屋の地震応答解析は、「2.2 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、水平方向については建屋の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系、鉛直方向はトラス柱の上下軸変形及びトラス梁の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋—地盤連成系モデルとする。解析に用いる物性値は以下のとおりとし、建屋解析モデルの諸元を表－9 及び表－10 に示す。

#### a) コンクリート

- ・ヤング係数  $E = 2.44 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$  ( $f_c = 30 \text{ N/mm}^2$ ) ; 基礎部
- ・ポアソン比  $\nu = 0.2$
- ・単位体積重量  $\gamma = 24 \text{ kN/m}^3$
- ・減衰定数  $h = 5\%$

#### b) 鉄骨

- ・ヤング係数  $E = 2.05 \times 10^5 \text{ N/mm}^2$
- ・ポアソン比  $\nu = 0.3$
- ・単位体積重量  $\gamma = 77 \text{ kN/m}^3$
- ・減衰定数  $h = 2\%$

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－11～表－13 に示す。

基礎底面地盤ばねについては、「JEAC4601-2008」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、水平方向はスウェイ及びロッキングばねを、鉛直方向は鉛直ばねを近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図－12 に示すようにばね定数 ( $K_c$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_c$ ) として建屋—地盤連成系の 1 次固有振動数  $\omega_1$  に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

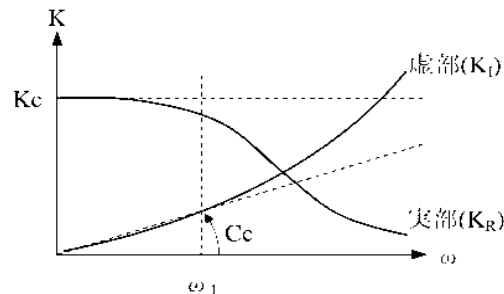
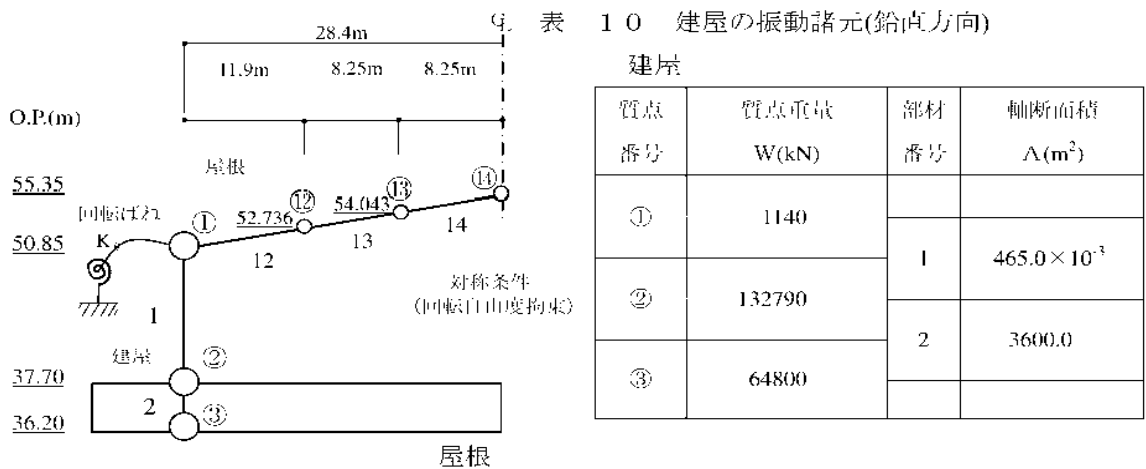
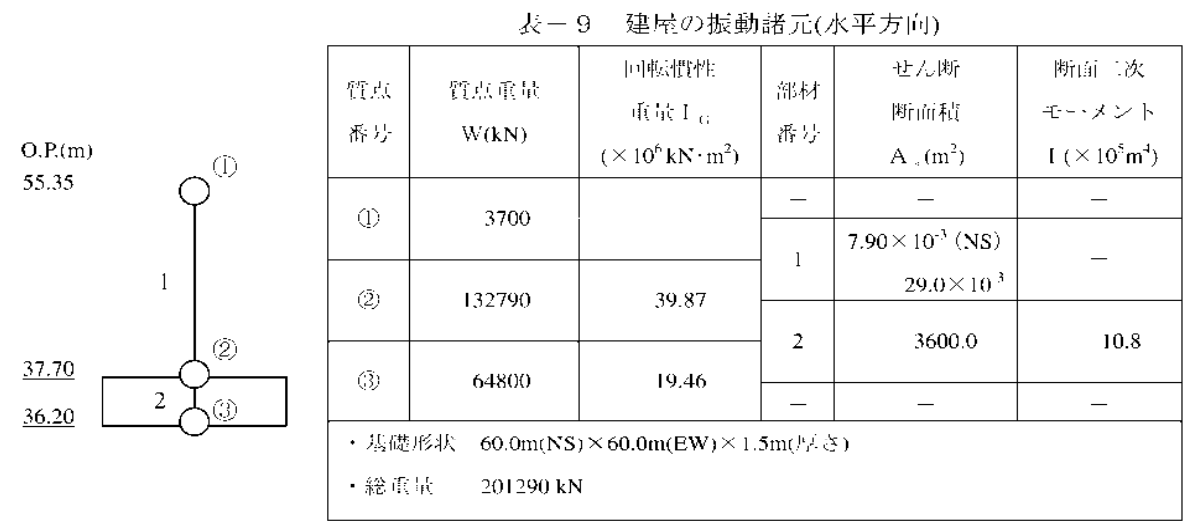


図 1-2 地盤ばねの近似



屋根

質点 番号	質点重量 W(kN)	部材 番号	軸断面積 $A(\times 10^{-3} \text{ m}^2)$	せん断 断面積 $A_s(\times 10^{-3} \text{ m}^2)$	断面二次 モーメント $I(\text{m}^4)$
①	1140				
		12	382	67.3	0.277
⑫	1120				
		13	332	61.8	0.241
⑬	960				
		14	354	65.5	0.257
⑭	480	—	—	—	—

柱端部回転ばね  $K_\theta = 2.36 \times 10^7 \text{ kN} \cdot \text{m/rad}$

表－1 1 地盤定数（S s－1<sub>II</sub>）

標高 0, P (m)	深度 0, P (m)	地質	単位体積重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比	初期せん断波速度 $V_s$ (m/s)	初期せん断弾性係数 $G$ (kN/m <sup>2</sup> )	S s－1 <sub>II</sub> 地盤時				
							垂直低下率 $G/G_v$	せん断弾性係数 $G$ (kN/m <sup>2</sup> )	せん断変位度 $V_s$ (m/s)	縦波速度 $V_p$ (m/s)	減衰定数 $\alpha$ (%)
36.3 ～ 28.3	7.9	段丘 沖積層	15.6	0.480	315	158,000	0.58	94,000	540	1,330	7
28.3 ～ 1.9	26.1	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.63	163,000	302	1,340	8
1.9 ～ 13.0	11.9	泥岩	16.5	0.461	450	341,000	0.74	263,000	395	1,530	3
13.0 ～ 80.0	76.0		17.1	0.455	500	436,000	0.77	338,000	430	1,530	3
80.0 ～ 108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.77	434,000	494	1,580	3
108.0 ～ 196.0	88.0		17.8	0.442	630	633,000	0.75	493,000	520	1,610	3
196.0 ～		解放瓦礫	18.5	0.421	700	824,000		824,000	700	1,890	

表 1 2 地盤定数（S s－2<sub>II</sub>）

標高 0, P (m)	深度 0, P (m)	地質	単位体積重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比	初期せん断波速度 $V_s$ (m/s)	初期せん断弾性係数 $G$ (kN/m <sup>2</sup> )	S s－2 <sub>II</sub> 地盤時				
							垂直低下率 $G/G_v$	せん断弾性係数 $G$ (kN/m <sup>2</sup> )	せん断変位度 $V_s$ (m/s)	縦波速度 $V_p$ (m/s)	減衰定数 $\alpha$ (%)
36.3 ～ 28.3	7.9	段丘 沖積層	15.6	0.480	315	158,000	0.54	90,000	238	1,210	7
28.3 ～ 1.9	26.1	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.61	168,000	301	1,340	8
1.9 ～ 13.0	11.9	泥岩	16.5	0.461	450	341,000	0.78	268,000	398	1,530	3
13.0 ～ 80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.78	340,000	442	1,540	3
80.0 ～ 108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.82	462,000	507	1,630	3
108.0 ～ 196.0	88.0		17.8	0.442	630	633,000	0.81	520,000	540	1,670	3
196.0 ～		解放瓦礫	18.5	0.421	700	824,000		824,000	700	1,890	



表－13 地盤定数（S<sub>s</sub>－3<sub>II</sub>）

地高 0. P. (m)	平均 H <sub>0</sub> (m)	地質	単位体積重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 ν	初期せん断波速度 Vs <sub>0</sub> (m/s)	初期せん断弾性係数 G <sub>0</sub> (kN/m <sup>2</sup> )	S <sub>s</sub> －3 <sub>I</sub> 地盤時				
							単性低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断弾性係数 G (kN/m <sup>2</sup> )	せん断波速度 Vs (m/s)	縦波速度 Vp (m/s)	減衰定数 α (%)
36.3 ～ 28.3	7.9	粘土 沖積層	15.6	0.480	315	158,000	0.60	95,000	341	1,350	6
28.3 ～ 1.9	25.1	砂岩	17.8	0.173	380	262,000	0.66	173,000	309	1,360	7
1.9 ～ 13.0	11.9	泥岩	16.5	0.461	150	311,000	0.78	266,000	398	1,530	3
16.0 ～ 80.0	76.0		17.1	0.155	560	136,000	0.76	331,000	436	1,520	3
80.0 ～ 108.0	28.0		17.6	0.146	560	563,000	0.73	411,000	479	1,530	3
108.0 ～ 196.0	88.0		17.8	0.112	630	633,000	0.77	503,000	526	1,630	3
196.0 ～		解放瓦礫	18.5	0.421	790	321,000		321,000	703	1,890	

#### 2.4 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向及び鉛直方向の最大応答加速度を図 13～図 15 に示す。

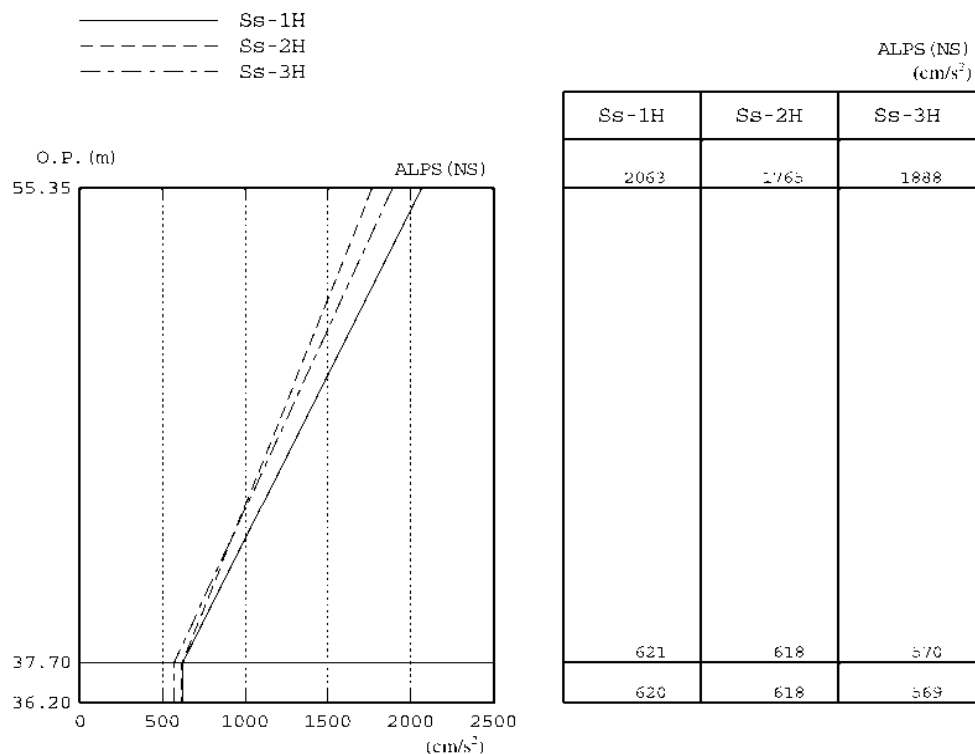


図-1.3 最大応答加速度 (NS 方向)

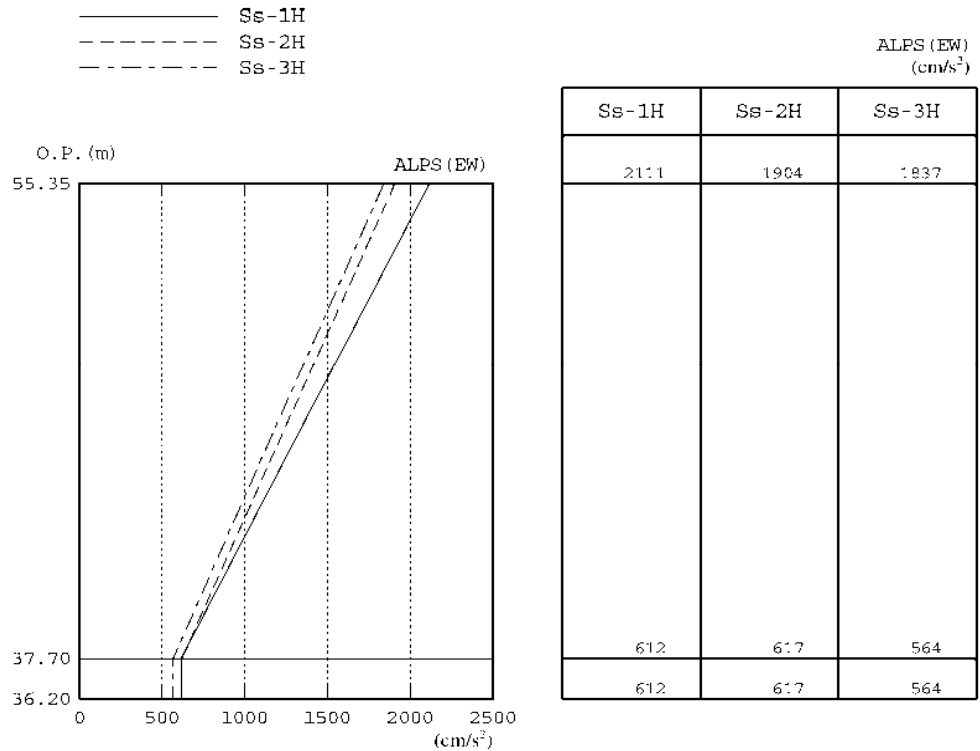


図-1.4 最大応答加速度 (EW 方向)

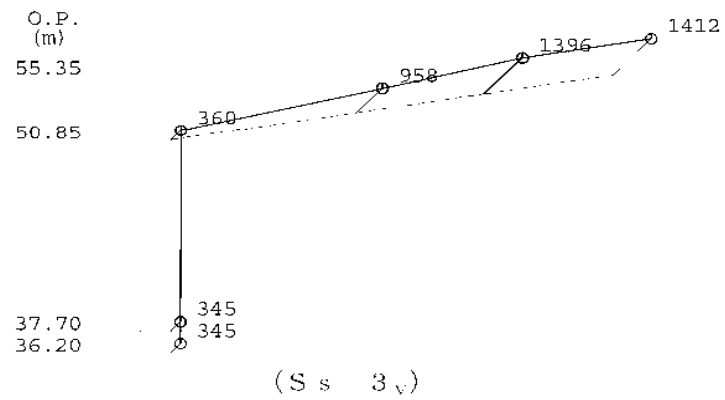
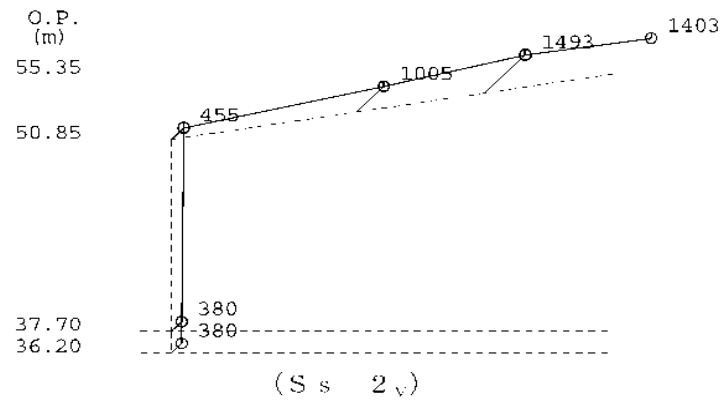
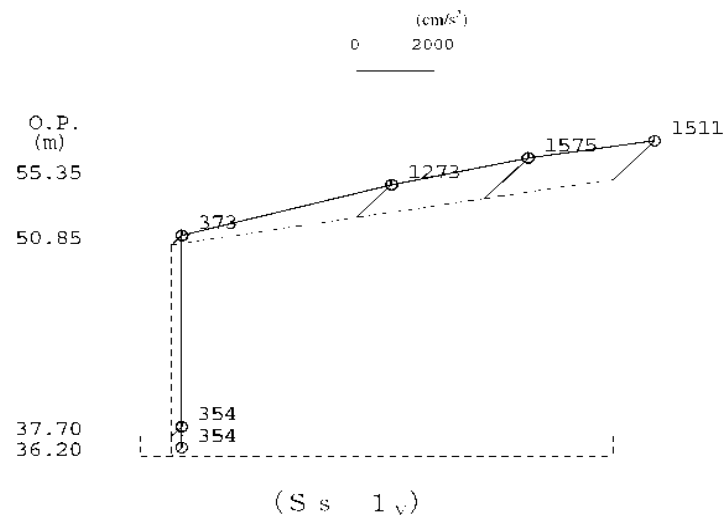


図-15 最大応答加速度（鉛直方向）

## 2.5 耐震安全性評価結果

### (1) 上部架構の評価結果

地震応答解析により得られた部材応力の内、応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表 1-4 に示す。

これより地震応答解析による鉄骨部材の応力度は、短期許容応力度以下であることを確認した。

表-1-4 鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

部位	方向	応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	短期許容応力度※ (N/mm <sup>2</sup> )	応力度／短期許容応力度
トラス梁 (STK400)	NS	121 (圧縮)	157 (圧縮)	0.78
トラス柱 (STK400)	NS	132 (圧縮)	172 (圧縮)	0.77

※：F 値を 1.1 倍している。

(2) 基礎スラブの評価結果

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表 15 及び表 16 に示す。

これより、設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り、また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。

なお、基礎地盤に生じる接地圧は最大  $0.14 \text{ N/mm}^2$  であり、基礎地盤の短期許容支持力度  $0.34 \text{ N/mm}^2$  以内となっている。

表 15 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

応 力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	必要鉄筋比 ／設計鉄筋比
軸 力※ (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)			
-240	889	0.17	0.38	0.45

※：圧縮を正とする。

表 16 面外せん断力に対する検討結果

応 力 面外せん断力(kN/m)	短期許容 せん断力(kN/m)	応力／短期許容せん断力
741	1316	0.57

以上のことから、 $S_s$  地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

以上

## 多核種除去設備等の具体的な安全確保策

多核種処理設備等は、高濃度の放射能を扱う設備ため、漏えい防止対策、放射線遮へい・崩壊熱除去、可燃性ガス滞留防止について具体的に安全確保策を以下の通り定め、実施する。

## 1. 放射性物質の漏えい防止等に対する考慮

## (1) 漏えい発生防止

- a. 処理対象水、処理済水の移送配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管、ステンレスの鋼管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。(別添 1)
- b. 放射性流体を内包する配管のうち、ポリエチレン管より可撓性を有する配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間、各吸着塔間、吸着材排出ライン、処理カラム取合部、脱水装置）は、耐圧ホース（EPDM；エチレンプロピレンジエンモノマー）を使用する。ただし、福島第一原子力発電所で発生した耐圧ホース（PVC；ポリ塩化ビニル）と継手金属との結合部（カシメ部）の外れ事象に鑑み、耐圧ホース（EPDM）と継手金属の結合部（カシメ部）に外れ防止金具を装着する。
- c. 吸着塔、処理カラムは、耐腐食性を有する SUS316L とする。(別添 1)
- d. 高性能容器本体は、強度、耐腐食性、耐久性、耐放射線性、耐薬品性に優れたポリエチレンとする。(別添 1)
- e. 鋼材もしくはポリエチレンの継手部は、可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。また、漏えい堰等が設置されない移送配管等で継手部がフランジ構造となる場合には、継手部に漏えい拡大防止カバーを設置する。
- f. タンク・槽類には水位検出器を設け、オーバーフローを防止する。
- g. ポンプの軸封部は、漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

## (2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 多核種除去設備はスキッド毎に漏えいパンを設け、エリア外への漏えいを防止するとともに、漏えい検知器を設ける。また、多核種除去設備設置エリアの最外周及びその内側にも漏えいの拡大を防止する堰を設ける。さらに、カメラを設けてシールド中央制御室で漏えいを監視する。
- b. 継手部は、漏えい拡大防止カバーで覆った上で中に吸水シートを入れ、漏えい水の拡大防止に努める。
- c. 漏えいを検知した場合には、シールド中央制御室に警報を発し、運転操作員によりカメラ、流量等の運転監視パラメータ等の状況を確認し、適切な対応を図る。また、大量の漏えいが確認された場合には、緊急停止スイッチにより多核種除去設備の運転を停止する。

- d. 漏れい水のコンクリートへの浸透を防止するため、多核種除去設備設置エリアには床塗装を実施する。
- e. 万一漏れいが発生した場合でも構内排水路を通じて環境に汚染水が放出することがないように、排水路から可能な限り離隔して配管等を敷設するとともに、排水路を跨ぐ箇所は、ボックス鋼内等に配管を敷設する。また、ボックス鋼端部から排水路に漏れい水が直接流入しないように上のうを設ける。
- f. 多核種除去設備の設置エリアは、エリア放射線モニタにより連続的に監視し、放射線レベルが高い場合にはシールド中央制御室及び現場に警報を発する。

## 2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

### (1) 線源条件の設定

放射線遮へい・崩壊熱除去評価で必要となる高性能容器、各吸着塔での線源強度は、処理対象水の放射能濃度を、発電所構内で貯留している RO 濃縮塩水及び処理装置出口水のサンプリングデータから保守的に設定し、さらに、前処理設備、多核種除去装置での核種除去性能を考慮して決定する。

### (2) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

- a. 多核種除去装置、高性能容器等からの放射線による雰囲気線量当量率（機器表面から 1m の位置）が 1mSv/h 以下となるように遮へいを設ける。また、多核種除去設備からの直接線・スカイシャイン線による敷地境界での実効線量を低減するための遮へいをクロスフローフィルタスキッド及び循環介スキッドに設ける。
- b. ポンプ等の動的機器は、保守作業を考慮し遮へい体内が高線量雰囲気となる吸着塔スキッドとは区分して配置するとともに、作業スペースを確保する。さらに、保守作業時の放射線業務従事者の被ばく低減のため、機器のフラッシングが行える構成とする。
- c. 多核種除去設備の運転操作等に係る放射線業務従事者以外の者が不要に近づくことがないように、標識等を設ける。さらに、放射線レベルの高い区域は標識を設け、運転操作等に係る放射線業務従事者の被ばく低減を図る。
- d. 高性能容器輸送時は、適切な遮へい機能を有する鋼製の容器に収容し、放射線業務従事者の被ばく低減を図る。（別添－2）

### (3) 崩壊熱除去

- a. 処理対象水に含まれる放射性物質の崩壊熱は、通水により熱除去する。
- b. 使用済みの吸着材あるいは沈殿処理生成物を収容する高性能容器、処理カラムのうち、最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容する高性能容器の貯蔵時においても、容器の健全性に影響を与えるものではない。



### 3. 可燃性ガスの滞留防止

- a. 多核種除去設備では、水の放射線分解により発生する可燃性ガスは、通水時は処理対象水により排出される。また、多核種除去設備の運転停止時は、発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容している吸着塔のベントを開ける運用とする。
- b. 使用済みの吸着材、沈殿処理生成物を収容する高性能容器は、可燃性ガスの発生を考慮して圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設ける。

以上

## 多核種除去設備に使用する材料の適合性評価

## 1. はじめに

多核種除去設備は、RO 濃縮塩水等进行处理することから、系統内の塩化物イオン濃度が高く、また、前処理設備等での薬液注入により、pH が変動することから、多核種除去設備の使用環境における材料の適合性について評価を実施した。

## 2. 使用環境における材料の適合性について

多核種除去設備を構成する主な機器の材料選定理由を表 1 に示す。表 1 の材料のうち、SUS316L、炭素鋼に対する耐食性について評価を行った。

表 1 多核種除去設備を構成する主な機器の使用材料と選定理由

機器	材料	選定理由
吸着塔及び 処理カラム	SUS316L	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れる SUS316L を使用する。
高性能容器	ポリエチレン	収容するスラリー及び吸着材の脱水後の残水には、海水由来の塩分が含まれていることから、約 20 年の貯蔵期間を想定し、金属材料よりも耐食性に優れるポリエチレンを使用する。
タンク類	SUS316L 炭素鋼	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れる SUS316L（バッチ処理タンクはゴムライニング付）及び炭素鋼（ゴムライニング付）を使用する。
配管 （鋼管）	SUS316L 炭素鋼	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れる SUS316L を使用する。また、全面腐食の懸念はあるが、十分な肉厚が確保されている炭素鋼を使用する。
配管 （ポリエチレン管）	ポリエチレン	耐食性に優れることから、屋外配管に主に使用する。
配管 （耐圧ホース）	EPDM （エチレンプロピレン ジエンモノマー）	可撓性のある配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間（各スキッド間、各吸着塔間、吸着材排出ライン等））に使用する。

## 2.1 ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の耐食性について

ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の腐食モードを表 2 に示す。これらの腐食モードに対する耐食性について、表 3 に示す使用範囲を考慮し評価を実施した。ただし、ガルバニック腐食については、絶縁パッキンや絶縁ボルト等を使用しており、異材溶接箇所はないことから、評価対象外とした。

表 2 使用材料における腐食モード

使用材料	腐食モード
ステンレス鋼 (SUS316L)	塩化物応力腐食割れ (SCC)
	すきま腐食
	孔食
	全面腐食
炭素鋼	全面腐食
	ガルバニック腐食*

※評価対象外

表 3 ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼を使用する範囲の環境

使用材料	使用範囲	塩化物イオン 濃度[ppm]	常用温度 [℃]	最大流速 [m/s]	pH
ステンレス鋼 (SUS316L)	前処理ステージⅠ (バッチ処理タンク入口配管のみ)	13000	40	2.6	7
	前処理ステージⅠ (バッチ処理タンク入口配管以外)	13000	60	1.7	7.5～8.5
	前処理ステージⅡ	13000	60	2.8	11.8～12.2
	多核種吸着塔 1～5 塔目	13000	40	1.5	11.8～12.2
	多核種吸着塔 6～14 塔目 処理カラム～移送ポンプ	13000	40	1.5	6～7
炭素鋼	ALPS 入口～前処理ステージⅠ 移送ポンプ～ALPS 出口	13000	40	1.7	6～7

### a. ステンレス鋼の塩化物応力腐食割れ（SCC）

塩化物応力腐食割れ（SCC）の発生には、使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。塩化物イオン濃度が 10ppm を超える条件においては一般的に 316 系の SCC 発生限界温度は 100℃といった値がよく用いられており、使用温度 60℃、塩化物イオン濃度 13000ppm の使用環境では、塩化物応力腐食割れ（SCC）が発生する可能性は低いと考えられる。<sup>1)</sup>

1) 化学工学協会編: “多管式ステンレス鋼熱交換器の応力腐食割れ,” 化学工業社 (1984).

b. ステンレス鋼のすきま腐食

すきま腐食の発生には、使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。SUS316 において、使用温度 60℃、塩化物イオン濃度 13000ppm の使用環境下では、すきま腐食が発生する可能性は否定できない。<sup>1)</sup>このため、すきま腐食が発生する可能性のある箇所について定期的な点検・保守を行っていく。また、すきま腐食が発生する可能性が高いと考えられるバッチ処理タンクについてはゴムライニングを施工する。

c. ステンレス鋼の孔食

孔食の発生には、自然電位、使用温度、塩化物イオン濃度が寄与する。ステンレス鋼の自然電位は pH に依存し、pH が低いほど自然電位は高く孔食が発生する可能性が高くなるが多核種除去設備の使用環境 pH = 6 では 0.137 V vs. SCE 程度であり、使用温度 60℃、塩化物イオン濃度 13000ppm という条件は、孔食が発生する可能性が低い領域であることから、多核種除去設備の使用環境においては、孔食が発生する可能性は低いと考えられる。<sup>2) 3)</sup>

d. ステンレス鋼の全面腐食

全面腐食の発生には、pH 及び流速が寄与する。pH6～12.2 の使用環境では不動態皮膜は安定である。また、最大流速 2.8m/s (9.2feet/s) では、全面腐食が進行する速度は小さいと考えられる。<sup>4) 5)</sup>

e. 炭素鋼の全面腐食

使用温度 30℃、塩化物イオン濃度 12000ppm における腐食速度は 0.85mm/year 程度である。一般的に温度が高いほど腐食速度は増加傾向にあり、20℃に対して、40℃では 1.4 倍程度である。以上の点を考慮すると、使用温度 40℃、塩化物イオン濃度 13000ppm における腐食速度は、1.2mm/year 程度となる。<sup>6) 7)</sup>

多核種除去設備で使用する炭素鋼配管の肉厚は、50A のもので 5.5mm であり、2～3 年程度は使用上問題ないと判断できる。また、定期的な点検・保守についても併せて行っていく。

- 1) 宮坂松甫他、「ポンプの高信頼性と材料」、ターボ機械 第 36 巻 第 9 号、2008 年 9 月
- 2) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).
- 3) ステンレス協会編: “ステンレス鋼データブック,” 日刊工業新聞社, p. 270 (2000).
- 4) ステンレス協会編、ステンレス鋼便覧 第 3 版、日刊工業新聞社
- 5) 腐食防食協会編、腐食・防食ハンドブック、丸善
- 6) 木下ら、防食技術, 32, 31-36(1983)
- 7) 腐食防食協会: “金属の腐食・防食 Q&A コロージョン 110 番”, 丸善, P10(1988)

## 2.2 腐食に対する対応方針

評価結果から、ステンレス鋼及び炭素鋼に対する対応方針を表 4 に示す。

表 4 腐食に対する対応方針

使用材料	腐食モード	対応方針
ステンレス鋼 (SUS316L)	すきま腐食	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 運転中の巡視点検</li><li>・ 代表部位に対する定期的な分解点検等</li><li>・ 万一の漏えい対策として、当該部位のビニール養生および受けパン設置</li></ul>
炭素鋼	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 運転中の巡視点検</li><li>・ 代表部位に対する定期的な肉厚測定等</li></ul>

ステンレス鋼（SUS316L）は、海水ポンプ等の海水環境で使用される材質としては最も一般的であり、これまでの使用実績を考慮しても、運転開始直後に腐食が発生する可能性は低いと考えられる。しかしながら、腐食発生の可能性は否定できないことから、表 4 の対応方針を保全計画に反映する。

以 上

## 高性能容器に対する線量当量率評価結果

## 1. 概要

放射線遮へい・被ばく低減を考慮するにあたり、高性能容器（HIC）に対する線量当量率評価を実施した。

## 2. 評価条件

## （1）線源

前処理で発生するスラリーと吸着材をそれぞれ線源として設定した。また、スラリー及び吸着材 1～6 は HIC 内に均一に充填されるものとした。

なお、吸着材 7 については、含まれる放射性物質の濃度が低く、また、処理カラムによる遮へい効果が高いため、線量当量率としては低くなることから評価対象から除外した。

## （2）評価モデル

スラリーを充填する HIC の評価モデルを図 1 に、吸着材を充填する HIC の評価モデルを図 2 に示す。HIC は円柱形状でモデル化し、スラリー及び吸着材は均一に充填するものとした。なお、実際の運転状態を考慮し、スラリーを充填する HIC は、遮へい体の上部に開口部を設け、吸着材を充填する HIC は遮へい体の上部に開口部は設けないものとして評価を実施した。評価点は、水平方向（線源領域の中心位置）及び高さ方向に遮へい体表面から 1m に設定した。

## （3）評価方法

線量評価では、制動エックス線を考慮した  $\gamma$  線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め、線量当量率の計算には点減衰積分コード QAD-CGGP2R を使用した。

## 3. 評価結果

評価点における各々の HIC の線量当量率を表 1 に示す。また、HIC 容器表面の線量当量率を表 2 に示す。

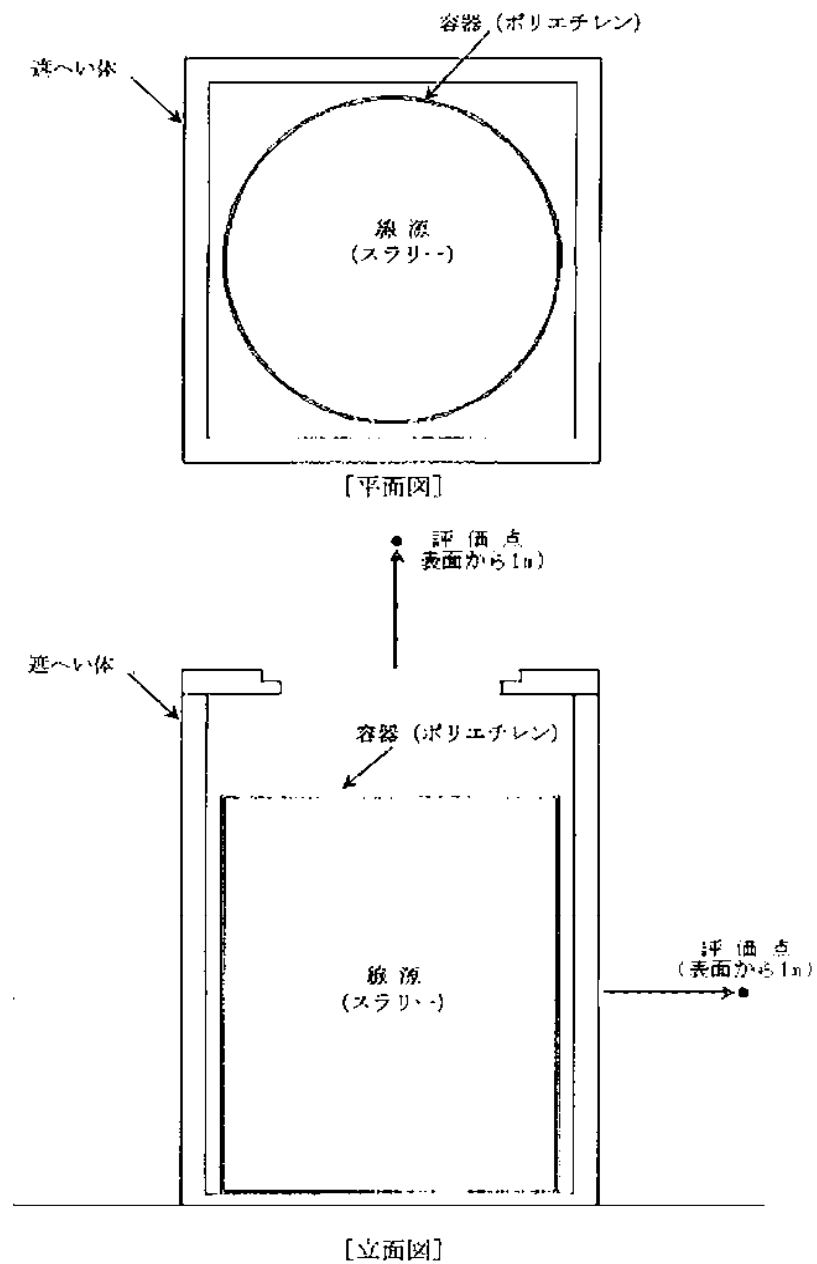


図1 スラリーを充填する HIC の評価モデル

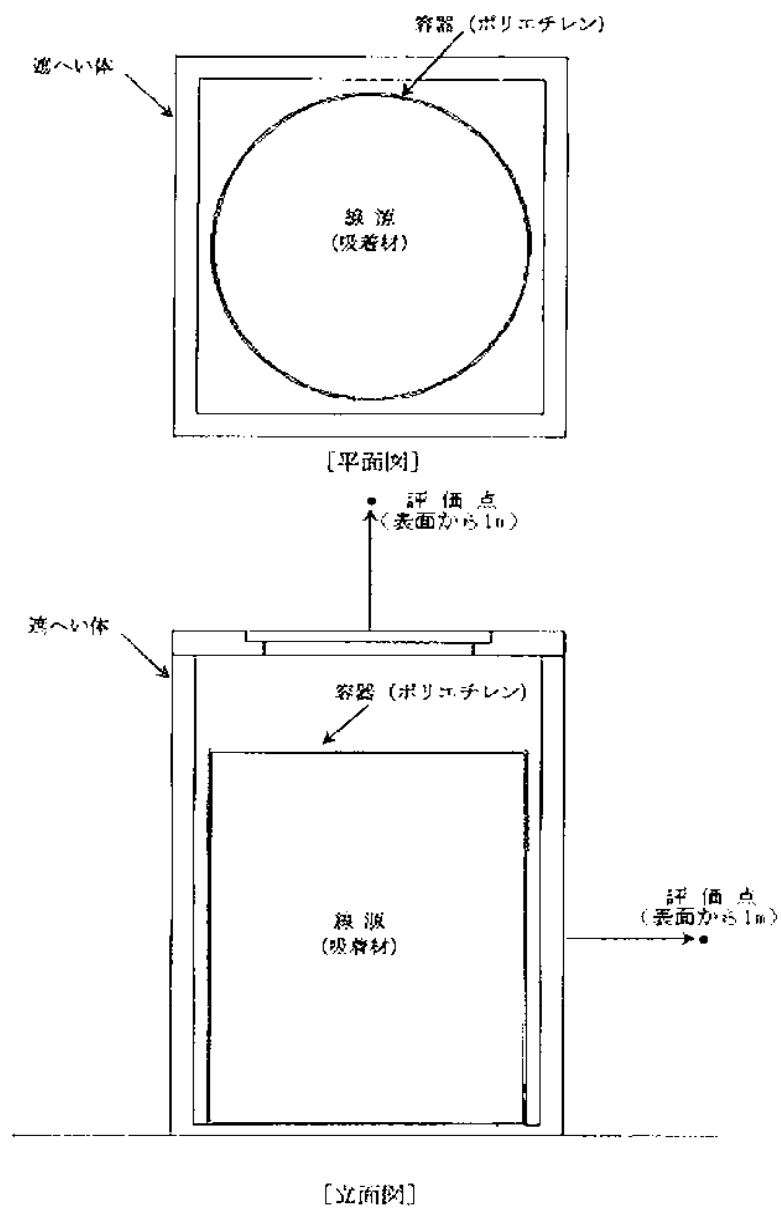


図2 吸着材を充填する HIC の評価モデル



表 1 遮へい体表面から 1m における HIC の線量当量率評価結果

HIC 充填物		遮へい体	線量当量率(mSv/h) <sup>※1</sup>	
			水平方向	上部方向
スラリー	鉄共沈処理	鉄 112mm	9.1E-02	1.2E+01
	炭酸塩沈殿処理	鉄 112mm	1.2E-02	2.9E+00
吸着材	吸着材 1/4	鉄 112mm	2.8E-16	2.6E-16
	吸着材 2	鉄 112mm	5.9E-02	4.2E-02
	吸着材 3	鉄 112mm	4.5E-01	3.3E-01
	吸着材 6	鉄 112mm	4.1E-02	3.1E-02
	吸着材 5	鉄 112mm	5.3E-03	3.9E-03

※1 遮へい体表面から 1m における線量当量率

表 2 HIC 容器表面における線量当量率評価結果

HIC 充填物		線量当量率(mSv/h) <sup>※2</sup>	
		水平方向	上部方向
スラリー	鉄共沈処理	1.2E+02	1.3E+02
	炭酸塩沈殿処理	2.8E+01	3.0E+01
吸着材	吸着材 1/4	8.0E-01	8.4E-01
	吸着材 2	1.2E+02	1.3E+02
	吸着材 3	4.7E+02	5.1E+02
	吸着材 6	7.0E+01	7.6E+01
	吸着材 5	9.9E+00	1.1E+01

※2 HIC 容器表面における線量当量率

## 高性能容器の健全性評価

## 1. 概要

多核種除去設備で発生する使用済みの吸着材及び沈殿処理生成物の貯蔵は、耐久性、耐放射線性、耐薬品性に優れた高性能容器（HIC:High Integrity Container）（以下、「HIC」という）を使用する。今回、HIC を福島第一原子力発電所構内で貯蔵することから、この健全性について評価した。

## 2. 主要仕様

HIC の主要仕様を表 1 に、概略図を図 1 に示す。サウスカロライナ州健康環境局（S.C. Department of Health and Environmental Control）（以下、SC DHEC という）は、大きさ等の異なる数種類の型式の HIC を認可しており、多核種除去設備で使用する HIC はこのうち 1 型式である。更に、HIC には落下時の健全性を確保するため、鋼製の補強体等を取り付ける（図 2）。

表 1 主要仕様

項目		仕様
材 料	本体	ポリエチレン
寸 法	外径	1,524 mm (60 インチ)
	高さ	1,828.8 mm (72 インチ)
	最小厚さ	11.4 mm (0.45 インチ)
容 量		2.86 m <sup>3</sup>
最高使用圧力		25 kPa
重 量	空重量	0.27 ton
	最大重量	約 4.9 ton (収容物及び蓋等付属品含む)

## 3. 健全性評価

## (1) 腐食・化学的影響について

## a. 収容物（化学成分）

HIC 本体はポリエチレンで構成されており、一部の有機溶媒を除き、一般的な化学薬品に対して良好な耐性を有する。

HIC に収容する吸着材（表 2）、沈殿処理生成物及び処理過程で添加する薬品成分（次亜塩素酸ソーダ、苛性ソーダ、炭酸ソーダ、塩酸、塩化第二鉄、ポリマー）が、SC DHEC の認可において HIC への収容を禁止した成分を含まず、収容物の化学成分に対してポリエチレンは安定している。

表2 HIC に収容する吸着材の種類

No. ※1	吸着材の組成	除去対象核種
1	活性炭	コロイド
2	チタン酸塩	Sr ( $M^{2+}$ )
3	フェロシアン化合物	Cs
4	Ag 添着活性炭	I
5	酸化チタン	Sb
6	キレート樹脂	Co ( $M^{2+}$ , $M^{3+}$ )
7	樹脂系吸着材	Ru, 負電荷コロイド

※1: No. 1～No. 6 は吸着塔, No. 7 は処理カラム

#### b. 水分・水質

多核種除去設備で使用する HIC は、自由水体积で 100%までの範囲を取り得るが、HIC 本体を構成するポリエチレンは水に対して安定であり、水分が HIC の健全性に影響を与えることはない。

また、多核種除去設備において、pH は 6～12.2 となる仕様であるが、HIC 本体のポリエチレンは耐アルカリ性が高いため、水質が HIC の健全性に影響を与えることはない。

#### (2) 耐熱性について

HIC の設計温度は、IAEA Safety Standards に示される A 型輸送容器に対する使用温度の条件 ( $-40^{\circ}\text{C} \sim 70^{\circ}\text{C}$  ( $158^{\circ}\text{F}$ )) に余裕をみて、 $-40^{\circ}\text{C}$  から  $76.6^{\circ}\text{C}$  ( $170^{\circ}\text{F}$ ) とする。米国認可時の試験では、 $170^{\circ}\text{F}$  においてポリエチレンの材料特性を維持できることが確認されている。

多核種除去設備で使用する HIC は、屋外配置であり、使用環境の温度下限は  $10^{\circ}\text{C}$  を想定していることから、設計温度下限については問題ない。一方、設計温度上限については、HIC の温度評価結果は、最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材（吸着材 2）を収容する場合において、一時保管施設貯蔵時は HIC 容器温度で約  $60^{\circ}\text{C}$  となる。さらに夏期の太陽光からの入熱によるボックスカルパート上蓋の温度上昇を考慮しても、HIC 容器表面温度は約  $73^{\circ}\text{C}$  となることから、HIC の設計温度  $76.6^{\circ}\text{C}$  に対して低い（別添－1）。また、ポリエチレンは、 $95^{\circ}\text{C}$  のクリープ試験において、長期間にわたり屈曲点が現れていないことから、想定される使用環境において貯蔵時の熱負荷における劣化はない（別添－2）。このため、温度について十分に余裕があり、HIC の温度監視は不要である。

### (3) 耐放射線性について

HIC は照射線量  $10^6$  Gy として設計している。また、SC DHEC の認可に当たり、 $3 \times 10^6$  Gy の照射まで材料特性（強度・延性）が維持されることを確認している。多核種除去設備で使用する HIC の照射線量は、貯蔵開始時で約 0.5 Gy/h（年間 約  $5 \times 10^3$  Gy）であり、一時保管施設貯蔵時の放射線の影響については問題ない。（別添－3）

ただし、経年劣化の知見拡充のため、未使用の HIC 等をボックスカルバート内に収容し、放射線による劣化傾向を確認する。

### (4) 耐紫外線性について

HIC は、ポリエチレン材であるため、紫外線環境下は 1 年未満となるよう設計している。これは米国認可要件を採用しており、2 年間の紫外線曝露試験の結果、推定寿命が 1 ～ 2 年と評価したことによる。

多核種除去設備で用いる HIC は、多核種除去設備運転中に紫外線環境下となるため、交換周期の長い HIC 上部には着脱式のカバーを設置し、一時保管施設貯蔵時は蓋をしたボックスカルバートに収納する（図 3）。HIC は、冬季に、ボックスカルバート上蓋の貫通口を通じて短時間（最大約 4 時間/日）太陽光に曝されるが、曝される面積・箇所は太陽の軌跡から日々変化するため、これによる劣化の影響は無視し得る（図 4）。よって、HIC が 1 年以上の紫外線環境下となることはない。

ただし、経年劣化の知見拡充のため、未使用の HIC 等を屋外に配置し、紫外線による劣化傾向を確認する。

また、使用前の HIC が過度に紫外線環境評価下に晒されないよう、製造から工場出荷までの紫外線照射時間を出荷時の品質保証書で確認し、輸送時に遮光カバーを取り付ける運用・管理を実施する。

### (5) 密閉性について

密閉性については、SC DHEC の認可要件として、保管期間等を考慮した信頼性の高いシーリングを選定することとされており、HIC は密閉性のあるねじ込み蓋を採用している。さらに、HIC に収容した液体が一時保管施設貯蔵中に外部へ漏えいしないよう、収容物の体積膨張を考慮した空間容積を確保する。

また、HIC 転倒時の漏えいを想定して、図 5 に示すベントフィルタに 10 kPa の水圧をかけて透過試験を実施した結果、水の透過量は約 1ml/s と少量であることを確認している。スラリーの粘性は水に比べて高いことから、HIC 転倒時における収容物の漏えいは更に限定的となる。よって、万一、HIC が転倒し、スラリーが漏えいした場合には、ふき取り等により速やかに回収することで対応する。

なお、ねじ込み蓋を開けることにより、HIC の収容物を確認できる構造としている。

(6) ベント機能について

SC DHEC の認可要件として内圧を開放するベントを設けることとされている。ベントフィルタの設置目的は、HIC 内部で発生する可燃性ガスを大気へ放出するとともに、HIC への湿分の浸入及び HIC からの収容物の流出を最小限とすることである。ベントフィルタは、3 重構造により、フィルタエレメントへの収容物（液体）の飛散を防止する設計としており、

HIC 移送時等に収容物の揺れ等が発生しても、フィルタが閉塞することはない（図 5）。なお、万一、HIC が転倒し、スラリーがフィルタに付着した際は、念のため、HIC の蓋を取り替える。

HIC 内の水分の蒸発は無視できるほど小さいことから、ベントフィルタ等が目詰まりすることはない。また、蒸発した水分によるベントフィルタ等の凍結に対しては、スラリーの発熱量は小さく、雰囲気温度 0℃付近では水蒸気の発生はほとんどないため、問題ない。仮に、ベント機能が喪失した場合、発生した水素が HIC 内部に蓄積することになるが、着火源がないため水素爆発には至らない。

(7) 寿命について

SC DHEC は、最低 300 年間は構造を維持し、廃棄物を収容していることを認可要件としており、上述の確認結果等から妥当と判断している。多核種除去設備で使用する HIC については、上述のような条件を満足しており、一時保管施設貯蔵中は問題とならない。

(8) 落下に対する評価について

HIC 取扱いにおける落下防止対策や落下時の漏えい発生防止対策を行っており、落下時の漏えい発生防止対策では、HIC への補強体取り付け、傾斜落下防止等の為の設備対応及び想定される落下ケースについての落下試験を行い、落下時の健全性に問題ないことを確認している（別添－4）。

以 上

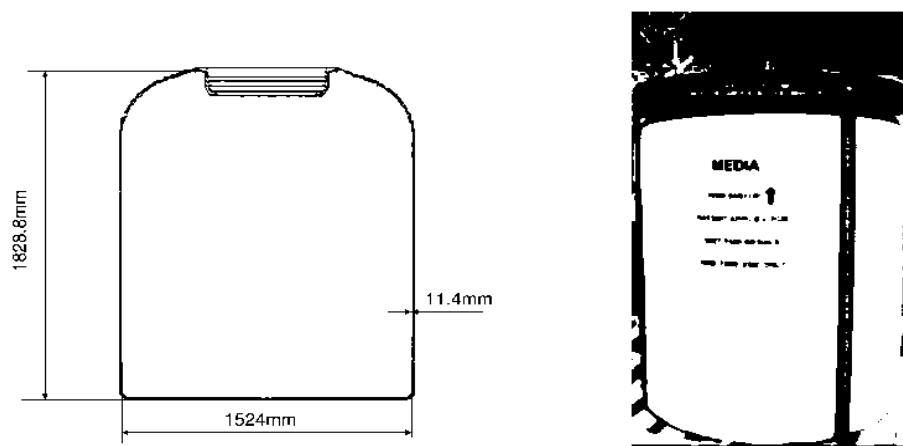
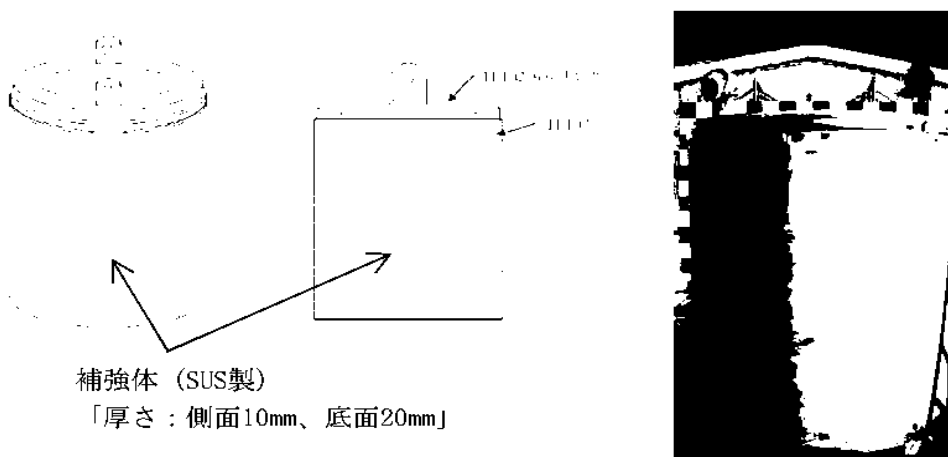
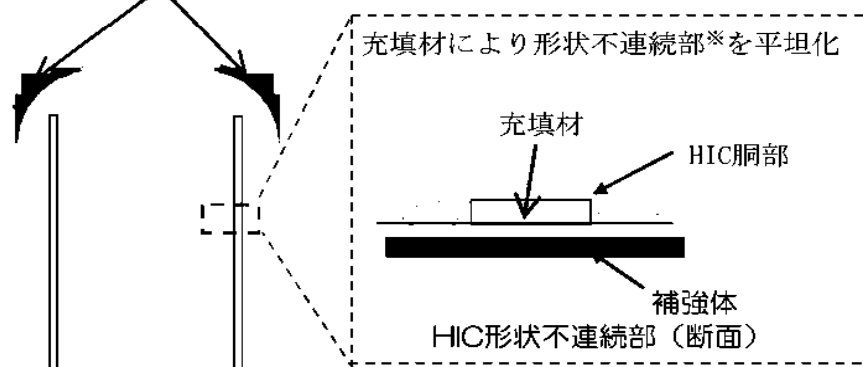


図1 HIC 概略図



上部空隙に緩衝材の挿入



※吊りかごのバンドを引っかけるための凹み

図2 HIC 補強概要

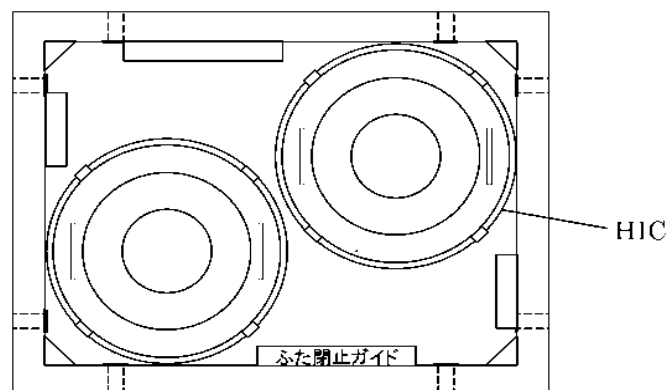


図3 ボックスカルバート内HIC収容（平面）イメージ

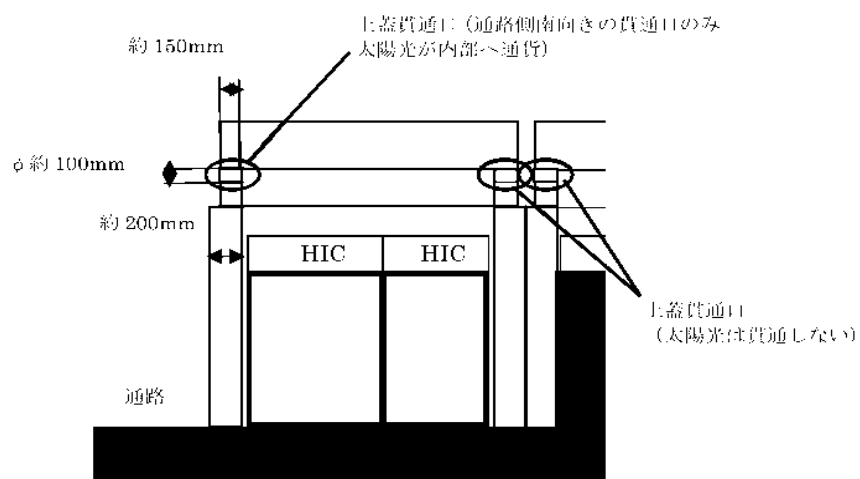
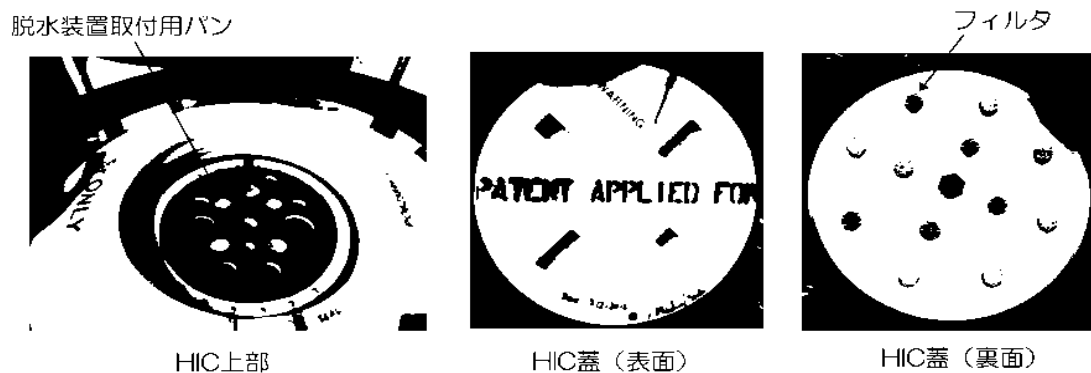
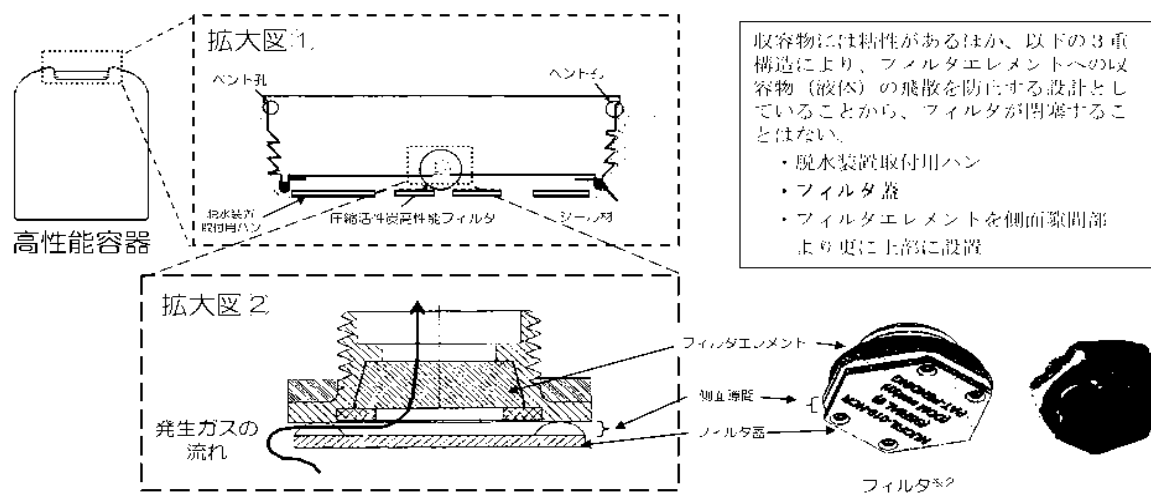


図4 HIC ボックスカルバート内配置概要



(a) 写真



(b) ベント構造概略

※1 ベント構造は、水素発生量に応じ2種類（①フィルタ 2個、ベント孔16個 ②フィルタ13個、ベント孔32個）を使用することで、可燃限界に対して十分低い濃度を確保する。

※2 フィルタは、カーボンコンホジット材（炭素繊維強化炭素複合材）を採用しており、 $0.4\mu\text{m}$ の微粒子を99.97%阻止できる

図5 HIC ベント構造※1



## HIC の温度評価

温度評価は、HIC の収容物である吸着材からの発熱を入熱条件とし、一次元の定常温度評価により HIC 容器温度を算出したうえで、太陽光から入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇を考慮した場合の HIC 容器温度が設計温度 76.6℃以下となることを確認する。

## 1. HIC 内部の発熱による容器温度の評価概要

- 評価手法：1 次元定常温度評価（評価体系については、図 1 参照）
- 入熱条件：吸着材 2 を充填した HIC（発熱量 58.8[W]）2 基を発熱体とした。
- 初期条件：ボックスカルバート外側の空気の初期温度 40℃
- その他の評価条件：
  - ・上蓋貫通孔からの空気の出入りは考慮しない（図 2 参照）。
  - ・HIC 接地面への除熱は考慮しない（図 2 参照）。
  - ・ボックスカルバートの側面のうち、他のボックスカルバートに面する 3 面からの除熱は考慮しない（図 2 参照）。

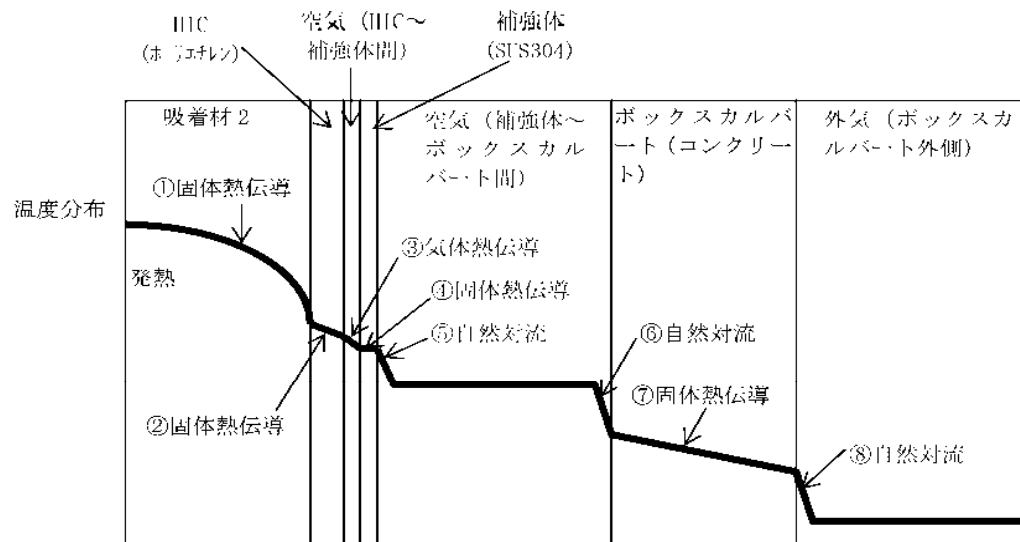


図 1 評価体系の概念図（1 次元定常温度評価モデル）

表 1 考慮した熱伝達機構及び物性値

番号	伝熱箇所	伝熱機構	物性値
①	吸着材 2	固体熱伝導	熱伝導率 0.15 [W/mK]
②	HIC (ポリエチレン)	固体熱伝導	熱伝導率 0.46 [W/mK]
③	空気 (HIC～補強体間)	気体熱伝導	熱伝導率 0.028 [W/m K]
④	補強体 (SUS304)	固体熱伝導	熱伝導率 51 [W/m K]
⑤	補強体から空気 (補強体～ボックスカルパート間)	自然対流	熱伝達率 1.7 [W/m <sup>2</sup> K]
⑥	空気 (補強体～ボックスカルパート間) からコンクリート	自然対流	熱伝達率 1.7 [W/m <sup>2</sup> K]
⑦	コンクリート	固体熱伝導	熱伝導率 1.3 [W/m K]
⑧	空気 (ボックスカルパート外)	自然対流	熱伝達率 2.4 [W/m <sup>2</sup> K]

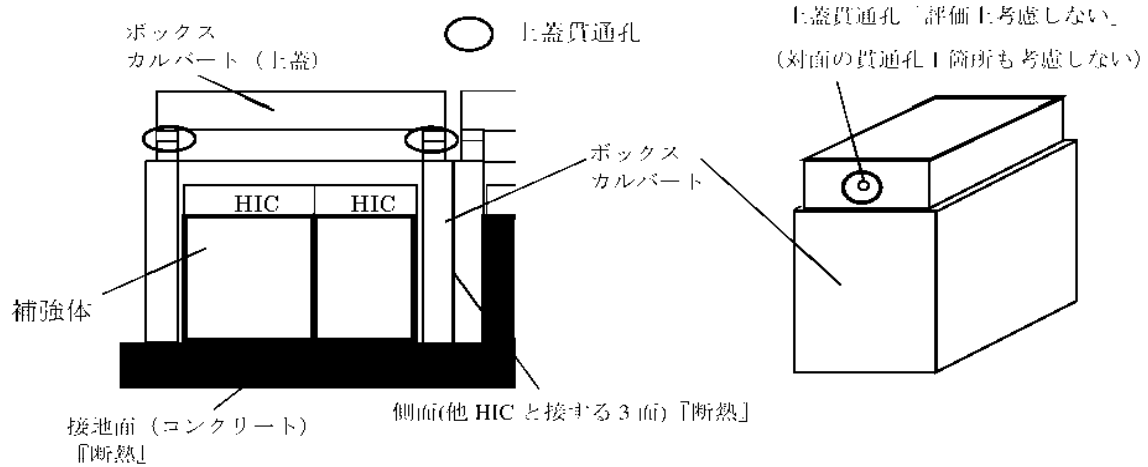


図 2 温度評価条件 (ボックスカルパート)

## 2. 太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価

太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇の評価を実施した。評価体系の概念を図3に示す。上蓋コンクリートのみをモデル化し、太陽光からの入熱及び大気放射による入熱を上蓋コンクリート上表面に与え、上蓋コンクリート下表面における温度を評価した。

○評価手法：非定常温度評価（評価体系については、図3参照）

○入熱条件：2011年5月25日（2011年において全天日射量が最大となる日）福島気象台の全天日射量（図4参照）にコンクリート吸収率0.75を乗じた値。

○外気温度条件：2011年8月14日（2011年において最高気温が最大となる日）福島気象台の外気温度分布を使用（ただし、当日の最高気温36.3℃が、a.の評価条件40℃と一致するように各時間の気温を3.7℃かさ上げした仮想温度分布を使用）（図5参照）

○評価上考慮した熱物性

- ・ボックスカルバート上蓋の上表面からの輻射伝熱による除熱及び上下表面からの自然対流による除熱を考慮。

○その他の評価条件：

- ・上蓋コンクリート側面は断熱とし、上表面からの蒸発潜熱による除熱は考慮しない。

## 3. 評価結果

HIC内部の発熱による容器温度を評価した結果、HIC容器の温度は、約60℃となった。

また、太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度を評価した結果、上蓋下面の最高温度は53℃となった。仮に外気温度が40℃で一定で太陽光からの入熱が無い場合、上蓋下面の温度は40℃であることから、太陽光からの入熱があった場合と無い場合の上蓋下面の温度差は最大約13℃となる。

よって、HIC内部の発熱による容器温度の評価結果である約60℃に上蓋の温度上昇を約13℃が全て加算された場合においても容器温度は約73℃となり、HICの設計温度76.6℃に対して低いことから、安全上の問題はないと判断する。

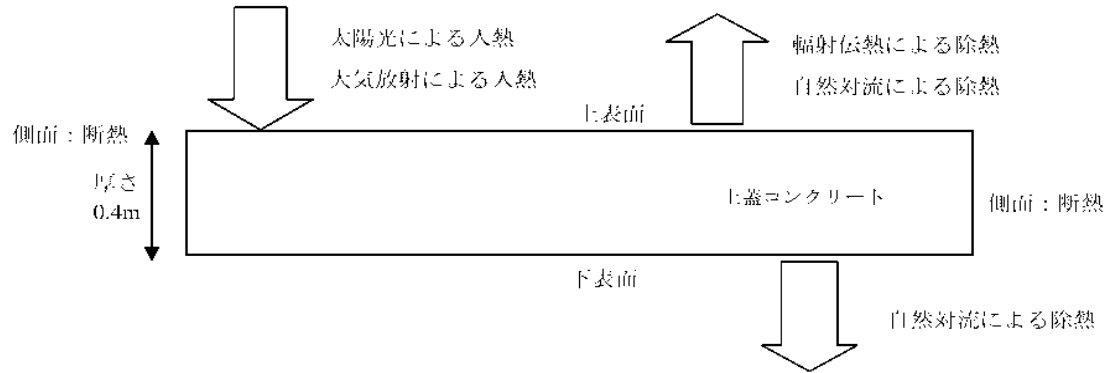


図 3 太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価体系の概念

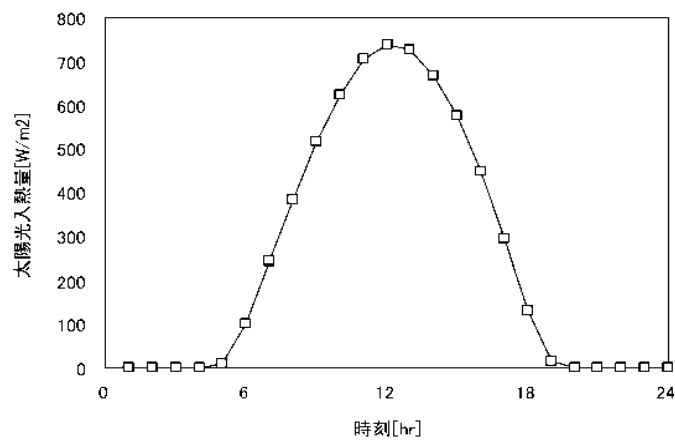


図 4 太陽光入熱量の時間変化

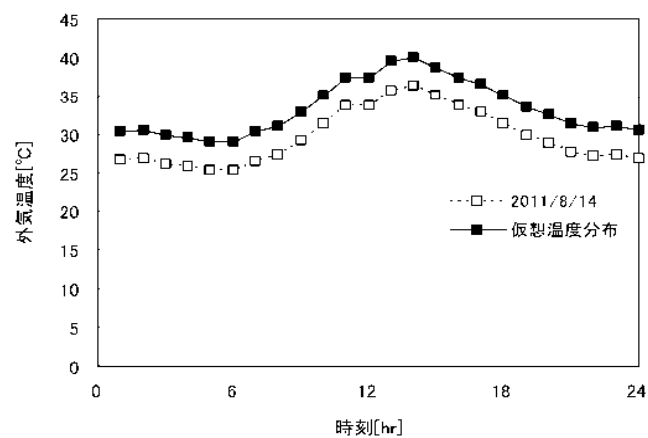


図 5 外気温度の時間変化

以 上

## ポリエチレンのクリープに対する評価について

架橋ポリエチレン管のクリープ特性は、図 1 に示すような熱間内圧クリープ試験で測定される。

一般的なプラスチック管のクリープ線図には、時間に対してクリープの発生する円周応力が急降下する屈曲点があらわれる。この急降下はプラスチックの酸化劣化による脆性破壊の開始をあらわしており、この時間を使用限界（寿命時間）とするのが一般的である<sup>※1</sup>。HIC の材料である架橋ポリエチレンは、巨大な網目分子構造を持っており、酸化劣化の影響を受けにくい。円周応力 3 MPa 程度においても、95℃以下のクリープ線図の屈曲点は、長期間（一時保管施設の貯蔵として 20 年を想定しても）あらわれず、時間に対して直線状になっている特性がある<sup>※1</sup>。

※1 架橋ポリエチレン 技術資料 架橋ポリエチレン工業会

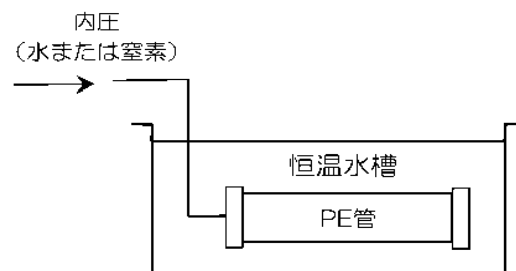


図 1．熱間内圧クリープ試験の概念図

以 上

## HIC 貯蔵時における照射劣化の影響評価

HIC の一時保管施設における貯蔵期間（20 年）において、内包する放射性物質からの放射線照射による劣化を HIC の材料である架橋ポリエチレンに対する照射後の引張試験および高速曲げ試験結果から評価する。

## (1) HIC 貯蔵条件

- 貯蔵場所：一時保管施設のボックスカルバート（コンクリート製）内
- 貯蔵期間：20 年
- 貯蔵期間（20 年）における積算線量
  - ・前処理 1 スラリー用 HIC（前処理 2 スラリーと比べ表面線量が高い）： $1.3 \times 10^4 \text{Gy}$
  - ・吸着材 3 用 HIC（吸着材のうち、最も表面線量が高い）： $4.6 \times 10^4 \text{Gy}$

## &lt; 参考 &gt;

積算線量（40 年）「貯蔵期間 2 倍（40 年相当）における評価値」

- ・前処理 1 スラリー用 HIC： $2.5 \times 10^4 \text{Gy}$
- ・吸着材 3 用 HIC： $9.1 \times 10^4 \text{Gy}$

## (2) 架橋ポリエチレン照射試験条件

架橋ポリエチレンに対する照射試験の条件を表 2 に示す。

表 2 架橋ポリエチレン照射試験条件

	空気雰囲気
線量率	1000 Gy/h
積算線量	$5.0 \times 10^4 \text{Gy}$ （50 時間照射）
	$1.0 \times 10^5 \text{Gy}$ （100 時間照射）
温度	室温
サンプル数	各積算線量につき 2 サンプル
照射後	①引張試験，②シャルピー衝撃試験（高速曲げ試験）

## (3) 照射後引張試験

照射後の架橋ポリエチレンに対し引張試験を行った。試験結果を表 3 に示す。

表 3 照射後引張試験結果

	最大応力〔N/mm <sup>2</sup> 〕	
	サンプル 1	サンプル 2
照射なし	24.5	24.4
5.0×10 <sup>4</sup> Gy (50 時間照射)	23.9	23.9
1.0×10 <sup>5</sup> Gy (100 時間照射)	24.3	24.4

## (4) 照射後シャルピー衝撃試験 (高速曲げ試験)

照射後の架橋ポリエチレンに対しシャルピー衝撃試験を行った。試験結果を表 4 に示す。  
なお、試験はひずみ速度 280 s<sup>-1</sup>\*で行っている。

※落下時のひずみ速度：100s<sup>-1</sup>程度

表 4 照射後シャルピー衝撃試験結果

	公称ひずみ〔%〕	
	サンプル 1	サンプル 2
照射なし	80	80
5.0×10 <sup>4</sup> Gy (50 時間照射)	80	80
1.0×10 <sup>5</sup> Gy (100 時間照射)	80	80

## (5) 照射試験の結果

照射後の材料試験の結果、1.0×10<sup>5</sup>Gy 照射後にも材料特性に有意な変化は確認されなかった。1.0×10<sup>5</sup>Gy は、表面線量の高い吸着材 3 の仮に 40 年貯蔵した場合における積算線量よりも高く、貯蔵期間 20 年では HIC の材料特性に影響は無い。

以上

## 高性能容器落下時の健全性確認

## 1. 概要

多核種除去設備の運転に伴い二次廃棄物（使用済み吸着材、沈殿処理生成物）が発生し、二次廃棄物を収容した高性能容器(HIC:High Integrity Container)（以下、「HIC」という）を多核種除去設備エリアから使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送する。

HIC 取扱い時に万一 HIC を落下させた場合を考慮し、漏えい発生防止対策として、HIC への補強体の取付け及び傾斜落下防止対策等の設備対応を行った。更に、対策実施後に発生する可能性のある落下姿勢を整理した上で、HIC への影響が大きいと想定される落下ケースについて落下試験を実施することにより落下時の健全性確認を行った。

## 2. 落下時の漏えい発生防止対策

HIC の取扱い時に万一落下事象が発生した場合を考慮し、以下の施設対応等を行った。

- ・垂直落下に対しては、補強体及び緩衝材によって HIC の健全性を保つ。
- ・傾斜落下及び逆さ傾斜落下に対しては、傾斜落下防止対策によって、当該の落下姿勢の発生を防止する。
- ・角部落下に対しては、補強体及び緩衝材によって HIC の健全性を保つ。

また、HIC、多核種除去設備設置エリア及び一時保管施設に対する具体的な対策を以下に示す。

## (1) HIC に対する対策

- ・HIC に補強体を取り付ける。

## (2) 多核種除去設備設置エリアでの対策

## a. 緩衝材及び傾斜落下防止架台の設置

- ・HIC 遮へい体内、輸送用遮へい体内に緩衝材を設置する。
- ・トレーラ後部に門型の傾斜落下防止架台を追加することにより傾斜落下を防止する。

## b. クレーン東西方向への移動操作の制限（傾斜落下防止）

- ・HIC 取扱時は、東西の移動（横行）機能のないクレーン操作機を使用し、傾斜落下を防止する。

## c. 角部への緩衝材取付

- ・HIC の吊上げ・吊下ろし時に HIC 遮へい体、輸送用遮へい体の側板上部に緩衝材を取付ることにより角部落下時の影響を緩和する。



### (3) 一時保管施設での対策

- ・クレーン吊上げ高さ制限（3m）とリミットスイッチ等による移動可能範囲の制限により、傾斜落下が発生する箇所への HIC の移動を防止する。
- ・ボックスカルバート内に傾斜落下防止の器具を予め収容したうえで、HIC の収容作業を行うことにより斜め落下の可能性を排除する。

### 3. 落下時の健全性確認

2. の対策実施後、発生する可能性のある落下姿勢を整理、HIC への影響が大きいと想定されるケースについて落下試験を複数回実施した。落下試験条件を表 1 に示す。

表 1 落下試験の条件

	試験体	落下高さ	落下面	落下姿勢	試験回数
①	HIC(底板 20mm, 側板 10mm, SUS 補強済)	4.5m	緩衝材	垂直	2 回
②	HIC(底板 20mm, 側板 10mm, SUS 補強済)	2.6m	角部	垂直 □100mm 角棒 (緩衝材敷設) 上への落下	2 回

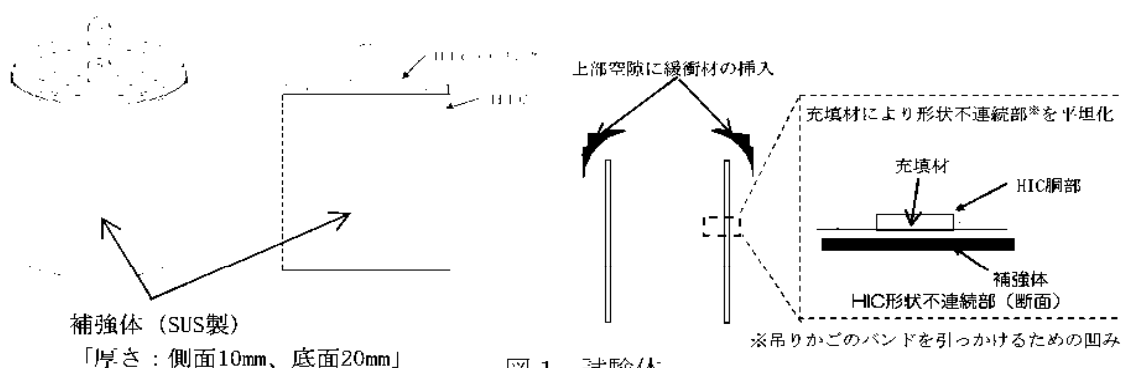


図 1 試験体

### 4. 試験結果

試験の良否判定は HIC 破損による内容物の漏えいの有無及び HIC 本体の異常な損傷等の有無により行った。

試験の結果、各試験ケースとも内容物の漏えいはなく、また、HIC 本体にも異常な損傷等がないことから、落下時の漏えい発生防止対策は有効であり HIC が落下した場合にも健全性は維持されると判断する。

以上

## 除去対象核種の選定

## 1. 除去対象核種の選定方針

多核種除去設備の処理対象水（淡水、RO濃縮塩水及び処理装置出口水）は、1～3号機原子炉内の燃料に由来する放射性物質（以下、「FP核種」という）及びプラント運転時の保有水に含まれていた腐食生成物に由来する放射性物質（以下、「CP核種」という）を含んでいると想定される。多核種除去設備の設計として、処理対象水が万一環境への漏えいした場合の周辺公衆への放射線被ばくのリスクを低減するため、処理対象水に含まれるFP核種及びCP核種のうち、多核種除去設備で除去すべき高い濃度で存在する核種を推定することが必要となる。

よって、処理対象水に含まれる放射性物質の濃度を推定するにあたり、FP核種については、炉心インベントリの評価結果から有意な濃度で存在すると想定される核種を選定し、そのうち、2011/3に放射性物質の測定を実施している核種については、測定結果から滞留水中の濃度を推定し、測定していない核種については、炉心インベントリの評価結果から滞留水に含まれる濃度を推定した。

また、CP核種については、プラント運転時の原子炉保有水に含まれていた核種が滞留水に移行していること、また、高温焼却炉建屋に滞留水を移送した際に、濃縮廃液タンクの保有水に含まれていた核種が混入したことが考えられることから、プラント運転時の原子炉及び濃縮廃液タンクの保有水に対するCP核種の測定結果を用いて、滞留水に含まれる濃度を推定した。

FP核種、CP核種共に多核種除去設備の稼働時期が原子炉停止後より1年後(365日後)以降となると想定されたことから、半減期を考慮し原子炉停止365日後の滞留水中濃度を減衰補正により推定した。減衰補正により得られた原子炉停止後365日後の推定濃度が告示濃度限度<sup>※1</sup>に対し、1/100を超える核種を滞留水中に有意な濃度で存在するものとして多核種除去設備の除去対象核種として選定した。ただし、トリチウム<sup>※2</sup>については除去することが困難であるため除去対象核種から除外した。

※1 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(別表第2第六欄周辺監視区域外の水中の濃度限度)

※2 H23年9月～H25年1月に採取した淡水化装置（逆浸透膜装置）入口水トリチウム測定値： $8.5 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3 \sim 4.2 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$

## 2. 除去対象核種の選定結果

FP核種から56核種、CP核種から6核種を選定し、それらを加えた計62核種を除去対象核種として選定した（表1参照）。

表 1 除去対象核種一覧

No.	放射性物質の種類	線種	No.	放射性物質の種類	線種
1	Rb-86	$\beta$ $\gamma$	32	Ba-140	$\beta$ $\gamma$
2	Sr-89	$\beta$	33	Ce-141	$\beta$ $\gamma$
3	Sr-90	$\beta$	34	Ce-144	$\beta$ $\gamma$
4	Y-90	$\beta$	35	Pr-144	$\beta$ $\gamma$
5	Y-91	$\beta$ $\gamma$	36	Pr-144m	$\gamma$
6	Nb-95	$\beta$ $\gamma$	37	Pm-146	$\beta$ $\gamma$
7	Tc-99	$\beta$	38	Pm-147	$\beta$ $\gamma$
8	Ru-103	$\beta$ $\gamma$	39	Pm-148	$\beta$ $\gamma$
9	Ru-106	$\beta$	40	Pm-148m	$\beta$ $\gamma$
10	Rh-103m	$\beta$ $\gamma$	41	Sm-151	$\beta$ $\gamma$
11	Rh-106	$\gamma$	42	Eu-152	$\beta$ $\gamma$
12	Ag-110m	$\beta$ $\gamma$	43	Eu-154	$\beta$ $\gamma$
13	Cd-113m	$\gamma$	44	Eu-155	$\beta$ $\gamma$
14	Cd-115m	$\beta$ $\gamma$	45	Gd-153	$\gamma$
15	Sn-119m	$\gamma$	46	Tb-160	$\beta$ $\gamma$
16	Sn-123	$\beta$ $\gamma$	47	Pu-238	$\alpha$
17	Sn-126	$\beta$ $\gamma$	48	Pu-239	$\alpha$
18	Sb-124	$\beta$ $\gamma$	49	Pu-240	$\alpha$
19	Sb-125	$\beta$ $\gamma$	50	Pu-241	$\beta$
20	Te-123m	$\gamma$	51	Am-241	$\alpha$
21	Te-125m	$\gamma$	52	Am-242m	$\alpha$
22	Te-127	$\beta$ $\gamma$	53	Am-243	$\alpha$
23	Te-127m	$\beta$ $\gamma$	54	Cm-242	$\alpha$
24	Tc-129	$\beta$ $\gamma$	55	Cm-243	$\alpha$
25	Tc-129m	$\beta$ $\gamma$	56	Cm-244	$\alpha$
26	I-129	$\beta$ $\gamma$	57	Mn-54	$\gamma$
27	Cs-134	$\beta$ $\gamma$	58	Fe-59	$\gamma$
28	Cs-135	$\beta$	59	Co-58	$\gamma$
29	Cs-136	$\beta$ $\gamma$	60	Co-60	$\beta$ $\gamma$
30	Cs-137	$\beta$ $\gamma$	61	Ni-63	$\beta$
31	Ba-137m	$\gamma$	62	Zn-65	$\beta$ $\gamma$

## 高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価

## 1. 概要

多核種除去設備の運転に伴い二次廃棄物（使用済み吸着材、沈殿処理生成物）が発生し、二次廃棄物を収容した高性能容器(HIC:High Integrity Container)（以下、「HIC」という）を多核種除去設備エリアから使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送する。

HIC 取扱いにおける安全確保のため、落下防止対策、漏えい発生防止の実施により HIC の落下・破損の可能性を低減するが、ガラの漏えい事象への対策として漏えい物回収についての作業手順の検討と作業における被ばく線量評価を行った。

## 2. 落下モードの想定

ガラ HIC が落下する場合の落下モードとしては吊りワイヤー切断等が考えられ、クレーン可動制限の対策を実施していることから、垂直落下を想定する。

垂直落下に対しては、落下試験結果等から、補強体及び緩衝材を取り付けることによって、HIC 本体の損傷がないこと及び補強体にき裂等の損傷はなく、内容物の漏えいがないことを確認している。

## 3. 漏えい範囲の想定

HIC 内のスラリー及び脱水処理された廃吸着材は、仮に HIC 落下損傷により床面に漏えいしても粘性のない液体に比べ漏えい量及び床面への広がりには限定されるものと想定される。

## (1) 多核種除去設備エリア

HIC 設置エリアは堰により漏えい範囲が限定される。また、トレーラヤードには、HIC が落下しないような措置（クレーン可動範囲の制限）をするが、ガラの落下時の漏えい拡大防止の観点からトレーラヤードの南端にはスロープ堰を設置する。併せて、漏えい物の飛散を考慮してトレーラヤードにて飛散防止対策等を行う。

## (2) 一時保管施設エリア

ボックスカルバート設置エリアは堰により漏えい範囲が限定されるが、排水のための堰の切れ間には土嚢を設置する。さらにトレーラエリアには HIC が落下しないような措置およびクレーン可動範囲の制限および柵を設置する。また、トレーラエリアの北端には盛り上げ堰を設置する。

ボックスカルバート間の隙間は狭隘であり、ボックスカルバート間通路へ HIC が落下することはなく、通路上への漏えいが発生する可能性も低いと考えられる。また、ボックスカルバート内下部は塗装され水密構造となっているため、ボックスカルバート内に HIC が落下し漏えいが発生した場合でも外部への漏えい物の流出は発生しない。

#### 4. 評価ケースについて

回収作業時の被ばく線量を評価するにあたり、一時保管施設のトレーラエリアで吸着材 3 の HIC が落下し漏えいが発生した場合の回収手順を最も厳しいケースとして評価する。評価に用いる線量条件を表 1 に示す。

(評価ケース選定時の考慮事項)

- ・HIC 落下による損傷はクレーン作業時に発生することが想定されることから、クレーン稼働範囲での漏えい発生を考え、トレーラによる移動エリアでの漏えいは想定しない。
- ・クレーンの稼働範囲には堰を設けることにより、スラリーおよび廃吸着材の漏えい範囲は限定される。
- ・スラリーは流動性があるため、堰内で漏えい範囲が拡大するが、溜め枘や漏えい物水位の最深部に回収ポンプを配置し、ろ過水で希釈することで、比較的低い線量下での回収作業が可能である。
- ・廃吸着材は流動性がないため、漏えい物の拡散範囲が狭く、高線量の漏えい物に作業員が接近して回収作業を行う必要がある。
- ・遮へい体が設置されている多核種除去設備エリアと比較し、一時保管施設トレーラエリアは、漏えい物からの線量を遮断するものがなく、作業員の被ばく線量が多くなると考えられる。

表 1 吸着材 3 (Cs) 漏えい時の線量条件

漏えい物(吸着材)の縁からの距離 [m]	線量率※1 [mSv/h]
0	78
1	27
2	12
3	6.8
4	4.3
5	3

※1 線量率：各々の距離における高さ 1.5m の点での評価値

## 5. 回収作業手順と被ばく線量評価

### (1) 漏えい発生に対する準備

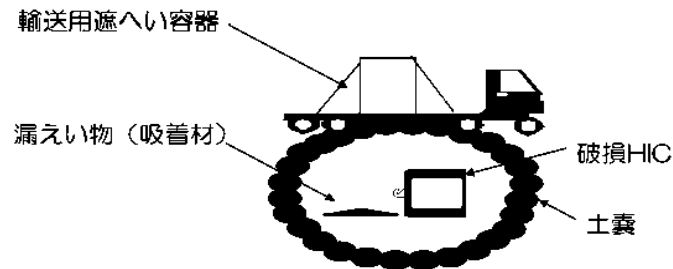
HIC 取扱い時には、5 人程度の作業員が現場作業に従事しており、漏えい発生時の初期対応（土嚢設置による漏えい拡大等）に従事する。なお、土嚢は多核種除去設備設置エリア、一時保管施設エリアに予め準備しておく。

その後の漏えい物回収作業等に従事する作業員（数十人程度を想定）は、多核種除去設備操作室や免震重要棟、バックオフィス（J ヴィレッジ等）から吸引車等の必要資機材を準備したうえ、1,2 時間程度での現場集合が可能である

### (2) 作業手順と被ばく線量

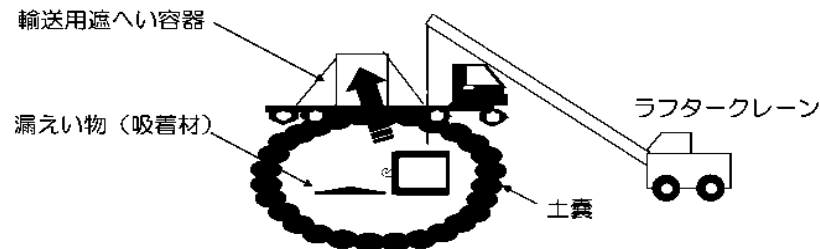
一時保管施設のトレーラエリアにおいて吸着材が漏えいした場合を想定し、その際の回収手順を示す。また想定被ばく線量を表 2 に示す。回収作業は、予め機材を準備することで数時間から半日程度で実施でき、想定される総被ばく線量は  $50\text{mSv}\cdot\text{人}$  以下である。

#### <回収手順 1> 漏えい拡大防止（土嚢設置）



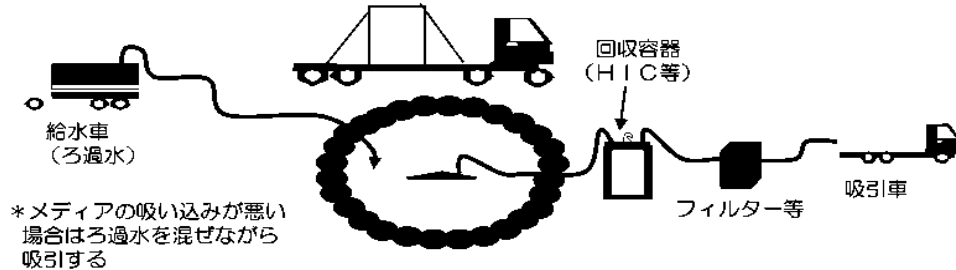
- ・ HIC の輸送作業に従事していた作業員（5 人程度）が初動対応として、土嚢を設置。
- ・ 系外漏えい防止のため、一時保管施設の雨水排水用の堰の切れ間に土嚢を設置。
- ・ 被ばく低減のため、HIC から 3m 離隔した場所に土嚢を設置。
- ・ 被ばく線量は、漏えい物から 3m 程度に近づく作業時間から算出。
- ・ 土嚢は予め一時保管エリアに準備しており、土嚢の移動距離は数十 m 程度であるため、作業時間は 10 分程度。

### <回収手順 2>HIC 回収



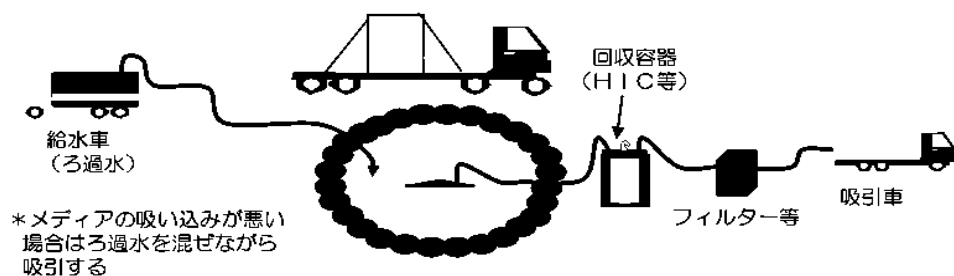
- ・漏えい物の回収作業における被ばく線量を下げするため、線源となる HIC を回収する。
- ・HIC 吊り具は、補強体に溶接で取り付けられており、破損はないものとする。
- ・HIC を取り扱う門型クレーンに何らかの異常が発生した場合を想定し、HIC の回収はラフタークレーンを使用する。
- ・玉掛け作業は作業員が接近して行うが、クレーン操作は 10m 程度離れたラフタークレーン操作室で行うため、被ばくの影響はほとんどない。
- ・HIC への玉掛けが行いにくい横倒し状態を想定し、玉掛け作業は 2 人で行う。
- ・HIC は輸送用遮へい容器内へ回収する。

### <回収手順 3>漏えい物回収



- ・吸引車（1 F 構内に予め準備）を使用し、回収物吐き出し作業等による更なる被ばくを避けるため回収容器（HIC 等）へ漏えい物を直接回収する。
- ・メディアもスラリーも吸着した放射性物質が気相へ移行することはないが、念のため、フィルターを介して吸引する。
- ・吸い込みノズルを操作する作業員は 1 人で行い、被ばく線量を考慮して、5 分程度で交代することを想定する。
- ・吸い込みノズルは漏えい物から 2m 程度離れた距離で操作する。

<回収手順4>回収後の除染



- ・ろ過水を使用し、床面等の除染を実施する。
- ・車両サーベイ実施後、トレーラを移動させる。
- ・使用後のろ過水は水中ポンプ（1F構内に予め準備）を使用し、回収後、汚染水を収納しているタンク等へ移送する。
- ・漏えい物を回収した後は1mSv/h以下である。
- ・トレーラエリアは床塗装が実施しており、15人程度が約1時間作業を実施すれば、十分に除染できると考えられる。

表2 回収作業時の想定被ばく線量

作業内容	想定被ばく線量※2	
①漏えい拡大防止 (上巻設置)	5人×10分×6.8mSv/h(@3m)	5.7mSv・人
②HIC回収	2人×2分×27mSv/h(@1m)	1.8mSv・人
③漏えい物回収	18人×5分×12mSv/h(@2m)	18mSv・人
④回収後の除染	15人×60分×1mSv/h以下	15mSv・人以下

※2 作業人数，時間は漏えい物に接近して行う作業の人数・時間である。

以上



## 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、設備の安定運転の維持，安全確保の観点から以下の試験及び工事について計画し，実施する。

### 1. 汚染水を用いた通水試験（ホット試験）の実施

多核種除去設備は、福島第一原子力発電所内に貯留している汚染水に含まれる放射性核種を除去し、汚染水の漏えいによる放射線被ばくのリスクを低減させるもので、早期に稼働させるべく、十分な安全対策を施した上で汚染水を用いた通水試験（ホット試験）を実施している。ホット試験にて放射性核種の除去性能及び性能維持に関する確認を行う。

### 2. 漏えい物飛散防止対策

HIC 取扱時における多核種除去設備エリアトレーラヤードでのガラの落下による HIC 収容物のエリア外への飛散を考慮し、トレーラヤードの搬入口設置等を行う。

### 3. 工程

項目	平成25年					平成26年												平成27年		
	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
ホット試験																				
	A系ホット試験					A系ホット試験結果の評価等														
	B系ホット試験																			
						B, C系ホット試験結果の評価等														
						※本格運転の予定はホット試験の状況に応じて検討														
漏えい物飛散防止対策																				
	本設搬入口設置																			

以上

## 2.17 放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備）

### 2.17.1 基本設計

#### 2.17.1.1 設置の目的

雑固体廃棄物焼却設備は、放射性固体廃棄物等（その他雑固体廃棄物、使用済樹脂、瓦礫類、伐採木、使用済保護衣等）で処理可能なものについて焼却処理することを目的とする。

#### 2.17.1.2 要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理にあたっては、その廃棄物の性状に応じて、適切に処理し、遮へい等の適切な管理を行うことにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

#### 2.17.1.3 設計方針

##### (1) 放射性固体廃棄物等の処理

雑固体廃棄物焼却設備は、放射性固体廃棄物等の処理過程において放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。具体的には、焼却処理により発生する焼却灰はドラム缶に詰めて密閉し、固体廃棄物貯蔵庫などの遮へい機能を有する設備に貯蔵保管する。処理過程においては、系統を負圧にし、放射性物質が散逸しない設計とする。

##### (2) 放射性気体廃棄物の考慮

雑固体廃棄物焼却設備は、敷地周辺の線量を合理的に達成できる限り低減できるように、焼却処理に伴い発生する排ガス及び汚染区域の排気は、フィルタを通し、放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら本建屋専用の排気筒から放出する設計とする。

##### (3) 構造強度

「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）に従うことを基本方針とし、必要に応じて JIS や製品規格に従った設計とする。

##### (4) 耐震性

雑固体廃棄物焼却設備の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日）に従い設計するものとする。

##### (5) 火災防護

火災の早期検知に努めるとともに、消火設備を設けることで初期消火を可能にし、火災により安全性を損なうことのないようにする。

#### (6) 被ばく低減

雑固体廃棄物焼却設備は放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮へい、機器の配置、放射性物質の漏えい防止、換気等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

また、敷地周辺の線量を達成できる限り低減するため、遮へい等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

#### 2.17.1.4 供用期間中に確認する項目

供用期間中に確認する項目については、詳細設計が終了した段階で反映していく。

#### 2.17.1.5 主要な機器

雑固体廃棄物焼却設備は、新たに設置する焼却炉建屋内に設置され、焼却設備、換気空調設備、モニタリング設備等で構成され、放射性固体廃棄物等で処理可能なものを焼却する。

##### (1) 焼却設備

焼却設備は焼却炉（ロータリーキルン式）、二次燃焼器、排ガス冷却器、バグフィルタ、排ガスフィルタ、排ガスブロア、排ガス補助ブロア、排気筒で構成される。焼却設備は、2系列で構成し、1系列が点検中の場合においても廃棄物を処理できる設計とする。

焼却炉（ロータリーキルン式）は、炉を回転させることで、攪拌させながら時間をかけて焼却処理を行う。

二次燃焼器では、排ガスを850℃以上で2秒以上の滞留で完全燃焼させ、ダイオキシン類を完全に分解し安定した性状の排ガスを排ガス冷却器へ供給する。

排ガス冷却器では、水噴霧により排ガスを急冷しダイオキシン類の再合成を防止するとともに、高温に達した排ガスをフィルタ類で処理できる温度まで冷却する。

バグフィルタはケーシング内にろ布が装着され、排ガスを通すことによりろ布表面で集塵を行う。ダストが堆積した場合、逆洗により定期的にダストを払い落とし、回収を行う。なお、焼却炉から当該設備までで除染係数（以下、DFとする）10以上を確保する。

排ガスフィルタは粒径0.3μmに対して99.97%の粒子捕集率があるHEPAフィルタで構成され、バグフィルタで集塵しきれなかった排ガス中の微粒子を回収する。当該設備ではHEPAフィルタを2段直列に配置することでDF=10<sup>5</sup>以上を確保する。

排ガスブロアは、焼却炉から一連の系統を吸引しフィルタにて処理された排ガスを排気筒へ送り出す。また、系統を負圧にし、放射性物質の散逸等を防止する。

これらの焼却設備のDFは系統全体で10<sup>6</sup>以上である。

なお、焼却処理にて発生する焼却灰はドラム缶等の密閉できる容器に保管する。

#### (2) 焼却炉建屋

5, 6 号機北側に配置する焼却炉建屋は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造）の地上3階で、平面が約 69m（東西方向）×約 45m（南北方向）の建物で、地上高さは約 26.5m である。

#### (3) 換気空調設備

換気空調設備は、焼却炉建屋送風機、焼却炉建屋排風機、排気処理装置等で構成する。

焼却炉建屋送風機、焼却炉建屋排風機は、それぞれ50%容量のもの3台で構成する。建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から大気に放出する。

#### (4) モニタリング設備

排気筒において排ガス中の放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

#### (5) 遮へい壁

焼却設備、雑固体廃棄物、焼却灰などからの放射線に対し、放射線業務従事者等を保護する目的として、主に機器まわりのコンクリート壁・天井による遮へいを行う。

また、敷地周辺の線量を達成できる限り低減するために、雑固体廃棄物及び焼却灰からの放射線について、建屋のコンクリート壁・天井により遮へいを行う。

### 2.17.1.6 自然災害対策等

#### (1) 津波

アウトターライズ津波による遡上、大雨等による溢水を考慮し、焼却炉建屋は O.P. 約 23.0m に設置する。

#### (2) 火災

焼却炉建屋内では、可燃性の雑固体廃棄物を一時保管し、燃料を使用するため、火災報知設備、消火栓設備、不燃性ガス消火設備、消火器等を消防法等に基づいて、適切に設置し、火災の早期検知、消火活動の円滑化を図る。

### 2.17.1.7 構造強度及び耐震性

#### (1) 強度評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に該当することから、クラス3に位置付けられる機器を含む。設計・建設規格のクラス3に該当するものについては、同規格に準拠した設計・製作・検査を行う。

## (2) 耐震性評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日）に従い設計するものとする。また、耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準用する。

### 2.17.1.8 機器の故障への対応

#### 2.17.1.8.1 機器の単一故障

##### (1) 負圧維持機能を有する動的機器の故障

雑固体廃棄物焼却設備の負圧維持機能を有する動的機器に関しては複数台設置する。負圧維持機能を有する動的機器が故障した場合でも、予備機により運転継続もしくは停止作業が可能となる。

##### (2) モニタリング設備の故障

ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタは、2チャンネルを有し、1チャンネル故障時でも他の1チャンネルで排気筒における放射性物質濃度を監視可能とする。

##### (3) その他の主要な機器の故障

その他の主要な機器が故障した場合、速やかに焼却運転を停止させる。

##### (4) 電源喪失

雑固体廃棄物焼却設備の電源は2系統より受電する設計とし、1系統からの受電が停止した場合でも全ての負荷に給電できる構成とする。

#### 2.17.1.8.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

雑固体廃棄物焼却設備の複数の設備が同時に機能喪失した場合、速やかに運転を停止させる。外部電源喪失した場合、廃棄物や燃料の供給は停止するため、焼却は自然に停止に向かう。

## 2.17.2 基本仕様

### 2.17.2.1 主要仕様

#### (1) 焼却設備

##### a. 焼却炉

容 量	約 2,500,000kcal/h/基 (廃棄物 300kg/h 相当)
基 数	2

##### b. 二次燃焼器

基 数	2
-----	---

##### c. 排ガス冷却器

基 数	2
-----	---

##### d. バグフィルタ

容 量	15,000Nm <sup>3</sup> /h/基
基 数	2

##### e. 排ガスフィルタ

容 量	3,000Nm <sup>3</sup> /h/基
基 数	10

##### f. 排ガスブロア

容 量	15,000Nm <sup>3</sup> /h/基
基 数	2

##### g. 排ガス補助ブロア

容 量	2,500Nm <sup>3</sup> /h/基
基 数	2

(2) 換気空調設備

a. 焼却炉建屋送風機

容 量 48,500m<sup>3</sup>/h/基

基 数 3

b. 焼却炉建屋排風機

容 量 43,500m<sup>3</sup>/h/基

基 数 3

c. 排気処理装置

容 量 14,500m<sup>3</sup>/h/基

基 数 7

(3) 補助遮へい

種類				主要寸法 (mm)	冷却方法	材料
補助遮へい	焼却炉建屋	廃棄物受入エリア	北壁 (1 階)	500	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g/cm <sup>3</sup> 以上)
			東壁 (1 階)	500		
		雑固体一時置場	西壁 (1 階)	500		
			南壁 (1 階)	500		
			天井 (1 階)	500		
		非常口	南壁 (1 階)	450		
			東壁 (1 階)	450		
		充填エリア	南壁 (1 階)	500		
		焼却設備室 A 系	北壁 (1 階)	500		
			北壁 (2 階)	500		
			西壁 (2 階)	500		
			北壁 (3 階)	500		



種類				主要寸法 (mm)	冷却方法	材料
補助 遮へい	焼却 炉建屋	焼却設備室 A 系	西壁 (3 階)	500	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g/cm <sup>3</sup> 以上)
			北壁 (屋上階)	300		
			西壁 (屋上階)	300		
			東壁 (屋上階)	300		
		焼却設備室 B 系	南壁 (1 階)	500		
			西壁 (2 階)	500		
			南壁 (2 階)	500		
			西壁 (3 階)	500		
			南壁 (3 階)	500		
			西壁 (屋上階)	300		
			南壁 (屋上階)	300		
			東壁 (屋上階)	300		
		廃油貯蔵室	北壁 (1 階)	300/400		
			西壁 (1 階)	300		
			天井 (1 階)	300/450		
		サンプルタンク室	北壁 (1 階)	400		
			東壁 (1 階)	700		
		灰ドラム一時貯蔵庫	南壁 (1 階)	700		
			東壁 (1 階)	700		

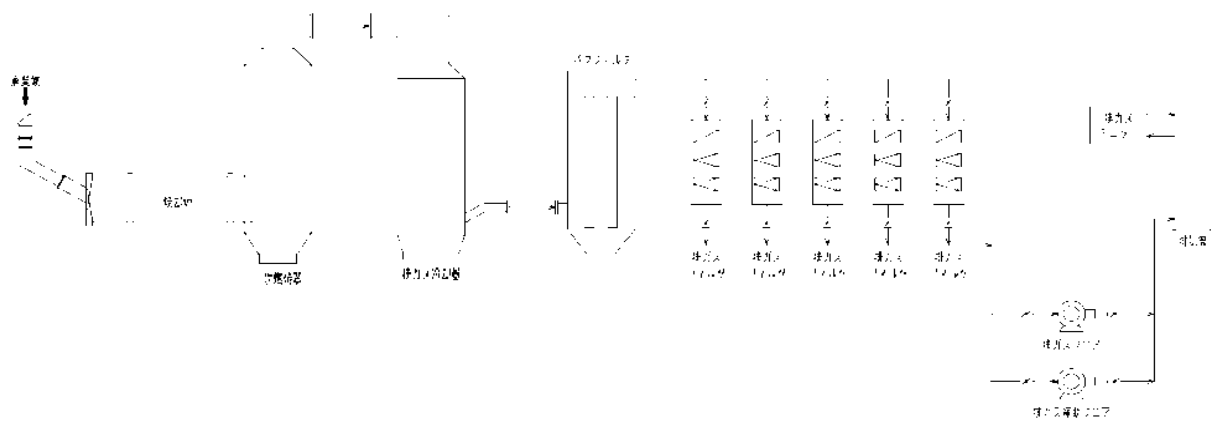
種類				主要寸法 (mm)	冷却方法	材料
補助 遮へい	焼却 炉建屋	焼却設備排気機械室	北壁 (2 階)	300	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g/cm <sup>3</sup> 以上)
			西壁 (2 階)	300		
			南壁 (2 階)	300		
			東壁 (2 階)	400		
			天井 (2 階)	300		
		排ガス冷却水 タンクエリア	北壁 (3 階)	300		
			西壁 (3 階)	300		
			東壁 (3 階)	300		
			天井 (3 階)	300		
		排気機械室	北壁 (3 階)	300		
			東壁 (3 階)	300		
			天井 (3 階)	300		
		モニタ室	南壁 (3 階)	300		
			東壁 (3 階)	300		
			天井 (3 階)	300		

### 2.17.3 添付資料

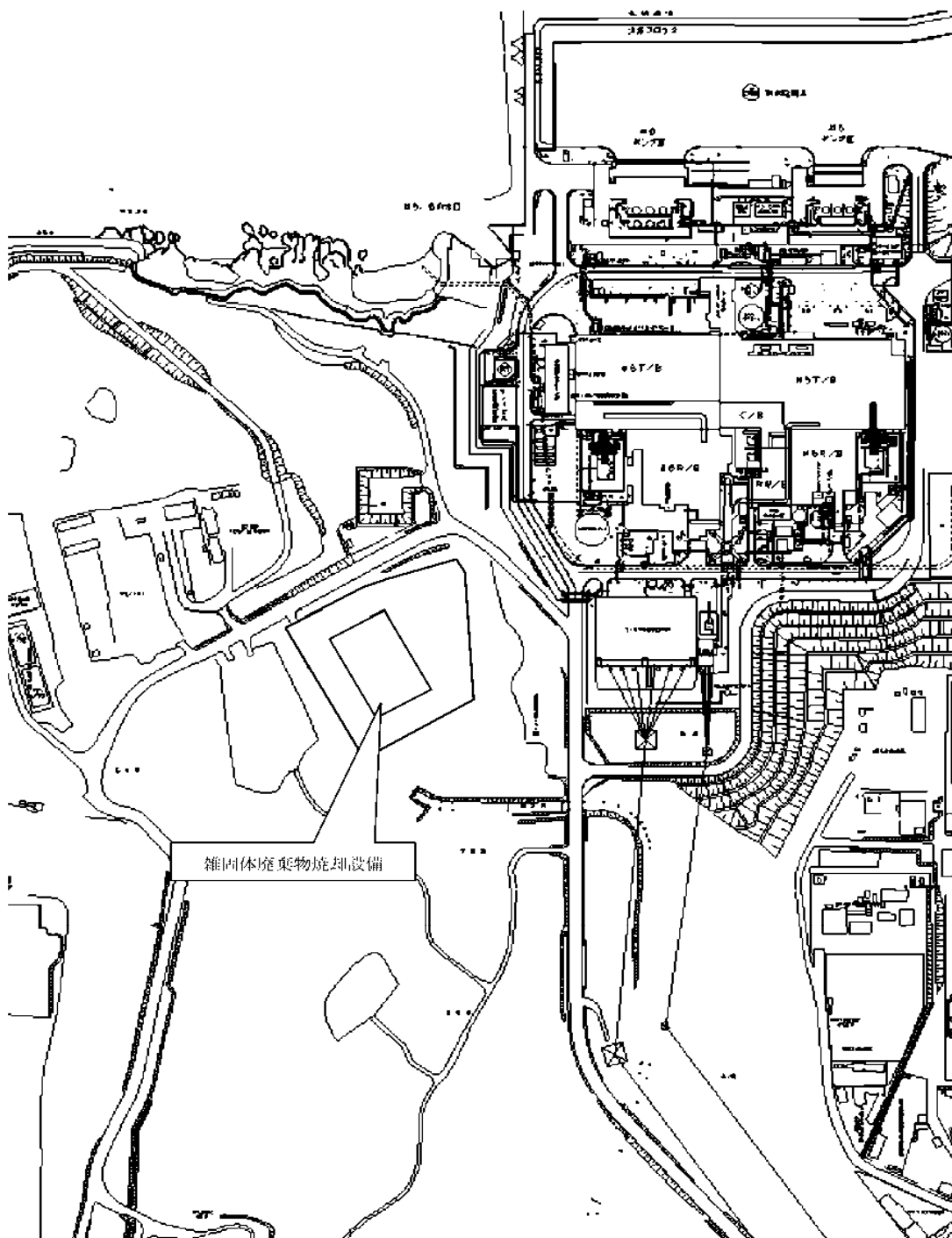
- 添付資料 1 焼却設備概略系統図
- 添付資料－2 雑固体廃棄物焼却設備の全体概要図
- 添付資料 3 焼却炉建屋平面図
- 添付資料－4 換気空調設備概略系統図
- 添付資料 5 排気中の放射性物質濃度に係る説明書
- 添付資料－6 設定根拠に関する説明書
- 添付資料 7 廃棄設備に係る機器の配置を明示した図面
- 添付資料－8 焼却炉建屋の構造強度に関する検討結果
- 添付資料 9 安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面
- 添付資料－10 非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面
- 添付資料 11 火災防護に関する説明書並びに消火設備の取付箇所を明示した図面
- 添付資料－12 生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書
- 添付資料 13 補助遮へいに関する構造図
- 添付資料－14 固体廃棄物処理設備における放射性物質の散逸防止に関する説明書
- 添付資料 15 雑固体廃棄物焼却設備の設置について
- 添付資料－16 雑固体廃棄物焼却設備に係る確認事項

以下の添付資料については、詳細設計や評価が終了した段階で反映していく。

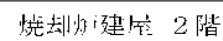
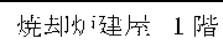
- 添付資料 雑固体廃棄物焼却設備の構造強度及び耐震性に関する説明書
- 添付資料 雑固体廃棄物焼却設備に関する構造図
- 添付資料 流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大防止能力及び施設外への漏えい防止能力についての計算書
- 添付資料 流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び自動警報装置の構成に関する説明書
- 添付資料 検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書



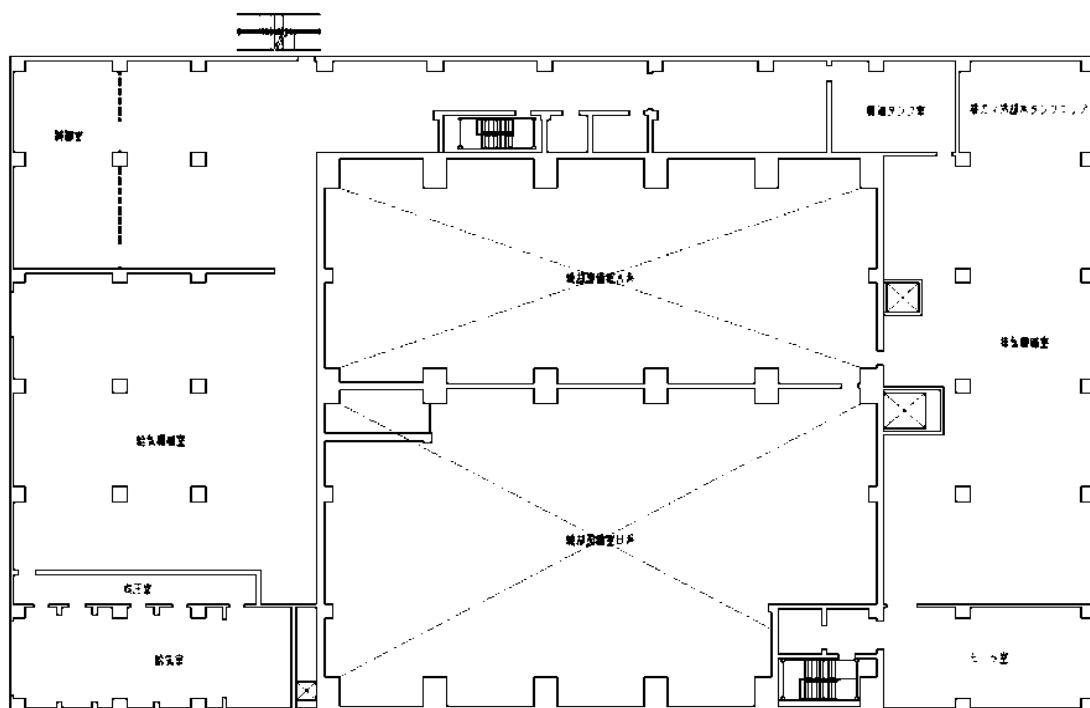
図－ 1 焼却設備概略系統図



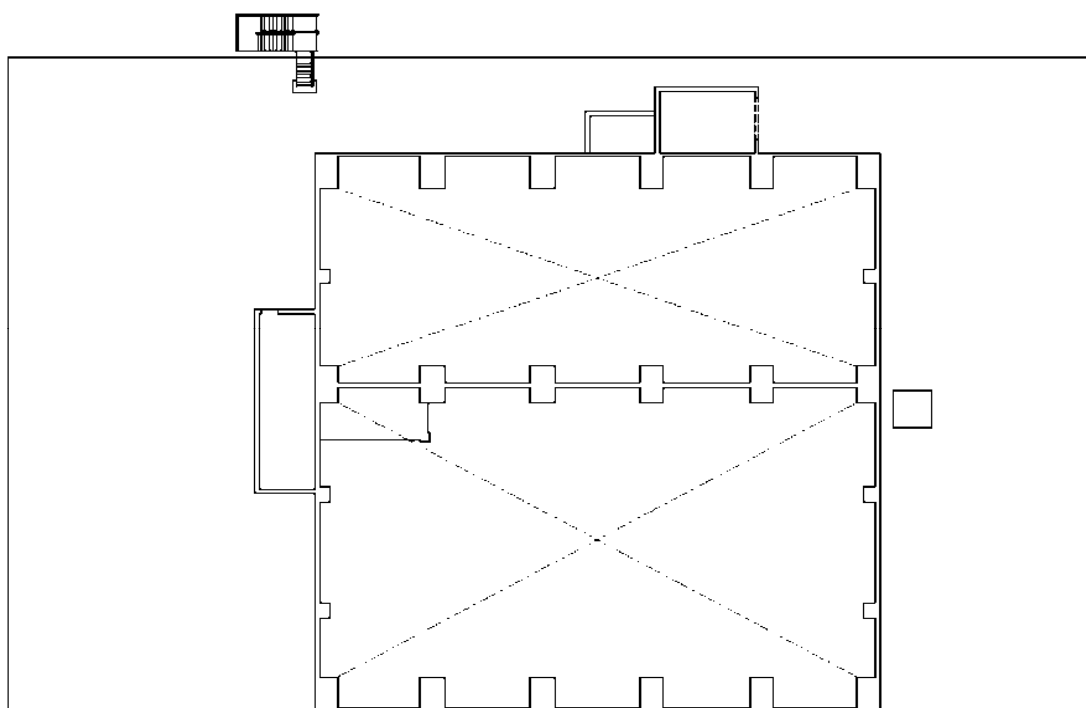
図－ 1 雑固体廃棄物焼却設備の全体概要図



图—1 烧却炉建屋平面图 (1/2)



焼却炉建屋 3階



焼却炉建屋 屋上階

図 1 焼却炉建屋平面図 (2 / 2)

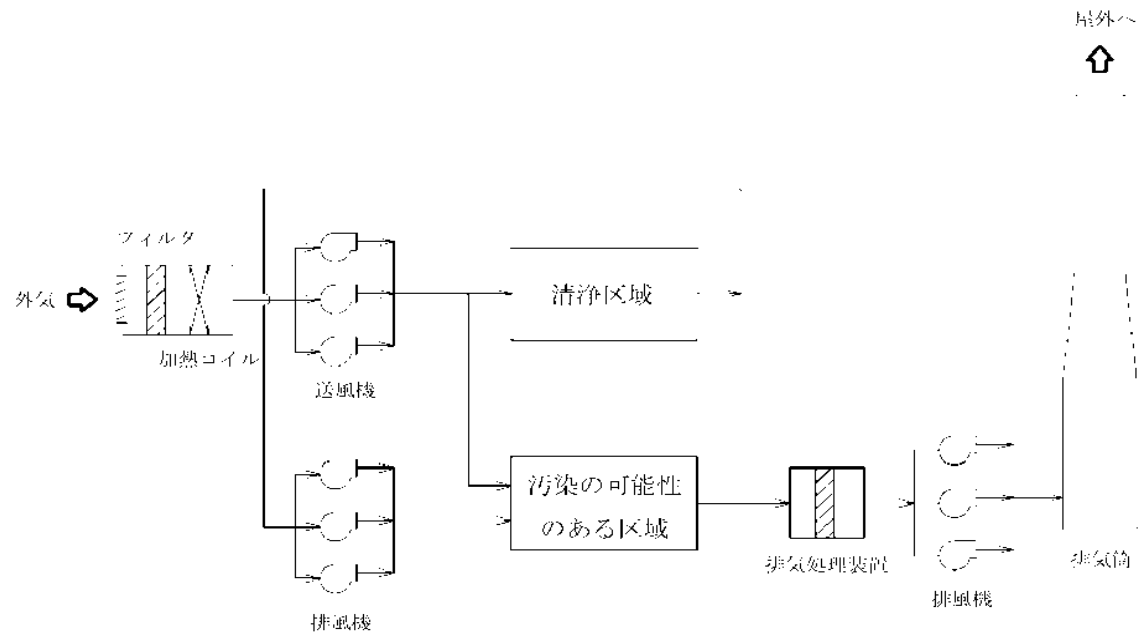


図 1 換気空調設備概略系統図



排気中の放射性物質濃度に係る説明書

1. 廃棄物の放射能濃度

雑固体廃棄物の放射能濃度を表 1 に示す。核種組成については、滞留水の核種組成実測値に 2 年後の減衰を見込んで設定している。

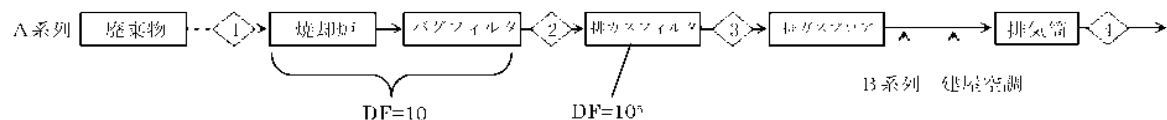
表－ 1 雑固体廃棄物の放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Mn-54	4. 0E+04
Co-58	1. 9E+02
Co-60	1. 1E+05
Sr-89	1. 6E+03
Sr 90	9. 9E+06
Ru-103	1. 4E+00
Ru 106	3. 7E+05
Sb-124	2. 1E+02
Sb-125	3. 5E+05
I-131	3. 8E-21
Cs-134	3. 4E+06
Cs-136	2. 5E-13
Cs-137	9. 4E+06
Ba-140	1. 6E-11
α	2. 6E+02
合計	2. 4E+07

2. 排気中の放射性物質濃度

焼却炉の処理能力 300kg/h, 系統全体の除染係数  $10^6$  (焼却炉からバグフィルタまでで  $10^3$ , 排ガスフィルタで  $10^3$ ), 系統の流量を考慮すると、排気中の放射性物質濃度は図－ 1 のようになり、排気筒出口の各核種の放射性物質濃度は、告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回り、各核種の告示濃度限度に対する割合の和が 1 未満となっている。

さらに、排気筒からの大気拡散効果を考慮すると、周辺監視区域外においては、この濃度はさらに低下することから告示に定める濃度限度を十分に下回る。



流体 番号	① (Bq/kg)	② (Bq/cm <sup>3</sup> )	③ (Bq/cm <sup>3</sup> )	④ (Bq/cm <sup>3</sup> )	告示濃度 限度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	告示濃度限 度に対する 割合
流量 (m <sup>3</sup> /h)	—	20810	20810	176249	—	—
Mn-54	4.0E+04	5.8E-05	5.8E-10	1.4E-10	8.0E-05	1.7E-06<1
Co-58	1.9E-02	2.7E-07	2.7E-12	6.5E-13	6.0E-05	1.1E-08<1
Co-60	1.1E+05	1.6E-04	1.6E-09	3.7E-10	4.0E-06	9.4E-05<1
Sr-89	1.6E-03	2.3E-06	2.3E-11	5.4E-12	2.0E-05	2.7E-07<1
Sr-90	9.9E-06	1.4E-02	1.4E-07	3.4E-08	8.0E-07	4.2E-02<1
Ru-103	1.4E+00	2.0E-09	2.0E-14	4.8E-15	4.0E-05	1.2E-10<1
Ru-106	3.7E+05	5.3E-04	5.3E-09	1.3E-09	2.0E-06	6.3E-04<1
Sb-124	2.1E+02	3.0E-07	3.0E-12	7.1E-13	2.0E-05	3.6E-08<1
Sb-125	3.5E+05	5.0E-04	5.0E-09	1.2E-09	3.0E-05	4.0E-05<1
I-131	3.8E-21	5.5E-29	5.5E-29	1.3E-29	5.0E-06	2.6E-24<1
Cs-134	3.4E+06	4.9E-03	4.9E-08	1.2E-08	2.0E-05	5.8E-04<1
Cs-136	2.5E-13	3.6E-22	3.6E-27	8.5E-28	1.0E-04	8.5E-24<1
Cs-137	9.4E+06	1.4E-02	1.4E-07	3.2E-08	3.0E-05	1.1E-03<1
Ba-140	1.6E-11	2.3E-20	2.3E-25	5.4E-26	1.0E-04	5.4E-22<1
α	2.6E+02	3.7E-07	3.7E-12	8.9E-13	3.0E-09	3.0E-04<1
合計	2.4E+07	3.4E-02	3.4E-07	8.0E-08	—	4.5E-02<1

図ー1 雑固体廃棄物焼却設備 排気中の放射性物質濃度

設定根拠に関する説明書

1. 焼却設備に関する設定根拠

(1) 焼却炉

基 数	—	2
容 量	kcal/h/基	約 2,500,000 (廃棄物 300kg/h 相当)
<p>1. 容量の設定根拠</p> <p>○福島第一原子力発電所では、至近の実績から約 140t/月の使用済保護衣等が発生する。</p> <p style="margin-left: 40px;">・ 140t/月 = 194kg/h</p> <p style="margin-left: 80px;">&lt; 300kg/h×2 基</p> <p style="margin-left: 40px;">発生量&lt;容量 であることから、容量は妥当である。</p> <p>○廃棄物の発熱量を約 8330kcal/kg とすると、<math>8330 \times 300 = 2,499,000</math> より、 約 2,500,000kcal/h/基とした。</p>		

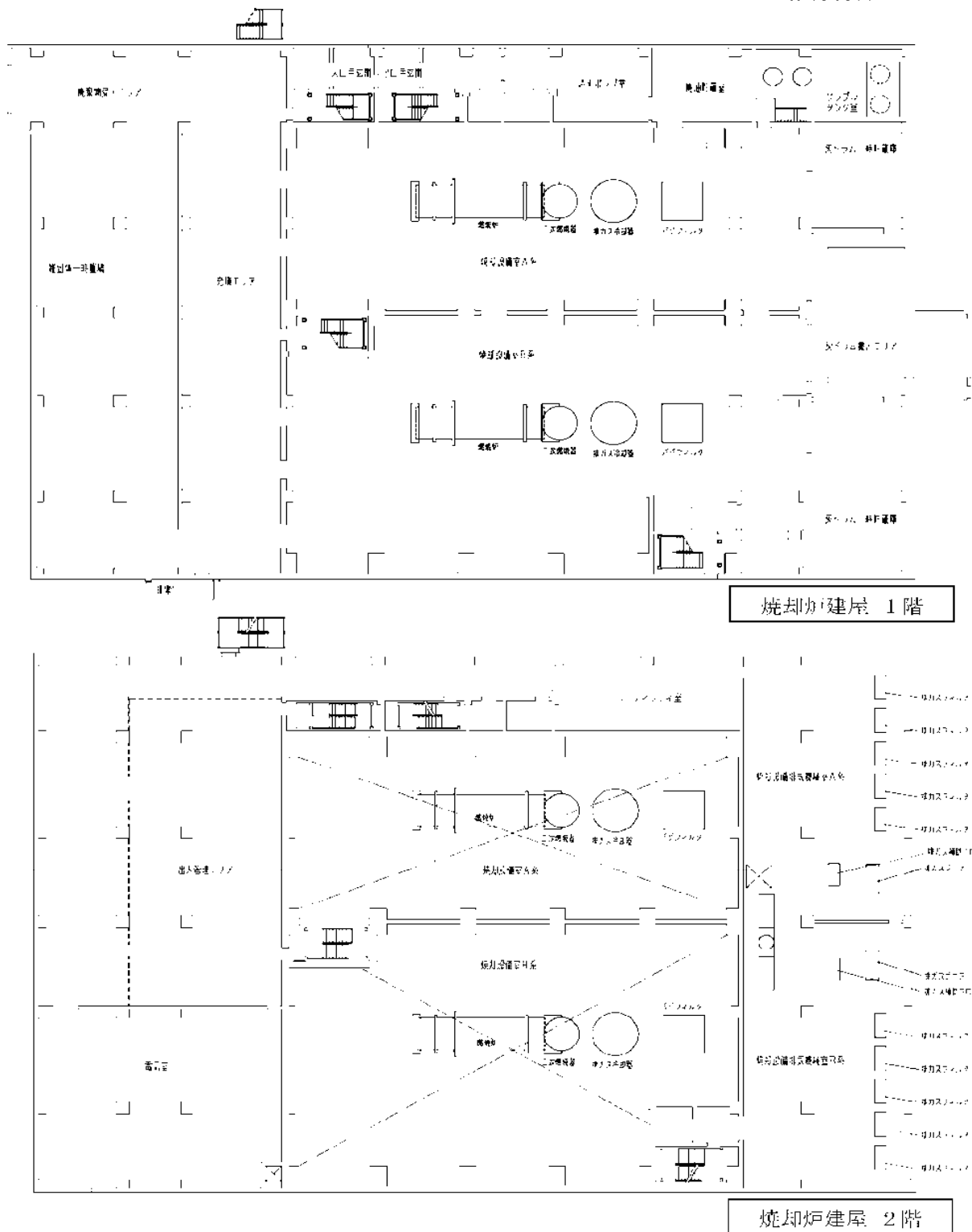
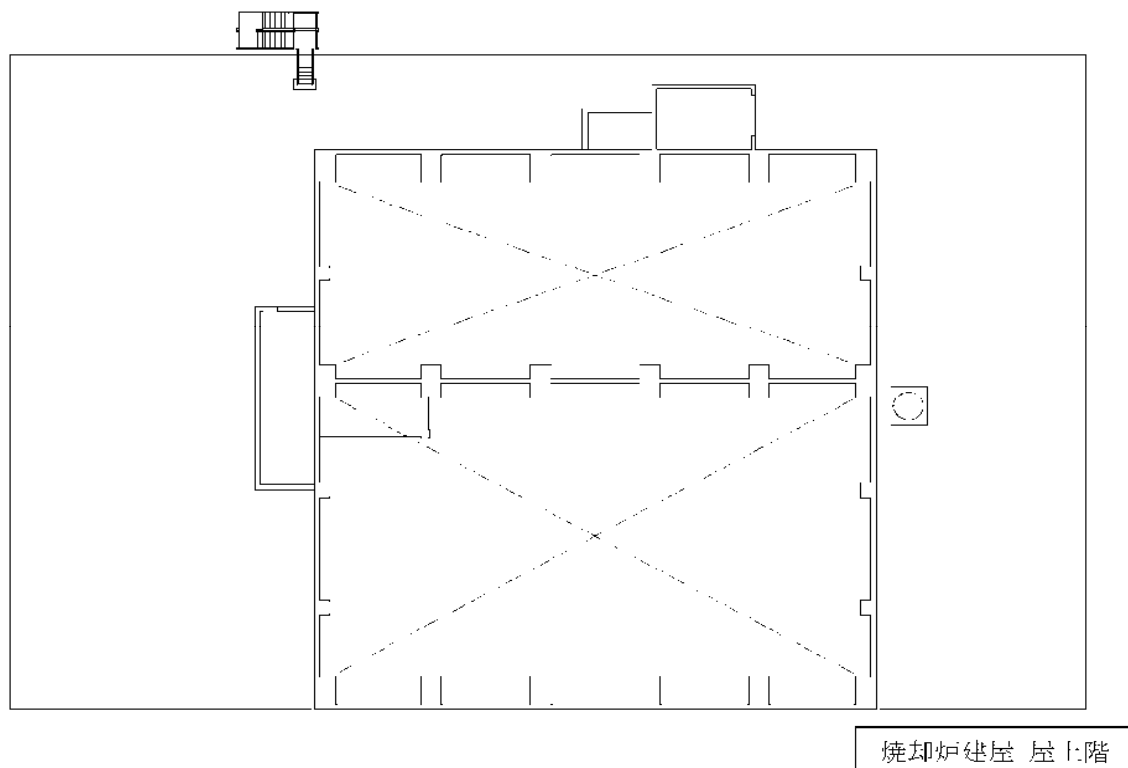
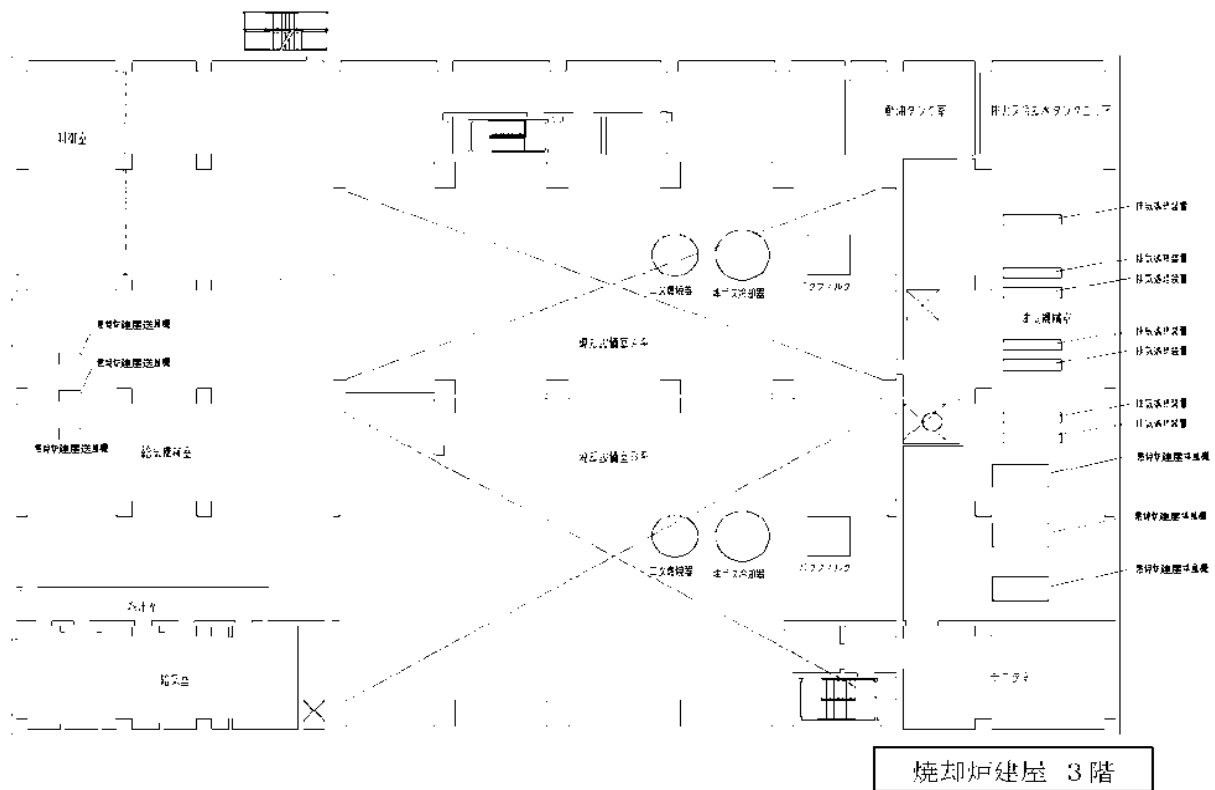


図 1 廃棄設備に係る機器の配置を明示した図面 (1 / 2)



図ー1 廃棄設備に係る機器の配置を明示した図面（2／2）

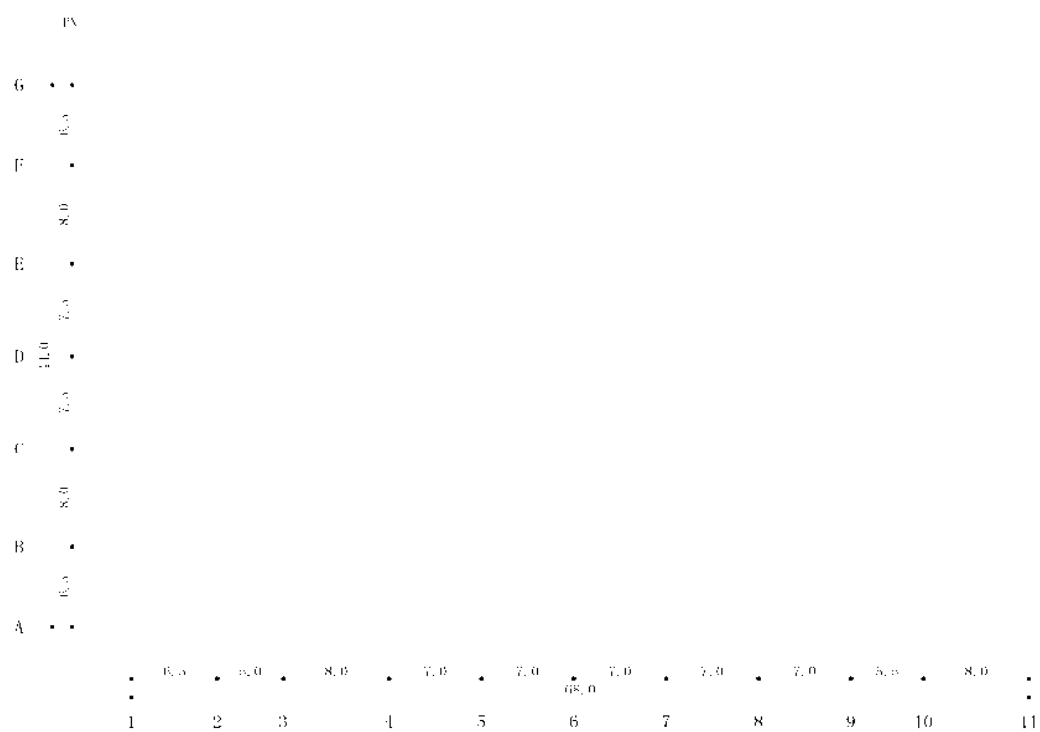
焼却炉建屋の構造強度に関する検討結果

## 1. 評価方針

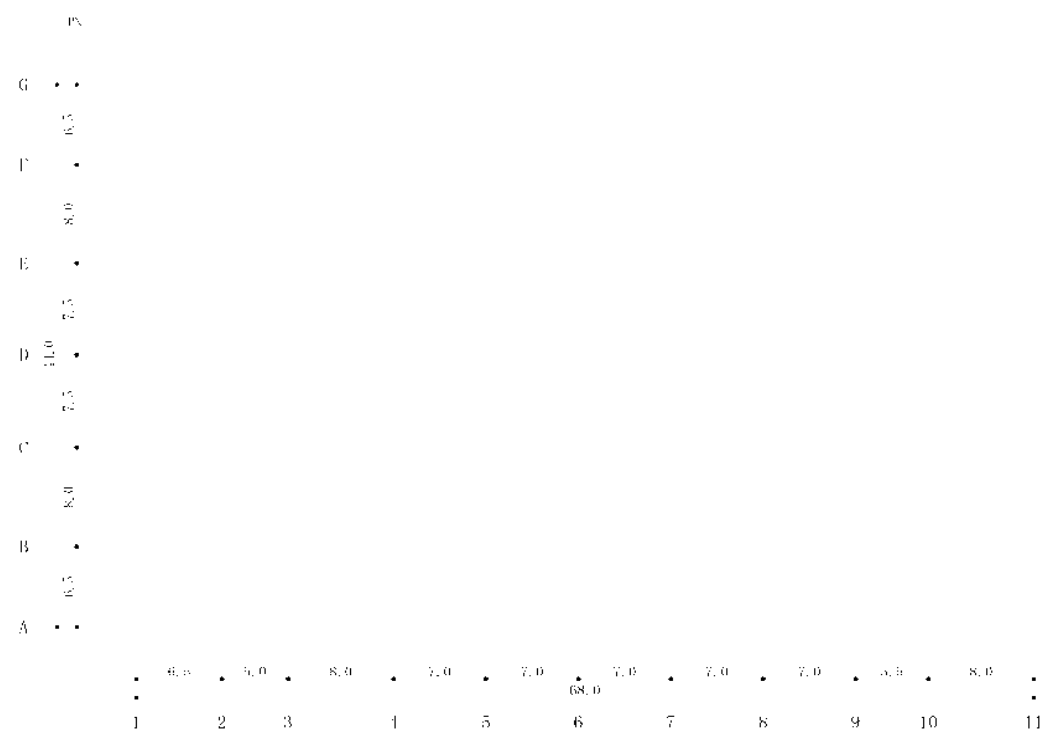
焼却炉建屋は、耐震設計審査指針上のBクラスの建物と位置づけられるため、耐震Bクラスとしての評価を実施する。なお、設計は建築基準法に準拠し、積雪荷重及び風圧についても評価する。

焼却炉建屋は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び一部鉄骨造）の地上3階で、平面が69m（EW方向）×45m（NS方向）の建物で、地上高さは26.5mである。基礎はべた基礎で、改良地盤を介して設置する。焼却炉建屋の平面図及び断面図を図 1～図 7に示す。

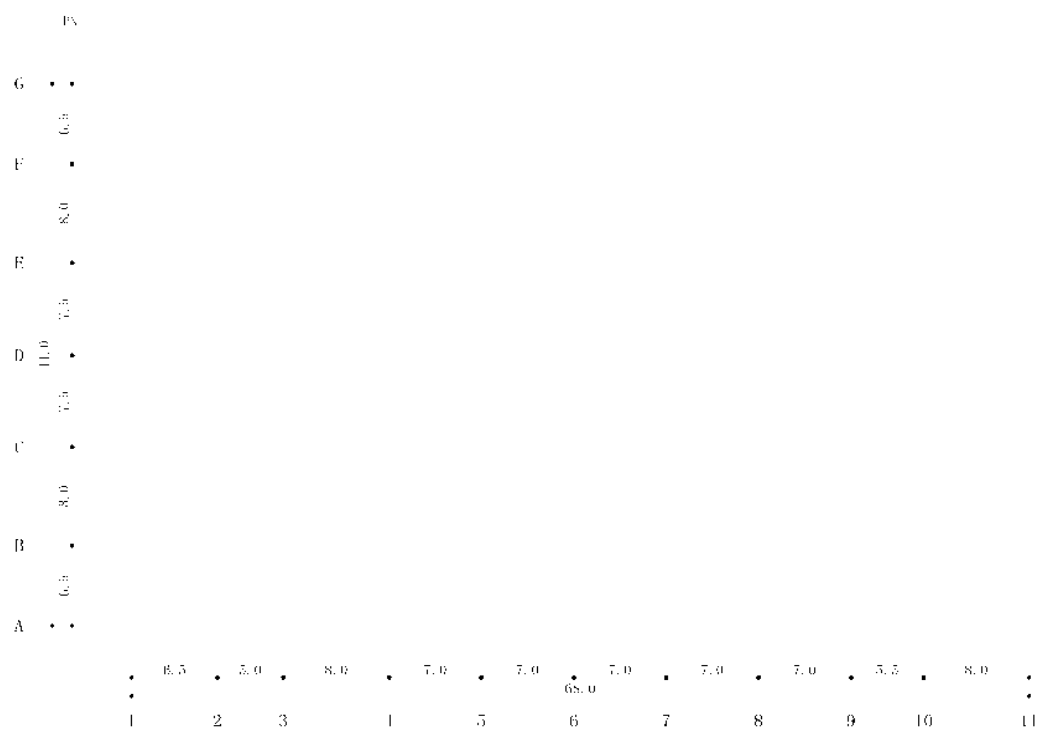
建屋に加わる地震時の水平力は、耐震壁及び柱とはりからなるラーメン構造で負担する。耐震性の評価は、地震層せん断力係数として  $1.5 \cdot C_i$  を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。焼却炉建屋の評価手順を図 8に示す。



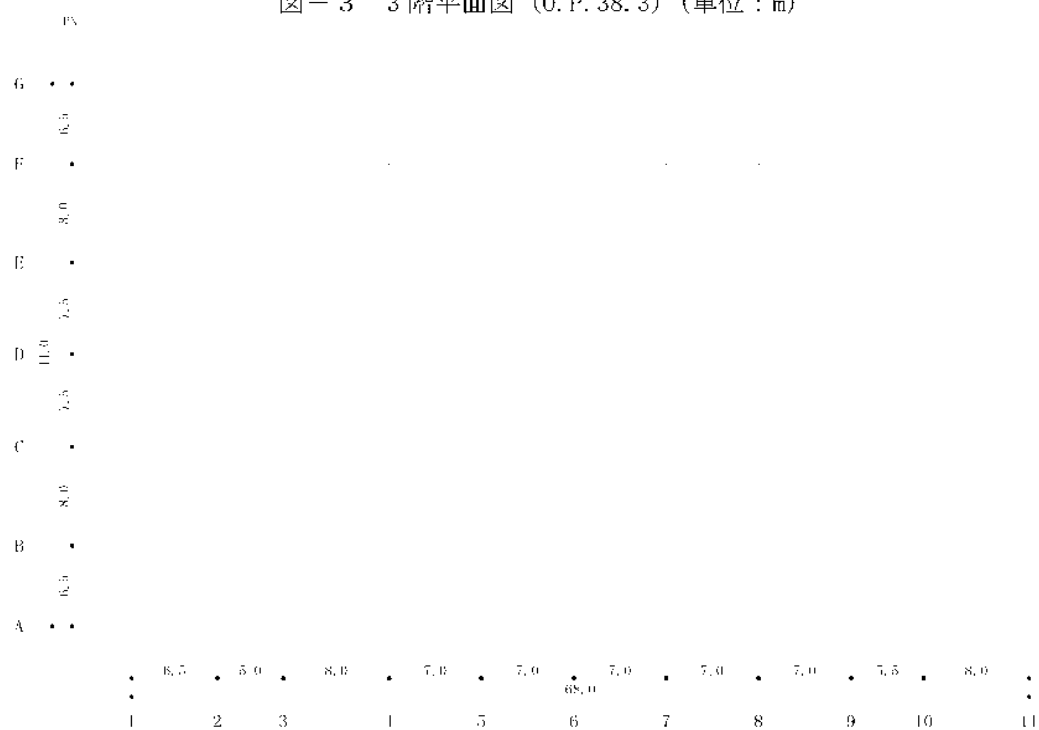
图一 1 阶平面图 (0.P.23.25) (单位 : m)



图一 2 2 阶平面图 (0.P.30.8) (单位 : m)

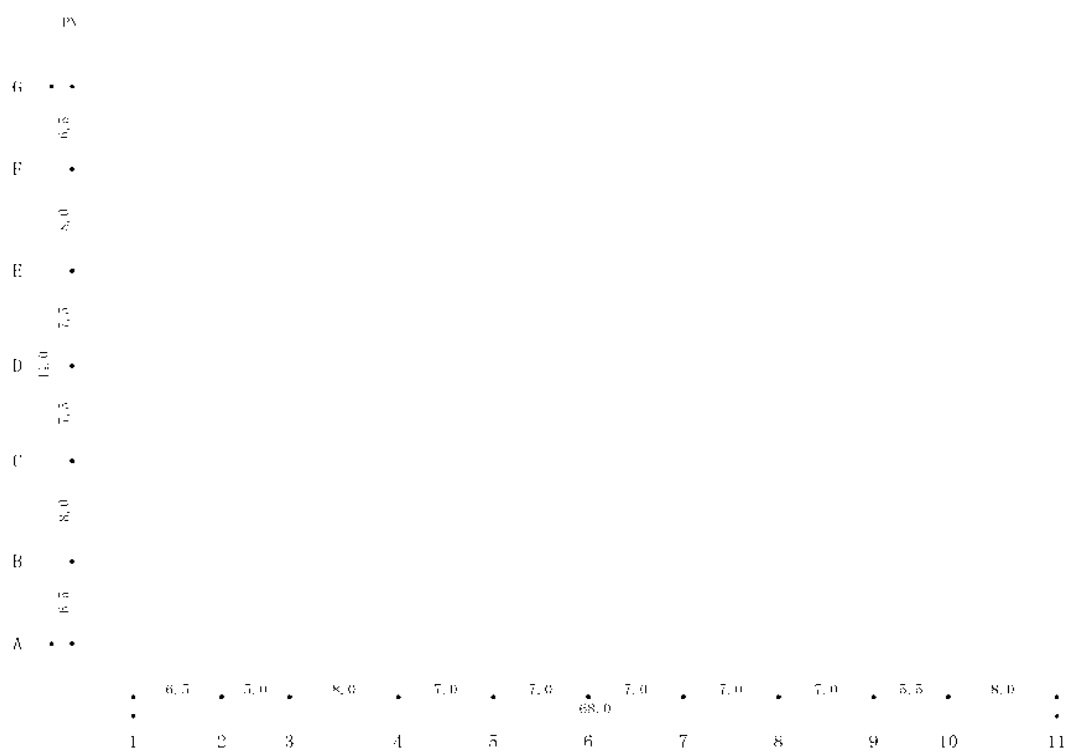


図－3 3階平面図 (O.P. 38.3) (単位 : m)



図－4 屋根平面図 (その1) (O.P. 44.3) (単位 : m)





図一 5 屋根平面図（その 2）（O. P. 48. 8）（単位：m）

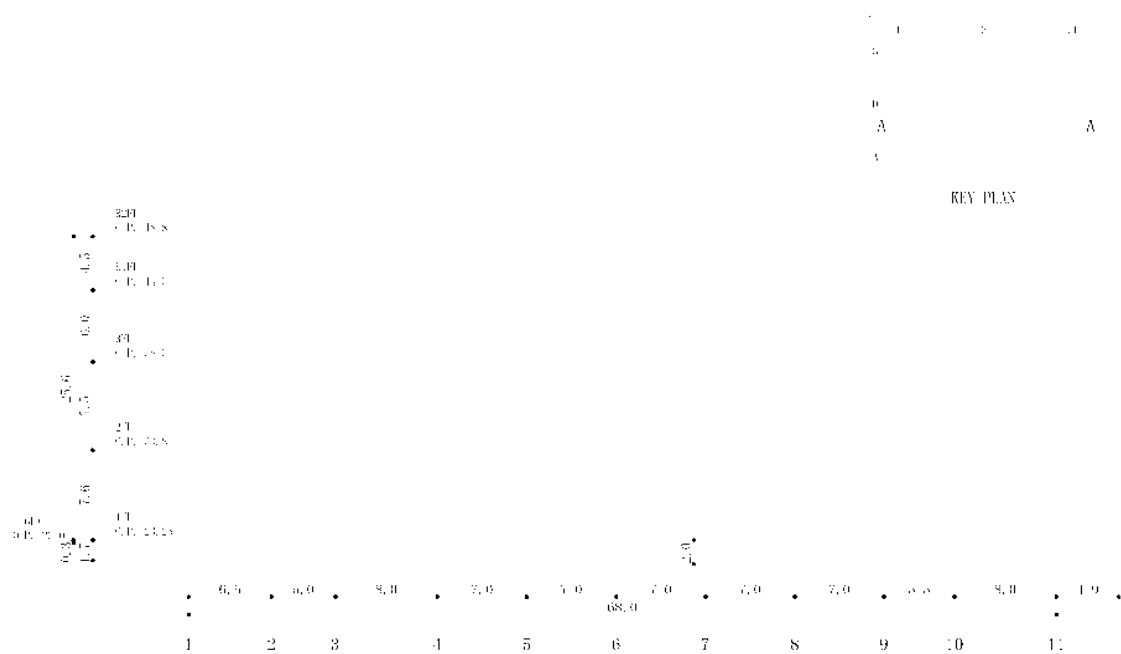


图 6 A-A 断面图 (EW 方向) (单位: m)

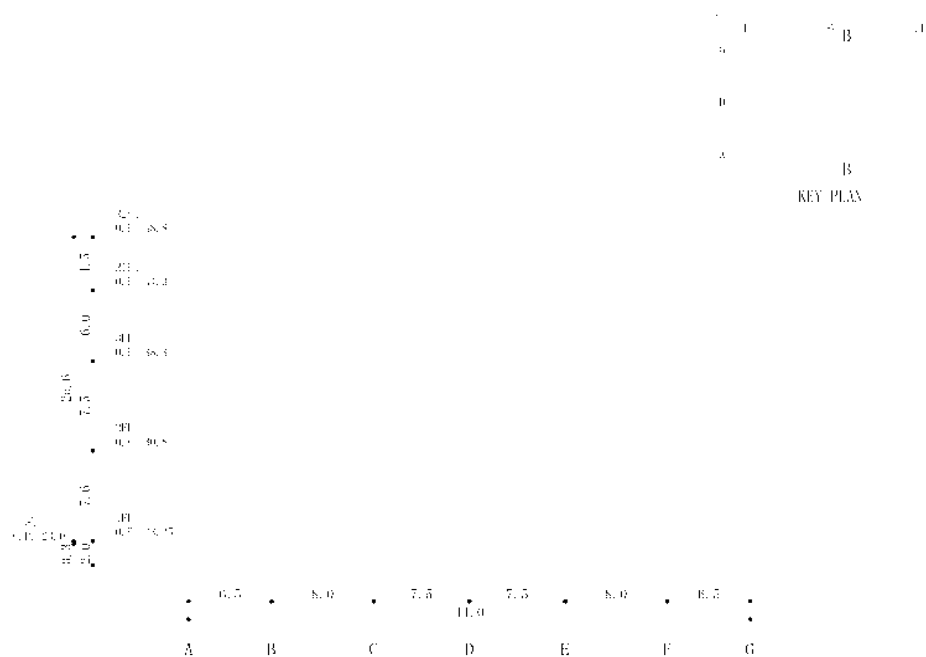


图 7 B-B 断面图 (NS 方向) (单位: m)

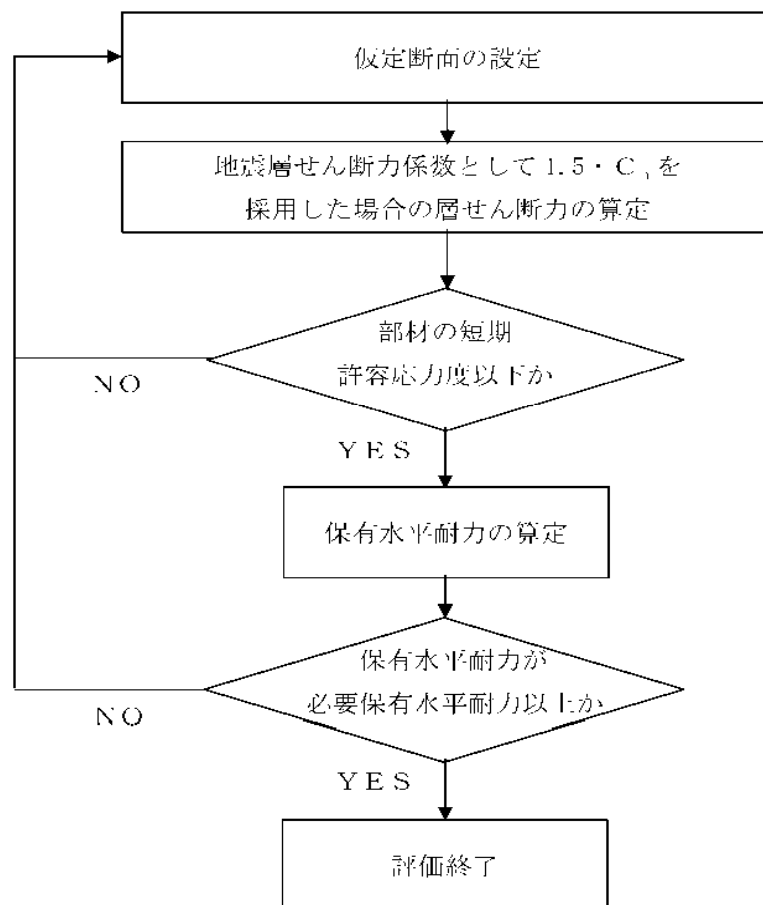


図 8 Bクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

## 2. 評価条件

### 2.1 使用材料並びに材料の許容応力度及び材料強度

焼却が建屋の上部構造及び基礎スラブに用いる材料のうち、コンクリートは普通コンクリートとし、コンクリートの設計基準強度  $F_c$  は  $27\text{N/mm}^2$  とする。鉄筋は SD295A 及び SD345 とする。鋼材は SN400B とする。各使用材料の許容応力度及び材料強度を表－1～表－3に示す。

表－1 コンクリートの許容応力度

(単位： $\text{N/mm}^2$ )

	長 期		短 期	
	圧縮	せん断	圧縮	せん断
$F_c - 27$	9	0.76	18	1.14

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表 2 鉄筋の許容応力度

(単位： $\text{N/mm}^2$ )

		長 期		短 期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295A	D16 以下	195	195	295	295
SD345	D25 以下	215	195	345	345
	D29 以上	195			

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表－3 構造用鋼材の許容応力度

(単位： $\text{N/mm}^2$ )

	材 質	板 厚	基準強度 $F$	許容応力度
構造用鋼材	SN400B	$\leq 40\text{mm}$	235	「建築基準法」及び「鋼構造設計規準」に従って左記 $F$ の値により求める。
		$> 40\text{mm}$	215	

注：日本建築学会「鋼構造設計規準・同解説」による。

## 2.2 荷重及び荷重の組合せ

### (1) 荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

#### 1) 鉛直荷重 (VL)

鉛直荷重は、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

#### 2) 積雪荷重 (SNL)

積雪荷重は、建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30 cm，単位荷重：20 N/m<sup>2</sup>/cm

#### 3) 風荷重 (WL)

建築基準法施行令第 87 条，建設省告示第 1454 号に基づく速度圧及び風力係数を用いて算定する。

- ・基準風速：30 m/s
- ・地表面粗度区分：Ⅱ

#### 4) 地震荷重 (SEL)

地震力を算定する際の基準面は、基礎スラブ上端として、建屋の高さに応じた当該部分に作用する全体の地震力を算定する。水平地震力は下式により算定し、算定結果を表 4 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$
$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

- $Q_i$ ：水平地震力 (kN)
- $n$ ：施設の重要度分類に応じた係数 ( $n=1.5$ )
- $C_i$ ：地震層せん断力係数
- $W_i$ ：当該層以上の重量 (kN)
- $Z$ ：地震地域係数 ( $Z=1.0$ )
- $R_t$ ：振動特性係数 ( $R_t=1.0$ )
- $A_i$ ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数
- $C_0$ ：標準せん断力係数 ( $C_0=0.2$ )

表－４ 水平地震力の算定結果

O. P. (m)	当該層以上の重量 $W_i$ (kN)	地震層せん断力係数 $1.5 \cdot C_i$	設計用地震力 (kN)
48.80	21552.7	0.704	15166.5
44.30	78223.2	0.480	37530.4
38.30	155335.9	0.380	58975.9
30.80	252179.6	0.300	75653.9
23.25			

(2) 荷重の組合せ

荷重の組合せについて表－５に示す。

表－５ 荷重の組合せ

荷重状態	荷重ケース	荷重の組合せ	許容応力度
常 時	A	VL	長 期
積雪時	B	VL＋SNL	短 期
地震時	C1	VL＋SEL (W→E 方向)	
	C2	VL＋SEL (E→W 方向)	
	C3	VL＋SEL (S→N 方向)	
	C4	VL＋SEL (N→S 方向)	

注１：鉛直荷重（VL）は固定荷重（DL）、配管荷重（PL）、機器荷重（EL）及び積載荷重（IL）を加え合わせたものである。

注２：風荷重（WL）は地震荷重（設計用地震力  $1.5 \cdot C_i$ ）に比べて小さいため、荷重の組合せにおいては地震荷重によって代表させる。

3. 評価結果

上部構造の応力解析は、大ばり及び柱を線材置換したフレームで、耐震壁は壁エレメント置換した立体モデルにより行う。

3.1 耐震壁の評価結果

検討により求められた耐震壁のせん断応力度を基に、地震時のせん断力をすべて鉄筋が負担するものとして求めた鉄筋の応力度を、鉄筋の短期許容応力度と比較して、検定比の最大となる部位について表 6 に示す。耐震壁配筋図を図 9 に示す。

これより、耐震壁のせん断による鉄筋の応力度は、短期許容応力度以下となっていることを確認した。

表 6 耐震壁の検討結果

部位	断面	荷重 ケース	鉄筋のせん断 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	鉄筋の短期許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	検定比
2 階 1 通り D～E 通り間	壁厚 400mm タテ、ヨコ共 2-D16@200	地震時 C3	268	295	0.91≦1.0

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

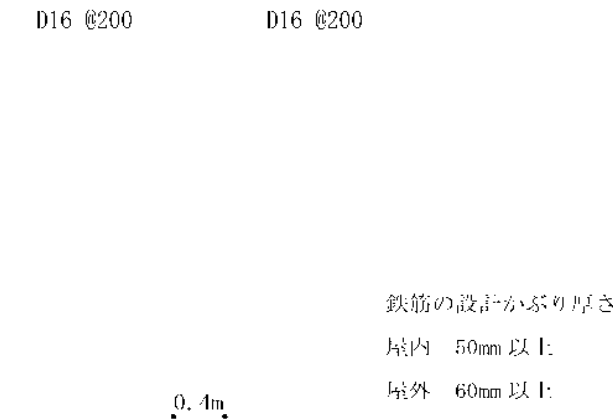


図 9 耐震壁の配筋図

### 3.2 ラーメン構造部の評価結果

検討により求められたフレーム部材の応力を許容応力と比較して、検定比の最大となる部位について表－7～表－9に示す。

これより、各部材の応力は、許容応力以下となっていることを確認した。

表 7 大ばり断面算定表（鉄筋コンクリート）

検討箇所	断面	荷重ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
R1階 D通り 3～4 通り間	B×D =800×1200 主筋上端 12-D32 主筋下端 12-D32 あばら筋 5-D13@200	常時 A	曲げモーメント	1353.8 kN・m	1642.3 kN・m	$0.83 \leq 1.0$
			せん断力	822.5 kN	979.1 kN	$0.84 \leq 1.0$
2階 C通り 10～11 通り間	B×D =800×1300 主筋上端 8-D32 主筋下端 8-D32 あばら筋 4-D13@200	地震時 C1	曲げモーメント	607.5 kN・m	2203.2 kN・m	$0.28 \leq 1.0$
			せん断力	792.7 kN	1056.3 kN	$0.76 \leq 1.0$

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表－8 柱断面算定表（鉄筋コンクリート）

検討箇所	断面	荷重ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
3階 4/C通り	B×D =1000×1000 主筋 20-D32 帯筋 4-4-D13@100	常時 A	曲げモーメント	520.3 kN・m	965.3 kN・m (軸力577.3 kN 作用時*)	$0.54 \leq 1.0$
			せん断力	135.4 kN	598.5 kN	$0.23 \leq 1.0$
1階 4/A通り	B×D =1300×2200 主筋 34-D35 帯筋 5-4-D16@200	地震時 C3	曲げモーメント	3821.7 kN・m	6130.0 kN・m (軸力246.9 kN 作用時*)	$0.63 \leq 1.0$
			せん断力	1542.2 kN	3069.9 kN	$0.51 \leq 1.0$

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

注記\*：圧縮を正とする。



表 9 トラス部材断面算定表（鉄骨）

検討箇所	断面	荷重ケース	圧縮応力度* (N/mm <sup>2</sup> )	許容圧縮応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	検定比
6 通り，C～D 通り間 D 通り側(斜材)	H 350×350 ×12×19	常時 A	77.30	134.45	$0.58 \leq 1.0$
6 通り，C～D 通り間 C 通り側(斜材)	H-300×300 ×10×15	地震時 CA	87.17	207.26	$0.43 \leq 1.0$

注：日本建築学会「鋼構造設計規準・同解説」による。

注記＊：圧縮を正とする。

### 3.3 基礎スラブの評価結果

基礎スラブの応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは、四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

必要鉄筋比及び面外せん断力について、検定比が最大となる要素の断面検討結果を表－10及び表－11に示す。基礎スラブ配筋図を図－10に示す。

これより、設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り、また面外せん断力は短期許容せん断力以下となっていることを確認した。

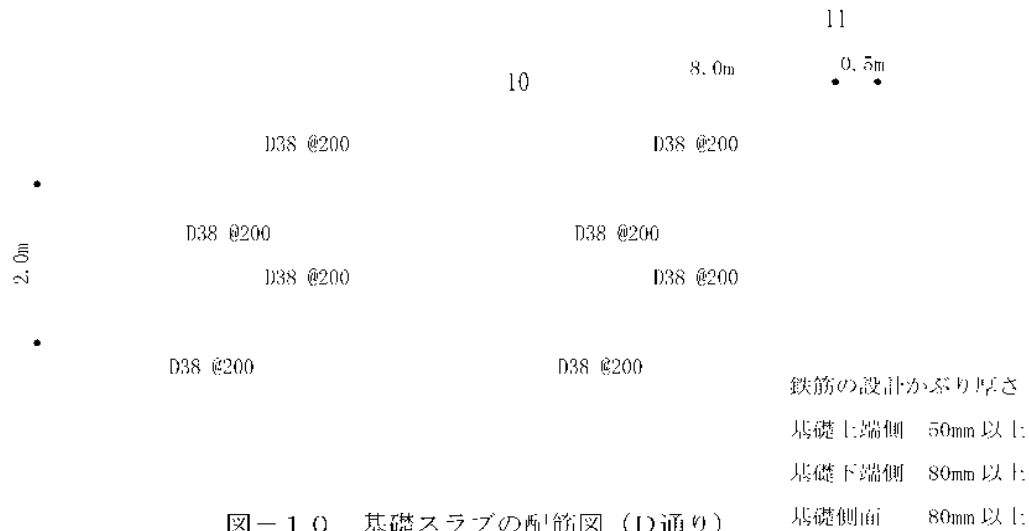
表－10 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

荷重 ケース	応 力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	検定比
	軸 力* (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)			
常時 A	-1	2561	0.44	0.57	$0.78 \leq 1.0$
地震時 C1	-242	2008	0.30	0.50	$0.60 \leq 1.0$

注記\*：圧縮を正とする。

表－11 面外せん断力に対する検討結果

荷重 ケース	応 力 面外せん断力(kN/m)	短期許容 せん断力(kN/m)	検定比
常時 A	605	904	$0.67 \leq 1.0$
地震時 C2	858	1356	$0.64 \leq 1.0$



図－10 基礎スラブの配筋図（10通り）

### 3.4 改良地盤の評価結果

#### (1) 設計方針

焼却炉建屋を支持する改良地盤は、基礎スラブ直下の地盤を南北方向に約 45m、東西方向に約 69m、改良体厚さ約 10m とし、O.P. 11m の泥岩に支持する。

検討は「改定版 建築物のための改良地盤設計及び品質管理指針 日本建築センター」に準拠し、改良地盤の支持力に対して、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。さらに、常時及び地震時の改良体に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。

#### (2) 常時における改良地盤の検討

常時における改良地盤に生じる最大応力と許容応力度の比較を、検定比が最大となる位置について表 1 2 及び表 1 3 に示す。

これより、改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認した。

表 1 2 改良地盤の許容支持力度と接地圧の比較

検討位置	接地圧 (kN/m <sup>2</sup> )	許容支持力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
C / 4 通り	196	322	$0.61 \leq 1.0$

表 1 3 改良体の許容圧縮応力と鉛直応力の比較

検討位置	鉛直応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	許容圧縮応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
C / 4 通り	380	500	$0.77 \leq 1.0$

(3) 地震時における改良地盤の検討

地震時における改良地盤に生じる最大応力と許容応力度の比較を、検定比が最大となる位置について表－１４～表－１６に示す。

これより、改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認した。

表－１４ 改良地盤の許容支持力度と接地圧の比較

検討位置	接地圧 (kN/m <sup>2</sup> )	許容支持力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
A／１１通り	610	963	$0.64 \leq 1.0$

表－１５ 改良体の許容圧縮応力と鉛直応力の比較

検討位置	鉛直応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	許容圧縮応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
A／１１通り	642	1000	$0.65 \leq 1.0$

表－１６ 改良体の許容せん断応力度とせん断応力の比較

検討位置	せん断応力 (kN/m <sup>2</sup> )	許容せん断応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
A／１１通り	336	351	$0.96 \leq 1.0$

#### 4. 保有水平耐力の検討

必要保有水平耐力（ $Q_{un}$ ）に対して、保有水平耐力（ $Q_u$ ）が上回っていることを確認する。

各層の保有水平耐力は、建築基準法・同施行令及び平成 19 年国土交通省告示第 594 号に基づき算出する。各層の必要保有水平耐力と保有水平耐力の算定結果を表－17 に示す。

これより、焼却炉建屋は必要保有水平耐力の 1.644 倍以上の保有水平耐力を有していることを確認した。

表－17 必要保有水平耐力と保有水平耐力の比較

(1) EW 方向（長辺）

O. P. (m)	必要保有水平耐力 $Q_{un}$ (kN)	保有水平耐力 $Q_u$ (kN)	$\frac{Q_u}{Q_{un}}$ *
44.3～48.8	27805.2	54894.9	1.974
38.3～44.3	68805.8	135840.8	1.974
30.8～38.3	108122.4	213462.2	1.974
23.25～30.8	138698.8	273828.1	1.974

(2) NS 方向（短辺）

O. P. (m)	必要保有水平耐力 $Q_{un}$ (kN)	保有水平耐力 $Q_u$ (kN)	$\frac{Q_u}{Q_{un}}$ *
44.3～48.8	27805.2	45715.7	1.644
38.3～44.3	68805.8	113126.4	1.644
30.8～38.3	108122.4	177768.5	1.644
23.25～30.8	138698.8	228040.4	1.644

注記＊：安全余裕

以上のことから、焼却炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面

1. 安全避難通路の設置方針

焼却炉建屋には、廃棄物の分別、焼却炉運転及び定期的な放射線測定、建物及び建物内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令並びに消防法及び関係法令に基づく安全避難通路を設定する。

避難経路を、図－ 1 に示す。

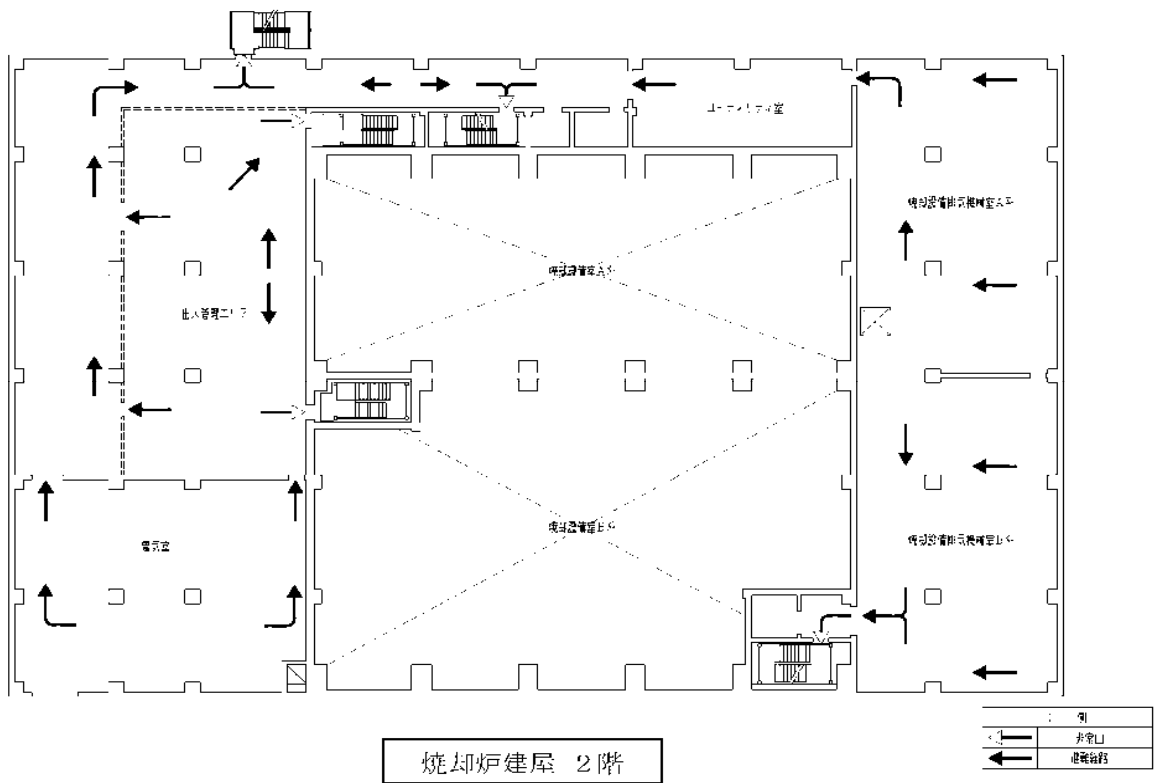
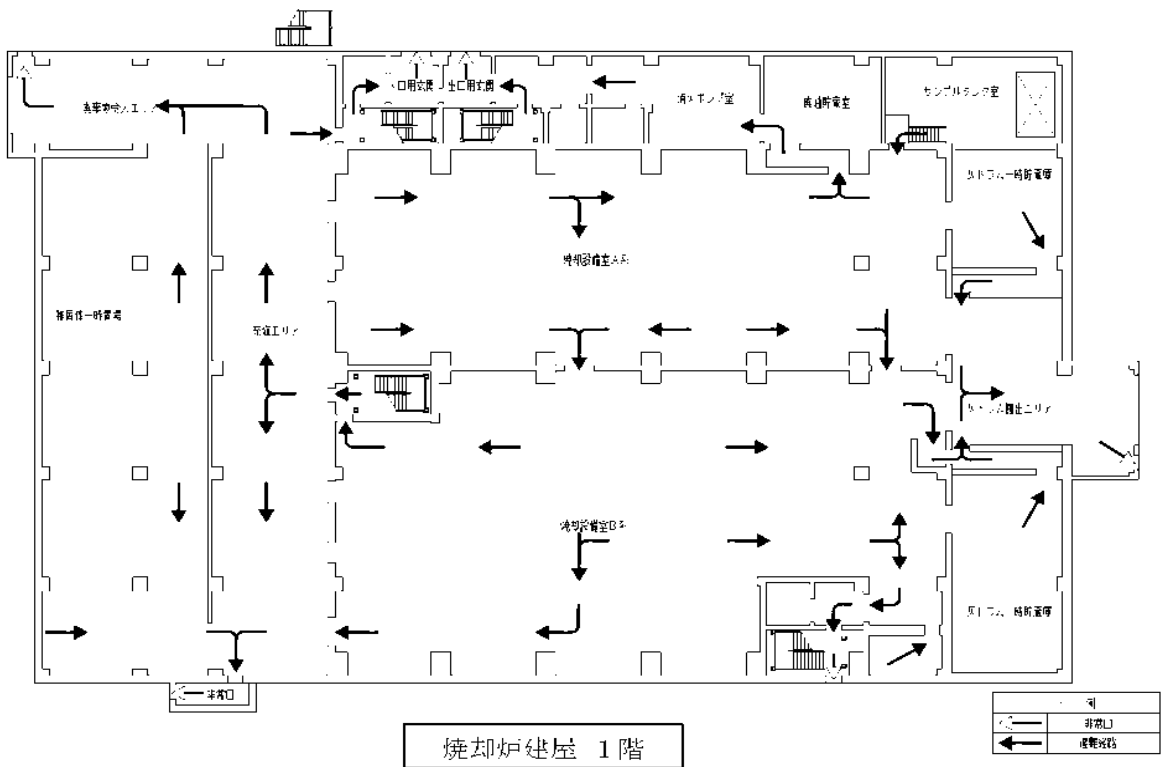


図 1 安全避難通路を明示した図面 (1 / 2)

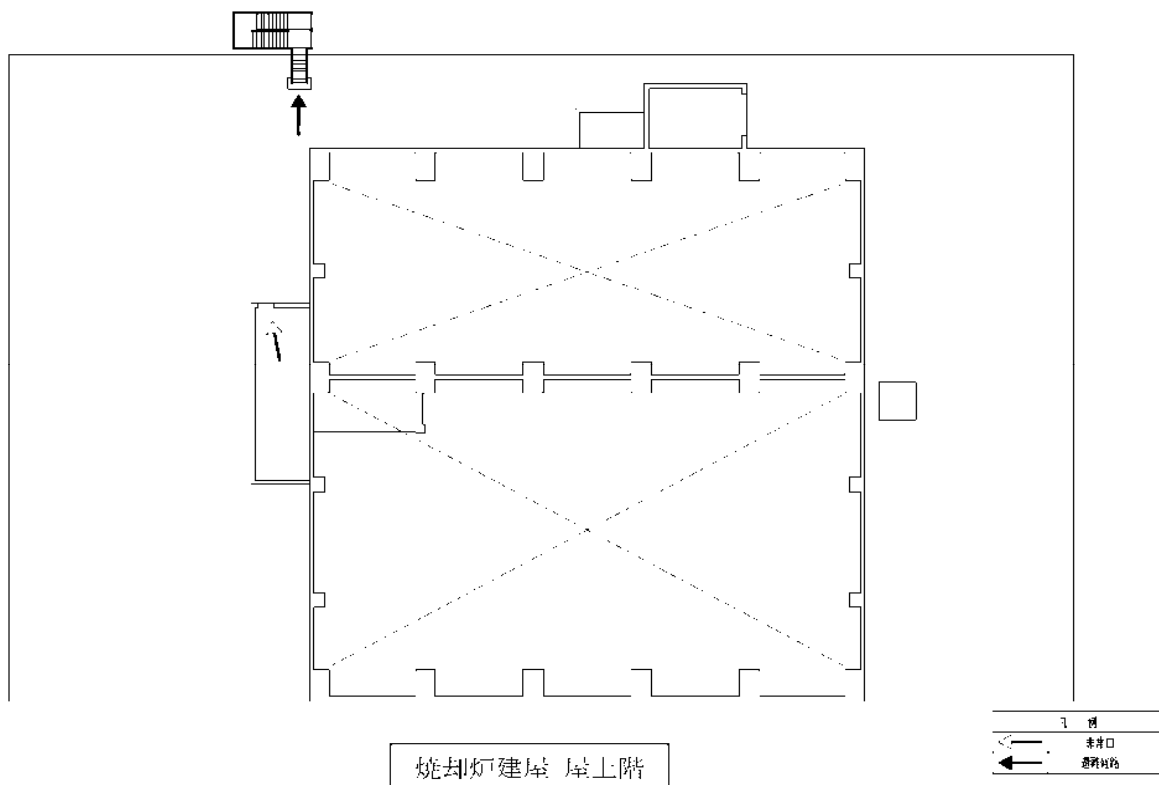
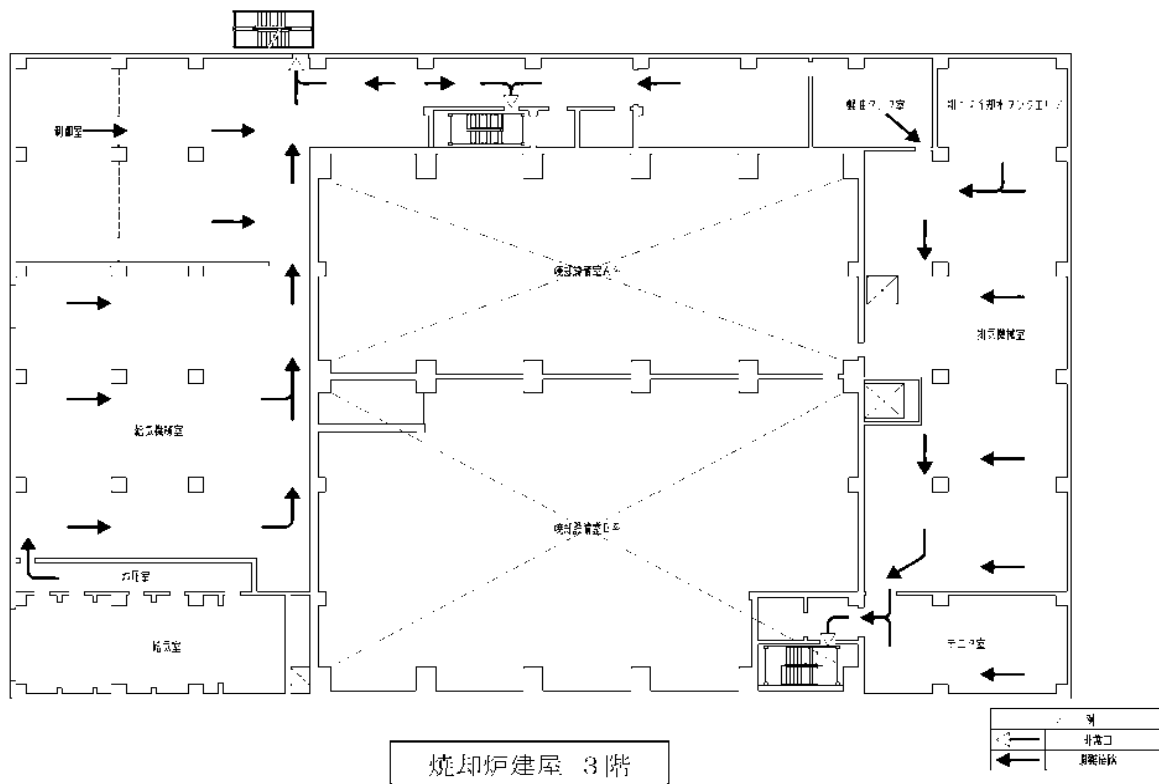


図-1 安全避難通路を明示した図面（2／2）



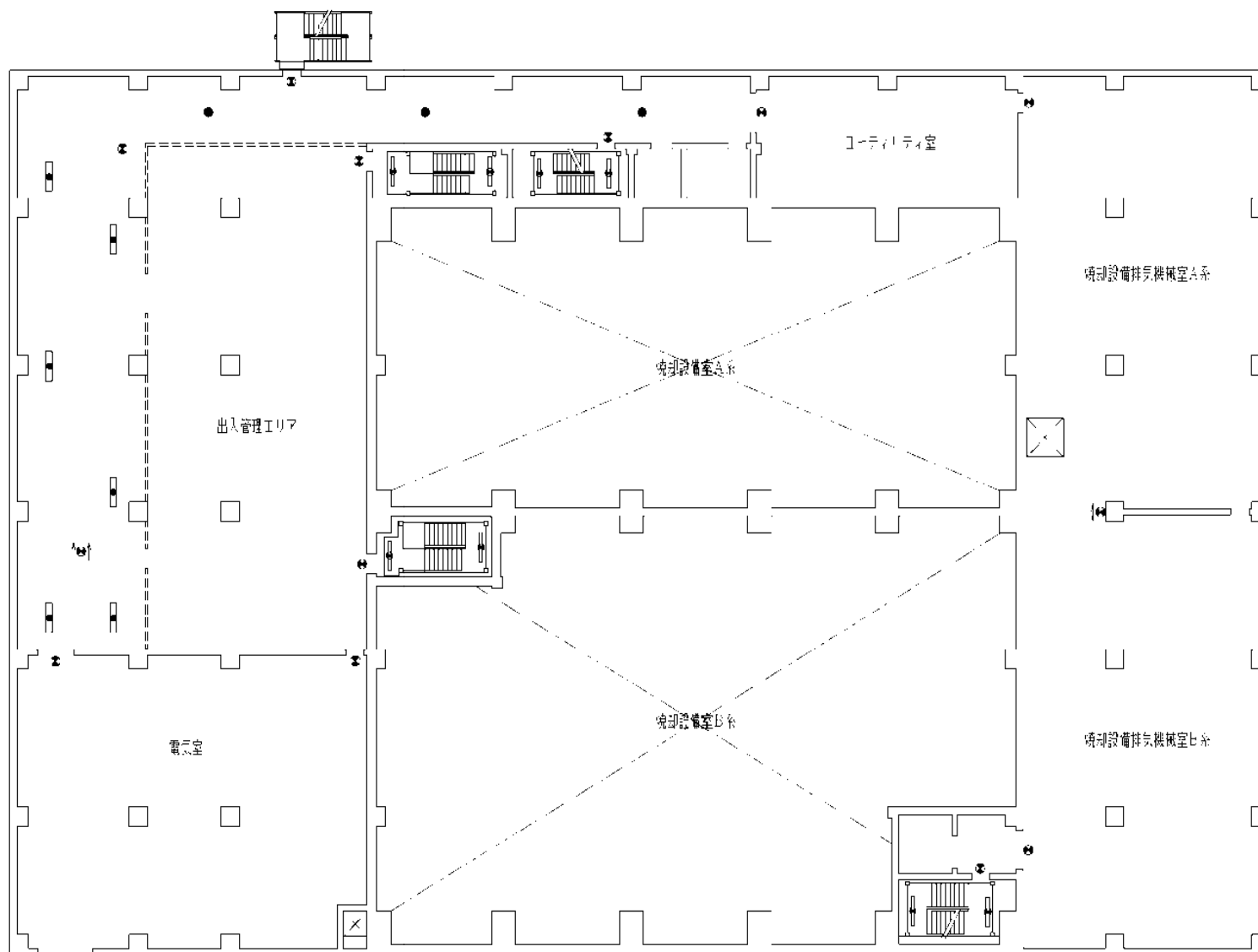
非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面

1. 非常用照明の設置方針

焼却炉建屋には、廃棄物の分別、焼却炉運転及び定期的な放射線測定、建物及び建物内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令に基づく非常用の照明装置、並びに消防法及び関係法令に基づく誘導灯を設置する。

非常用照明の取付箇所について、図－1に示す。





焼却炉建屋 2階

凡 例	
	避難口誘導灯（電池内蔵型）
	通路誘導灯（電池内蔵型）
	非常用照曜器具（電池内蔵型）
	階段直路誘導灯（電池内蔵型）

図 1 非常用照明の取付箇所を明示した図面（2／4）





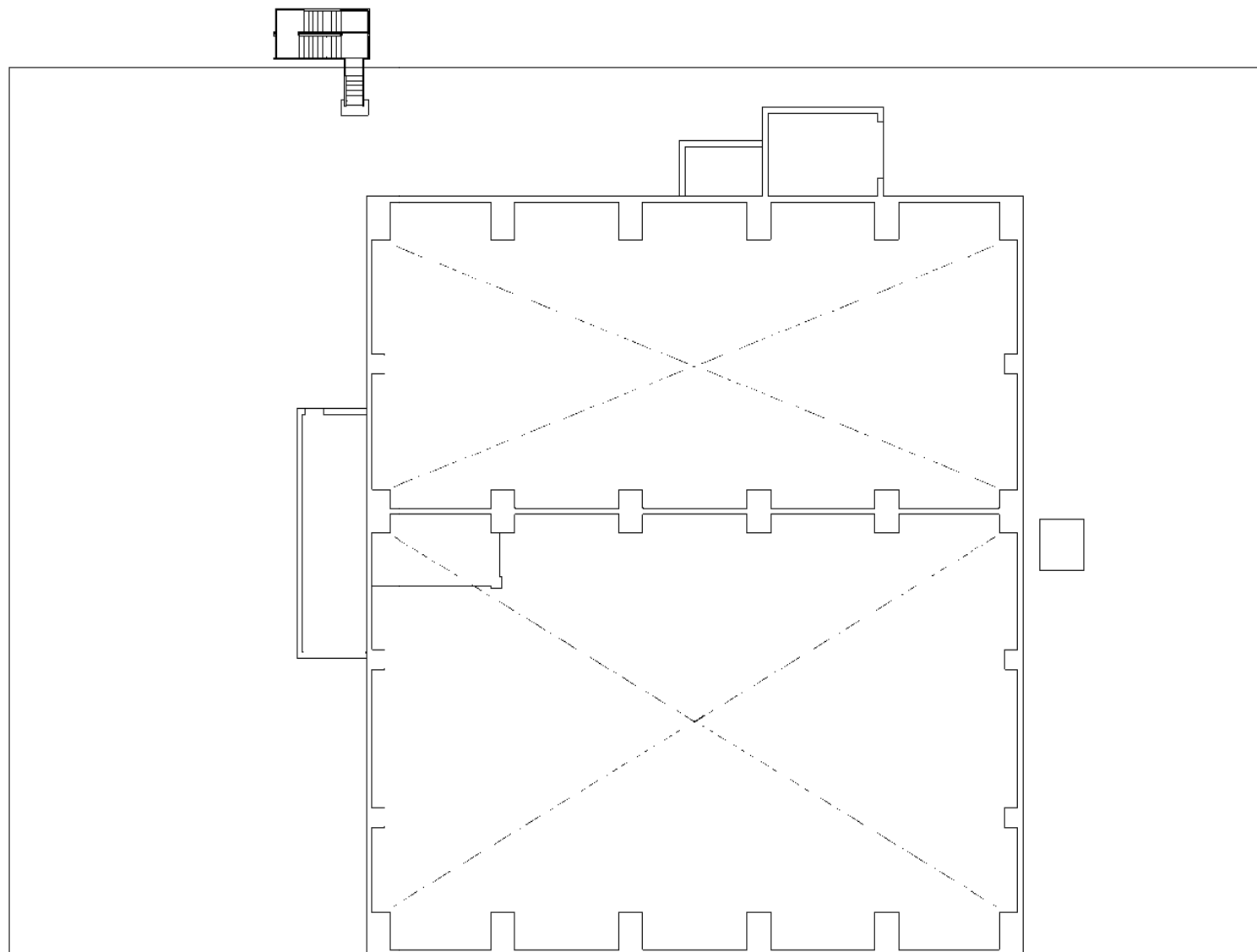
註 釋	
	避難口誘導灯（電池內藏型）
	逃路誘導灯（電池內藏型）
	非常用照明器具（電池內藏型）
	緊急消防誘導灯（電池內藏型）

図 1 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (3/4)



焼却炉建屋 屋上階

凡 例	
	避難口誘導灯（電池内蔵型）
	通路誘導灯（電池内蔵型）
	非常用照明器具（電池内蔵型）
	階段通路誘導灯（電池内蔵型）

図ー 1 非常用照明の取付箇所を明示した図面（4／4）

火災防護に関する説明書並びに消火設備の取付箇所を明示した図面

1. 火災防護に関する基本方針

雑固体廃棄物焼却設備（以下、「本設備」という。）は、火災により安全性が損なわれることを防止するために、火災の発生防止対策、火災の検知及び消火対策、火災の影響の軽減対策の3方策を適切に組み合わせた措置を講じる。

2. 火災の発生防止

2.1 不燃性材料、難燃性材料の使用

本設備では、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

2.2 発火性、引火性材料の予防措置

通常運転時はもとより、異常状態においても火災の発生を防止するための予防措置を講じる。

発火性又は引火性液体を内包する設備については、溶接構造、シール構造等とし、液面監視等により、漏えいの早期発見を図る。また、その内蔵量を運転上の要求に見合う最低量に抑える設計とする。

2.3 自然現象による火災発生防止

本設備の構築物、系統及び機器は、落雷、地震等の自然現象により火災が生じることがないように防護した設計とし、建築基準法に従い避雷設備を設置する。

本設備は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日）（以下、「耐震設計審査指針」という。）に従い設計を行い、破壊又は倒壊を防ぐことにより、火災発生を防止する設計とする。

3. 火災の検知及び消火

3.1 火災検出設備及び消火設備

火災検出設備及び消火設備は、本設備に対する火災の悪影響を限定し、早期消火を行える消防法に基づいた設計とする。

消火設備は、消火栓設備及び二酸化炭素消火設備並びに消火器で構成する。消火用水の専用水源として、本設備建屋内に貯水槽を設置する。

3.2 自然現象に対する消火装置の性能維持

火災検出設備及び消火設備は地震等の自然現象によっても、その性能が著しく阻害されることがないように措置を講じる。消火設備は、消防法に基づいた設計とし、耐震設計は耐震設計審査指針に基づいて適切に行う。

#### 4. 火災の影響の軽減

本設備は、隣接区域の火災による影響も含めた火災の影響を軽減するため、耐火壁、隔壁、間隔及び消火設備の組み合わせにより、防火区画を設定する。

#### 5. 消火設備の取付箇所を明示した図面

消火設備の取付箇所について、図 1 に示す。

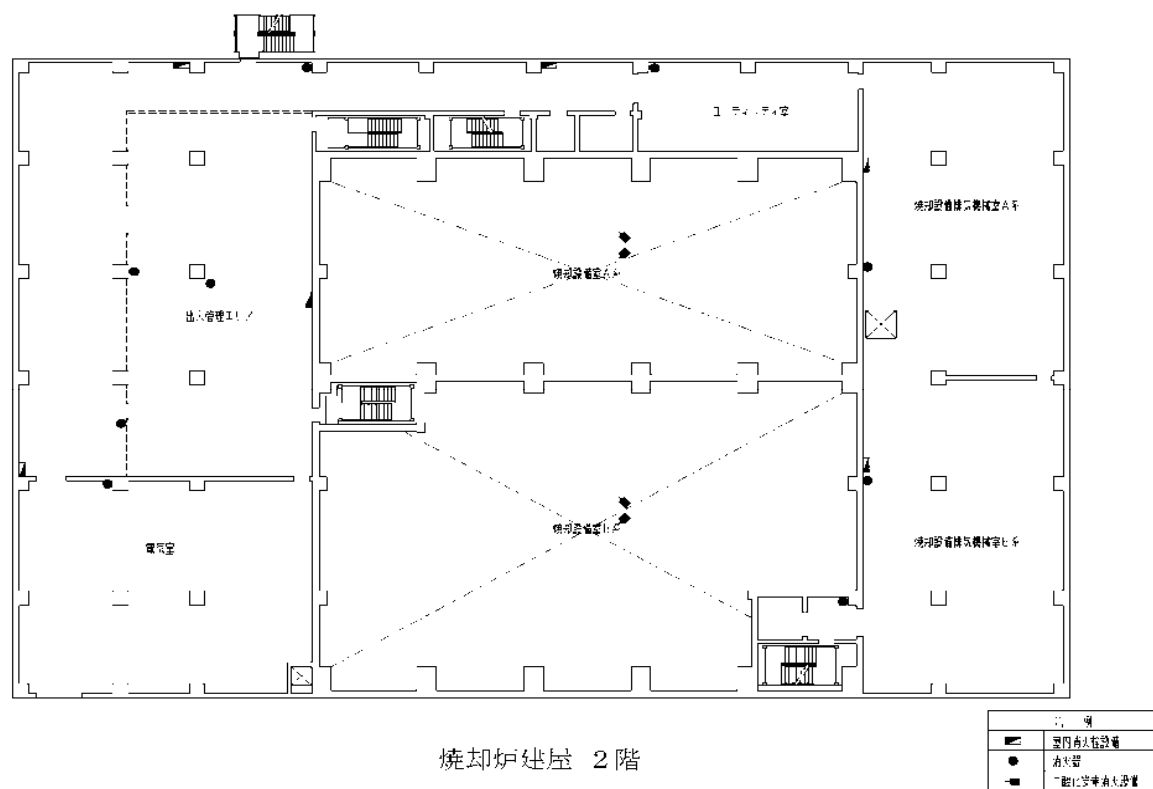
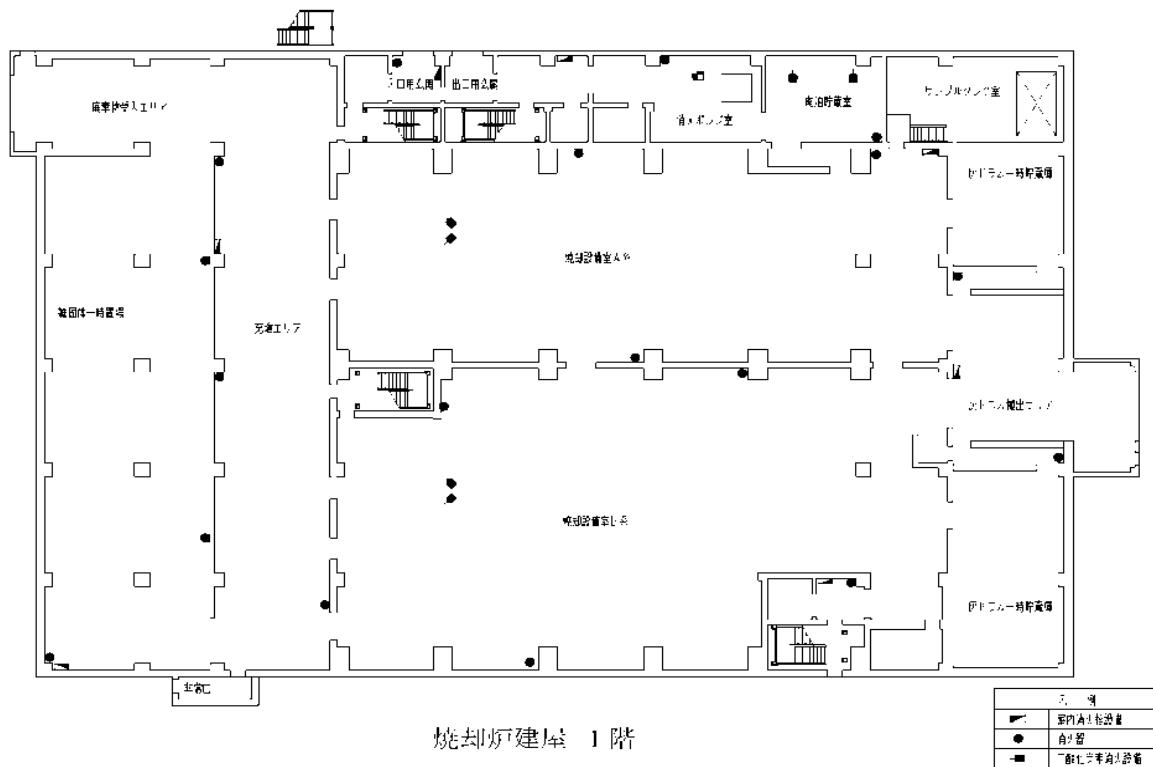


図 1 消火設備の取付箇所を明示した図面（1 / 2）



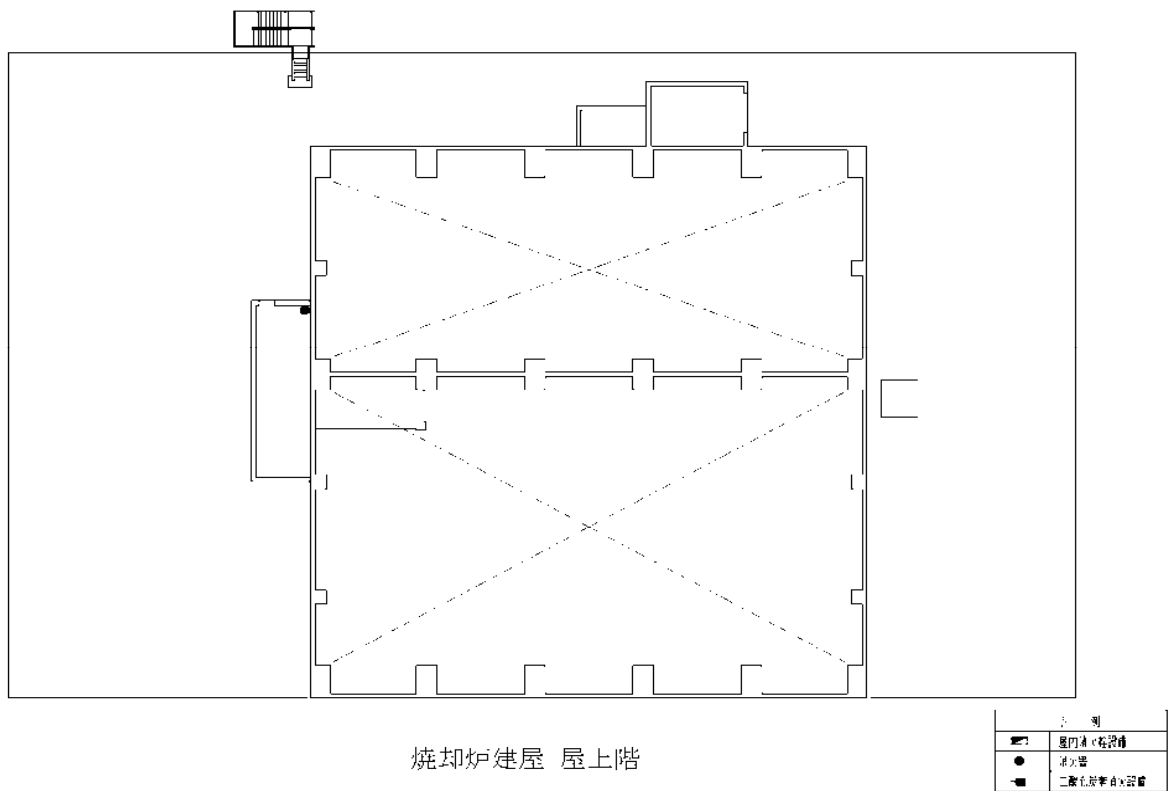
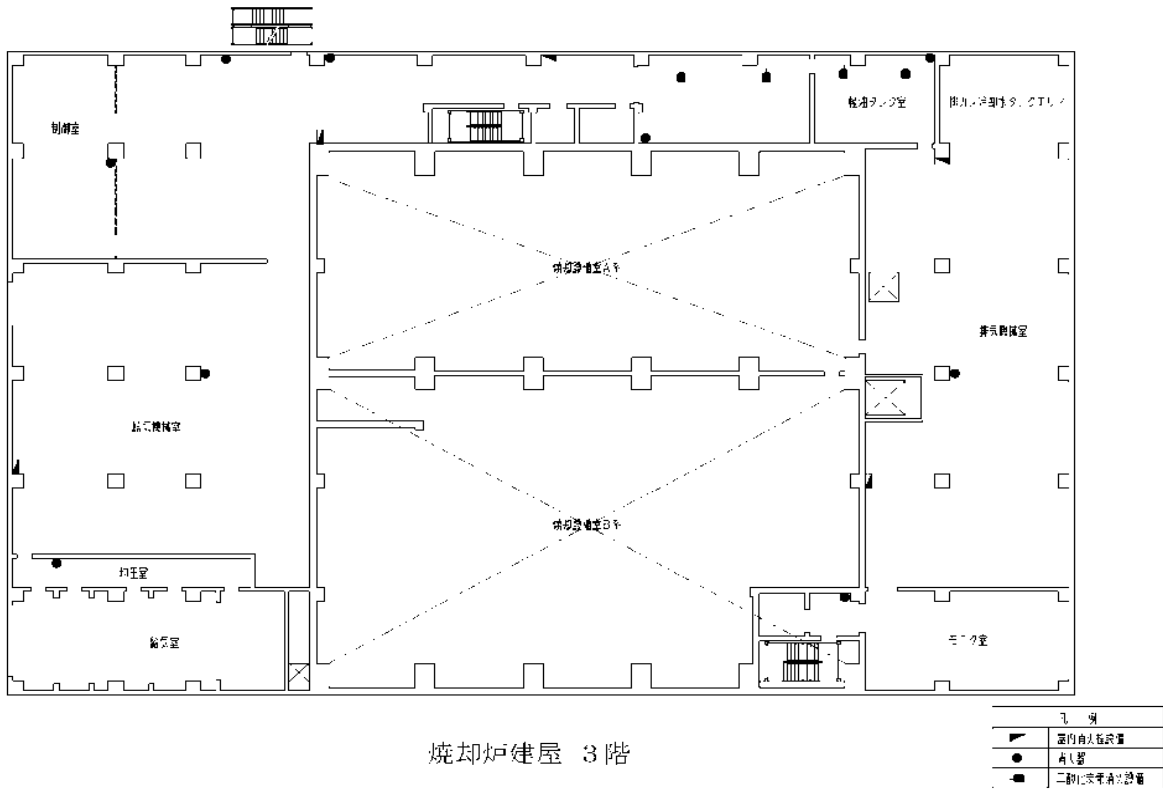


図 1 消火設備の取付箇所を明示した図面 (2 / 2)

生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書

## 1. 一般事項

本計算書は、焼却炉建屋における生体遮へい装置（以下、「補助遮へい」という。）の放射線の遮へい及び熱除去に関する評価について説明するものである。

## 1.1 遮へい設計評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備は、建屋躯体を用いた補助遮へいで区画し、その補助遮へいの厚さに対し、雑固体廃棄物焼却設備の各線源からの線量率計算結果が、外部放射線に係る設計基準線量率  $2.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$  以下を満足していることを確認することにより、遮へい設計が十分であるものと評価する。

## 1.2 遮へい設計の設計基準線量率

通常運転時、放射線業務従事者の受ける線量が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（経済産業省告示第187号）に定めた線量限度を超えないようにするとともに、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減するように、放射線防護上の措置を講じた設計とする。遮へい設計に際しては、焼却設備の各線源からの外部放射線に係る線量率が、設計基準線量率  $2.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$  以下を満足する設計とする。

## 1.3 遮へい設計の方法

焼却炉建屋の補助遮へいの設計方法は、以下のとおりである。

- (1) 線源となる雑固体廃棄物、焼却灰は、原則としてコンクリートの遮へい壁で囲まれた区画に収容する。
- (2) 焼却炉建屋の通常運転時に予想される線源強度で、実効線量率が最大となる時の線源強度を計算する。
- (3) 遮へい計算は、対象となる線源の線源強度および幾何学的形状を勘案して適切な計算機コードを選択し、機器配置を考慮して補助遮へい外側表面の線量率を計算する。

#### 1.4 遮へい設計の前提条件

補助遮へいの遮へい設計に用いる前提条件は、以下のとおりである。

- (1) コンクリートの密度は  $2.15\text{g}/\text{cm}^3$  とする。
- (2) 遮へい計算に用いる壁の厚さは、公称値からマイナス側許容差 (5mm) を引いた値を用いる。
- (3) 計算モデル化に際しては、保守的な評価となるようにする。

#### 1.5 熱除去に関する設計

焼却炉建屋の補助遮へいは、取り扱われるものが雑固体廃棄物、焼却灰であることから、コンクリート壁に入射するガンマ線エネルギー束が低いので、コンクリート壁での発熱量は小さく、また建屋内は換気空調設備で熱除去される。

#### 2. 補助遮へいの計算に用いる線源強度

焼却炉建屋における補助遮へいの対象となる線源は、雑固体廃棄物、焼却灰である。各線源は滞留水を汚染起源と仮定し、表-1に示す核種、放射能濃度を内包しているとする。なお、各線源のガンマ線源強度の計算は ORIGIN2 コードにより行う。

表 1 遮へい計算に用いる各線源の放射能濃度

核種	放射能濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	5.4E+00	4.0E+02
Co-58	2.5E-02	1.9E+00
Co-60	1.5E+01	1.1E+03
Sr-89	2.1E-01	1.6E+01
Sr-90	1.3E+03	9.9E+04
Ru-103	1.9E-04	1.4E-02
Ru-106	5.0E+01	3.7E+03
Sb-124	2.8E-02	2.1E+00
Sb-125	4.7E+01	3.5E+03
I-131	5.1E-25	3.8E-23
Cs-134	4.6E+02	3.4E+04
Cs-136	3.4E-17	2.5E-15
Cs-137	1.3E+03	9.4E+04
Ba-140	2.1E-15	1.6E-13
合計	3.2E+03	2.4E+05

### 3. 補助遮へい計算

#### 3.1 計算方法

焼却炉建屋の遮へい計算には、計算機コード「QAD」を用いる。計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源の放射能濃度
- ・線源のエネルギースペクトル
- ・線源形状
- ・遮へい厚さ
- ・線源からの距離
- ・遮へい体の物質の指定

#### 3.2 線量率計算

補助遮へい外側表面の線量率計算は、3.1 に示した入力条件を計算機コードに入力して行う。

##### 3.2.1 線量率計算モデル

線量率の評価位置は、線源強度および遮へい厚さが異なる代表的な壁および天井スラブの外側表面において線量率が最大になる箇所とする。

図－1～4の計算配置図に焼却炉建屋の線源配置と個数および評価点位置を示す。

##### (1) 雑固体一時置場の計算モデル

雑固体一時置場で取り扱う雑固体廃棄物コンテナの数量は最大で352個相当であるが、解析における線源形状・寸法は保守的に雑固体廃棄物コンテナが24行×4列×4段とし、各雑固体廃棄物コンテナ間の空間も全て線源とした直方体線源とする。線源の放射能濃度は、表－1に示した放射能濃度とする。

##### a. 雑固体一時置場の西壁（壁厚 500mm）

雑固体一時置場の西壁外側表面（評価点①）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、壁の厚さ、評価点の位置を図－5に示す。

線源から壁までの距離は、設計距離より短い安全側の条件として0mmとする。評価点位置は、線量率が最大となる位置とする。

##### b. 雑固体一時置場の天井スラブ（スラブ厚 500mm）

雑固体一時置場の天井スラブ外側表面（評価点②）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、スラブの厚さ、評価点の位置を図－6に示す。

線源から天井スラブまでの距離は、設計距離より短い安全側の条件として2000mmとす

る。評価点位置は、線量率が最大となる位置とする。

## (2) 自動倉庫 A の計算モデル

焼却設備室 A 系に設置する自動倉庫 A に保管する雑固体廃棄物パレットの数量は最大で 152 個相当であるが、解析における線源形状・寸法は保守的に雑固体廃棄物パレットを 6 行×2 列×13 段とし、各雑固体廃棄物パレット間の空間も全て線源とした直方体線源とする。線源の放射能濃度は、表－1 に示した放射能濃度とする。

なお、自動倉庫 B については、線源設定は同じものの、壁までの距離が同等以上であるため、自動倉庫 A の評価に包含される。

### a. 自動倉庫 A 北壁（壁厚 500mm）

自動倉庫 A の北壁外側表面（評価点③）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、壁の厚さ、評価点の位置を図－7 に示す。

線源から壁までの距離は、設計距離より短い安全側の条件として 3000mm とする。評価点位置は、線量率が最大となる位置とする。

### b. 自動倉庫 A 西壁（壁厚 500mm）

自動倉庫 A の西壁外側表面（評価点④）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、壁の厚さ、評価点の位置を図－8 に示す。

線源から壁までの距離は、設計距離より短い安全側の条件として 0mm とする。評価点位置は、線量率が最大となる位置とする。

### c. 自動倉庫 A 西壁（壁厚 300mm）

自動倉庫 A の西壁外側表面（評価点⑤）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、壁の厚さ、評価点の位置を図－9 に示す。

線源から壁までの距離は、設計距離より短い安全側の条件として 2500mm とする。評価点位置は、屋上階において線量率が最大となる位置とする。

## (3) 灰ドラム一時貯蔵庫（南）の計算モデル

灰ドラム一時貯蔵庫（南）で取り扱う灰ドラム缶の数量は最大で 88 本相当であるが、解析における線源形状・寸法は保守的に灰ドラム缶を 16 行×6 列×1 段とし、各灰ドラム缶間の空間も全て線源とした直方体線源とする。線源の放射能濃度は、表－1 に示した放射能濃度とする。

なお、灰ドラム一時貯蔵庫（北）については、上述の灰ドラム一時貯蔵庫（南）と比較すると、壁の厚さは同じものの、図－1 に示すように灰ドラム缶の仮置き数量が最大 52 本相当であり、灰ドラム一時貯蔵庫（南）より 36 本ドラム缶本数が少ないので、灰ド

ラムー時貯蔵庫（南）の評価に包含される。

a. 灰ドラムー時貯蔵庫（南）東壁（壁厚 700mm）

灰ドラムー時貯蔵庫（南）の東壁外側表面（評価点⑥）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，壁の厚さ，評価点の位置を図－10に示す。

線源から壁までの距離は，設計距離より短い安全側の条件として 500mm とする。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

b. 灰ドラムー時貯蔵庫（南）の天井スラブ

（1 階スラブ厚 450mm，屋上スラブ厚 300mm）

灰ドラムー時貯蔵庫（南）の天井スラブ外側表面（評価点⑦）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，スラブの厚さ，評価点の位置を図－11に示す。

線源から1階天井スラブまでの距離，1階天井スラブから屋上天井スラブまでの距離は，設計距離より短い安全側の条件としてそれぞれ 6000mm，13000mm とする。なお，2階天井スラブについては，遮へい要求はないため，保守的に遮へい効果を考慮しないものとする。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

### 3.2.2 線量率計算結果

線量率の計算結果を表－2に示す。

補助遮へい外側表面の線量率は，いずれのエリアも設計基準線量率  $2.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$  以下を満足することを確認した。

表－2 線量率の計算結果

評価点	評価箇所	線量率計算結果	設計基準線量率
①	雑固体一時置場の西壁	$1.7 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	$2.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下
②	雑固体一時置場の天井スラブ	$1.6 \times 10^{-4} \text{mSv/h}$	
③	自動倉庫A北壁	$1.3 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	
④	自動倉庫A西壁	$1.7 \times 10^{-4} \text{mSv/h}$	
⑤	自動倉庫A西壁	$2.1 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	
⑥	灰ドラムー時貯蔵庫（南）東壁	$4.3 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	
⑦	灰ドラムー時貯蔵庫（南）の天井スラブ	$6.7 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	

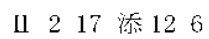


図 1 雜固体廃棄物焼却設備の計算配置例 (1階)

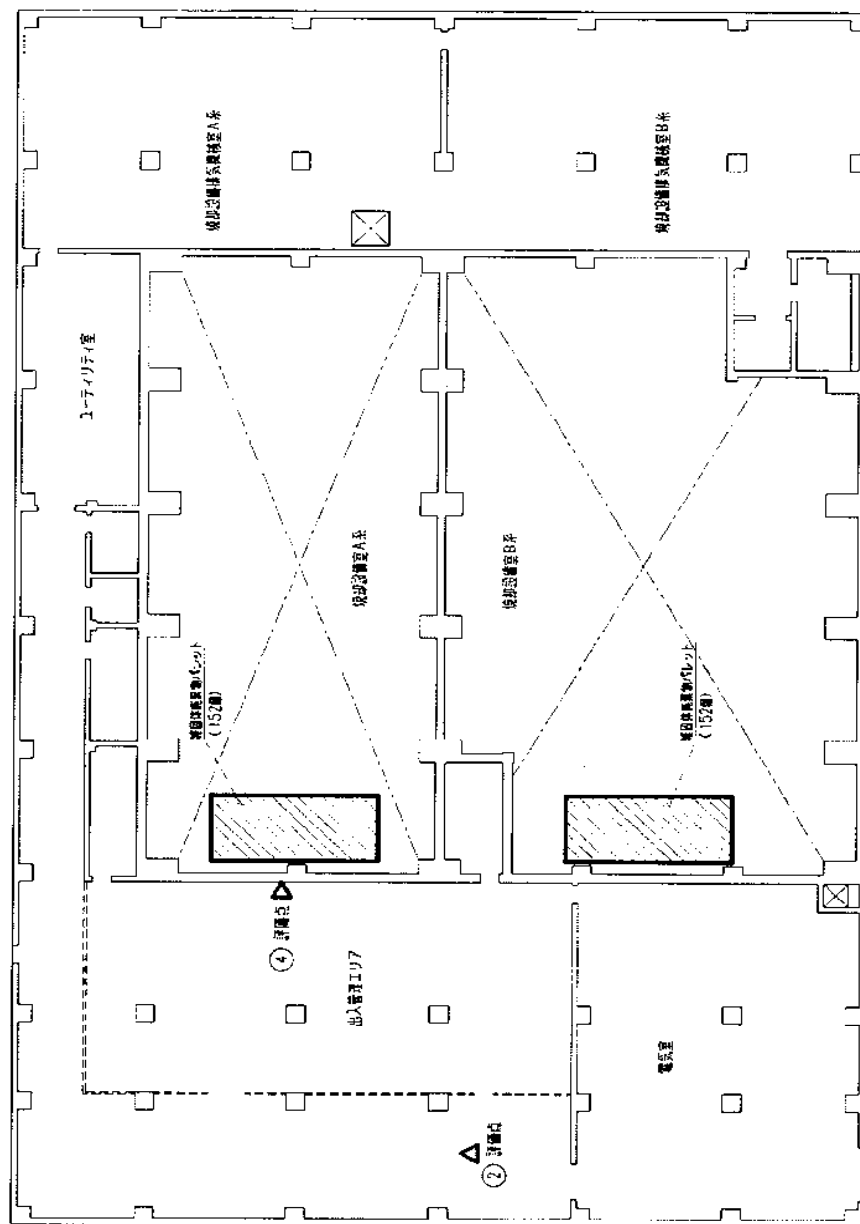


図 2 焼却体棄物焼却設備の計算配置図 (2 階)



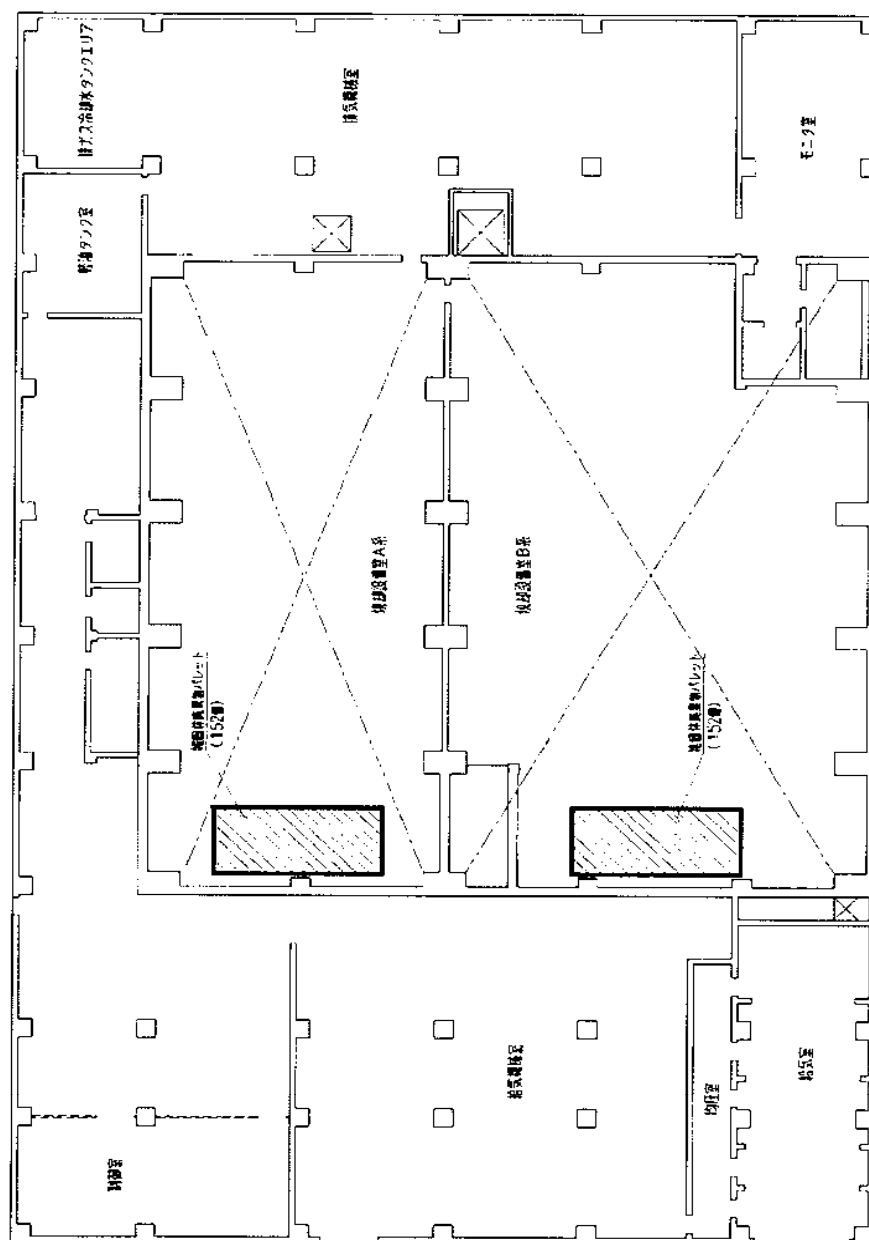


図-3 難固体廃棄物焼却設備の計算配置図(3階)

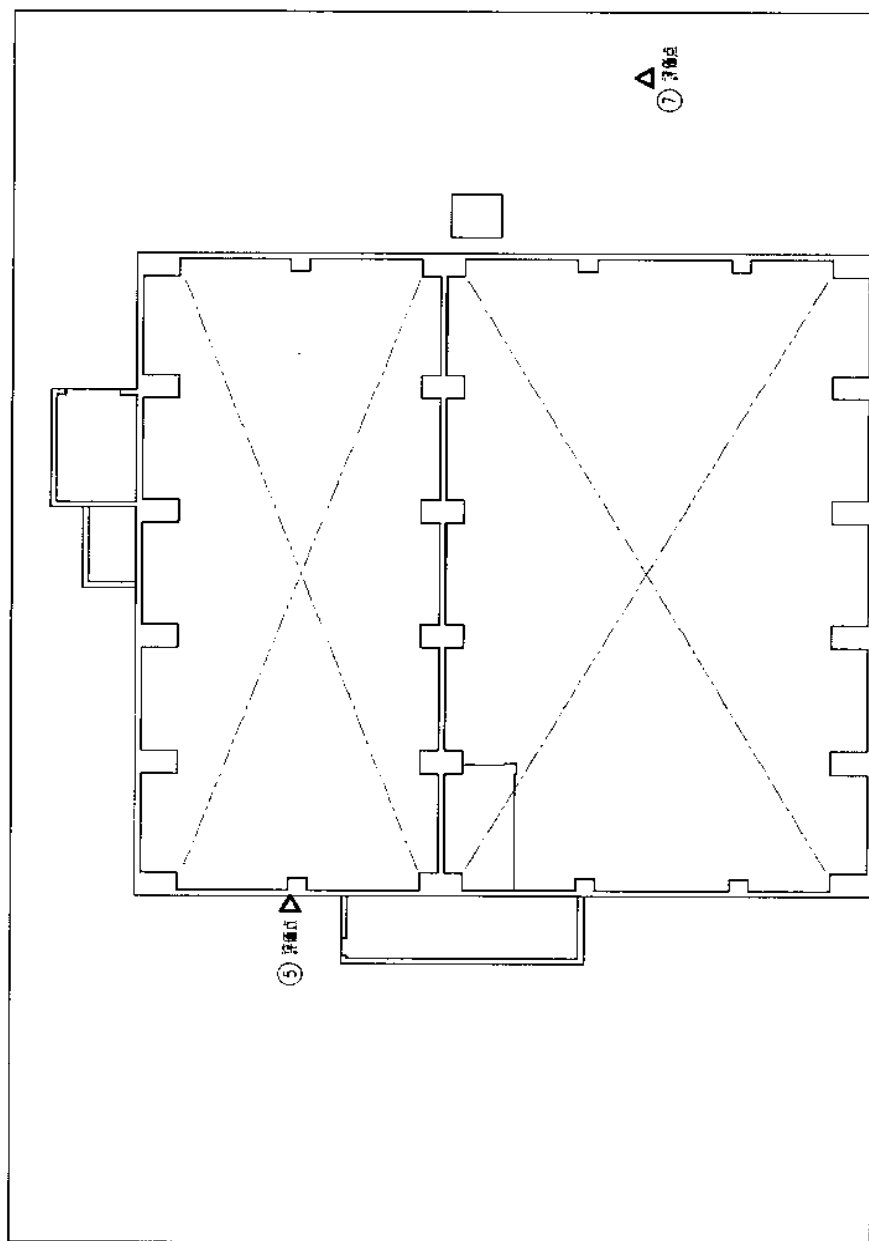
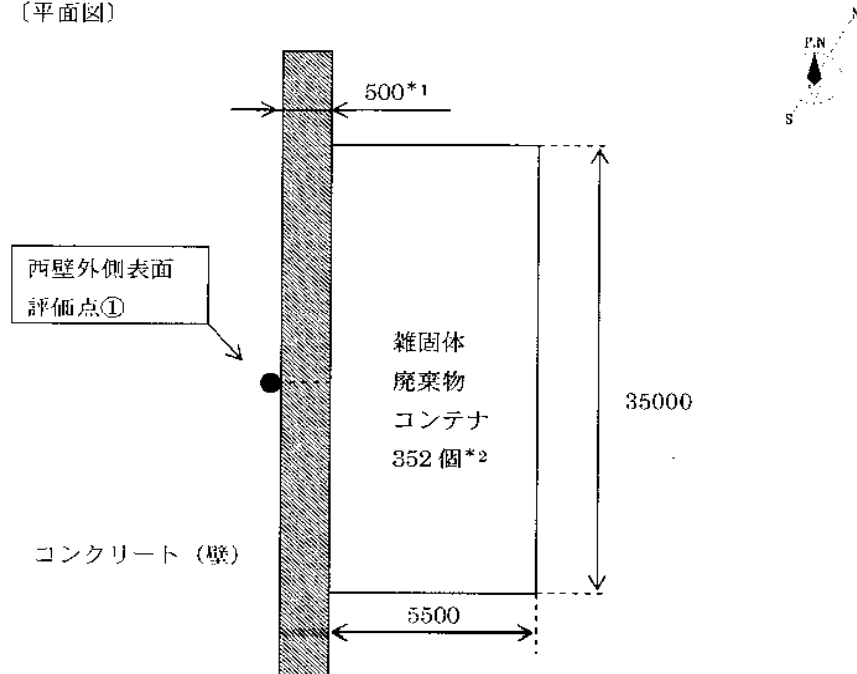
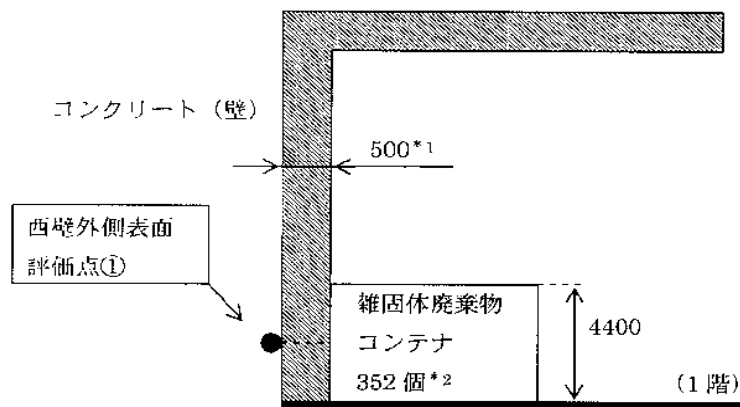


図 4 雑固体廃棄物焼却設備の計算配置図（屋上階）

〔平面図〕

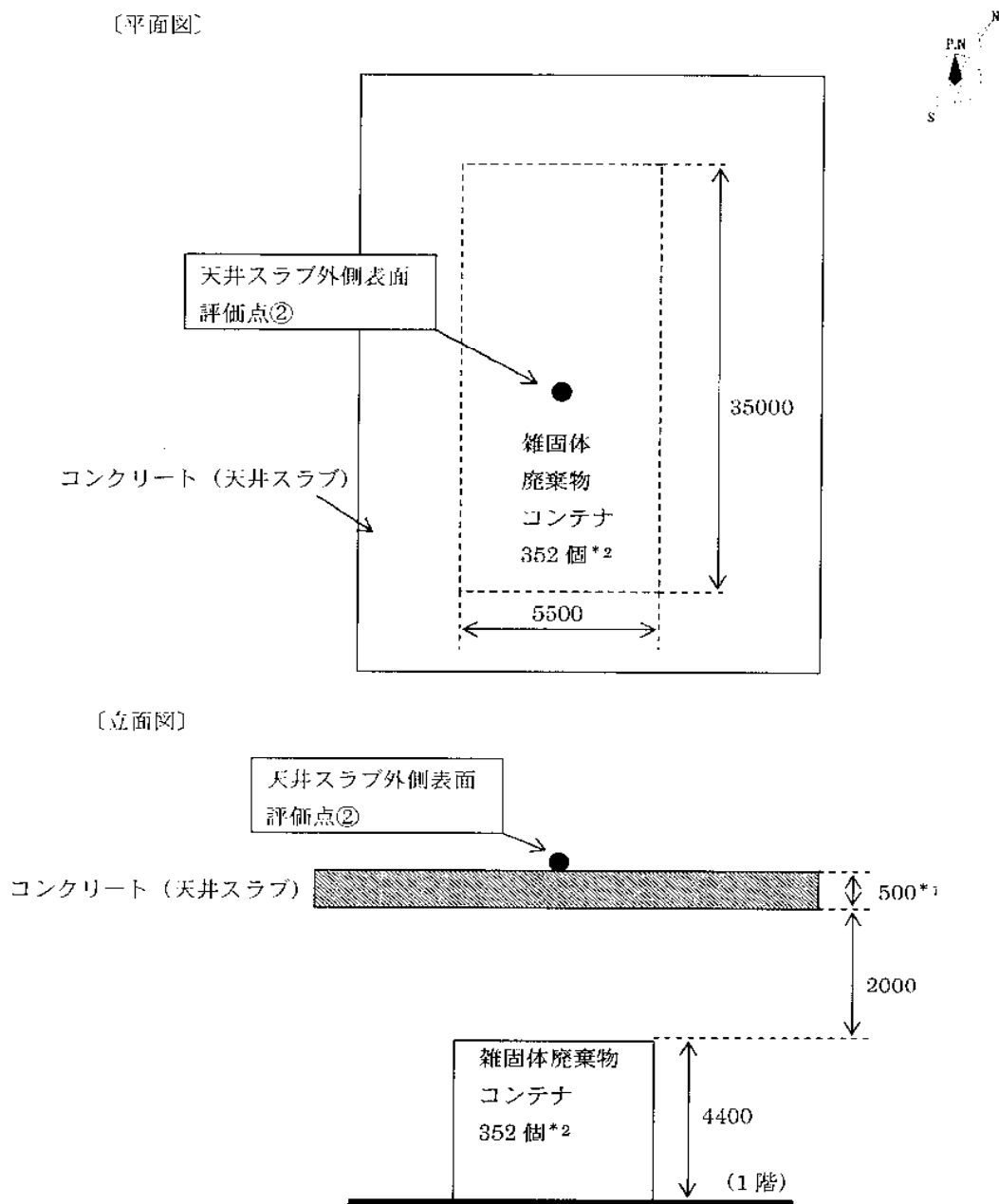


〔立面図〕



注記 \*1：公称値を示す (単位：mm)  
 \*2：コンテナ 24 行×4 列×4 段の配列を包含する直方体線源

図ー5 雑固体一時置場の西壁外側表面の計算モデル

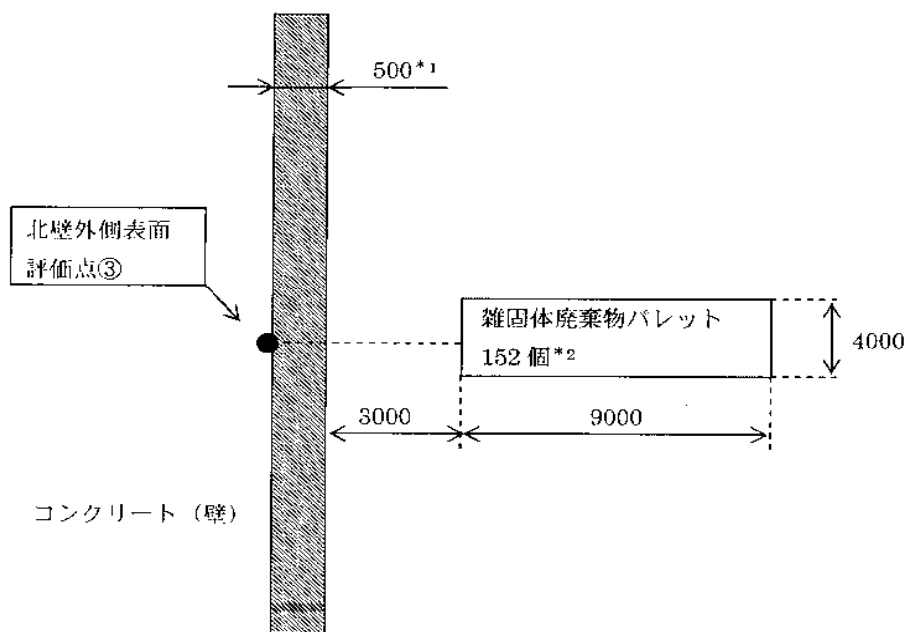


注記 \*1 : 公称値を示す (単位: mm)

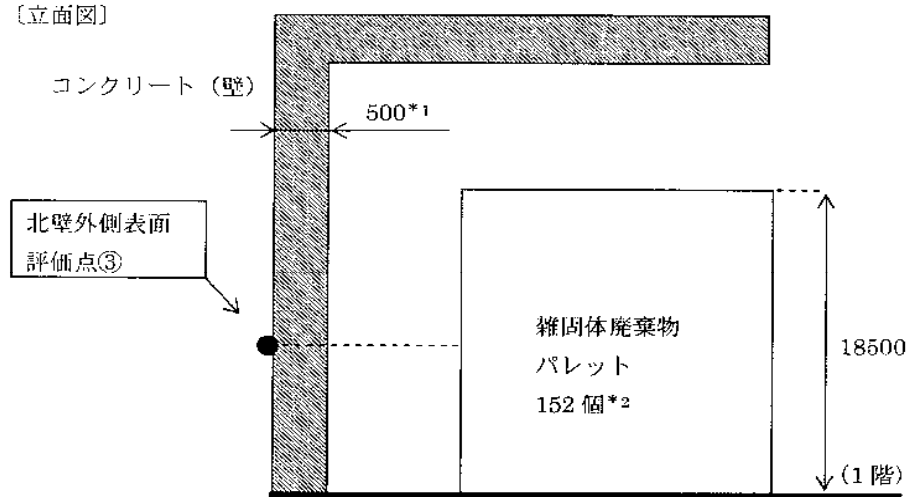
\*2 : コンテナ 24 行×4 列×4 段の配列を包含する直方体線源

図-6 雑固体一時置場の天井スラブ外側表面の計算モデル

〔平面図〕



〔立面図〕



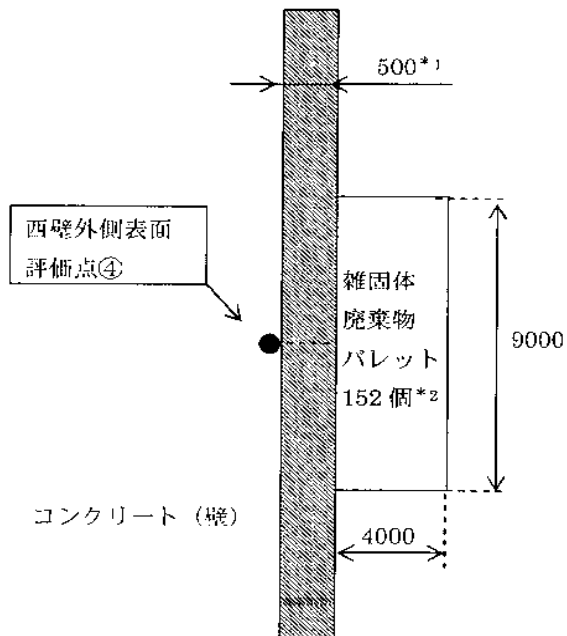
注記 \*1：公称値を示す

\*2：パレット 6 行×2 列×13 段の配列を包含する直方体線源

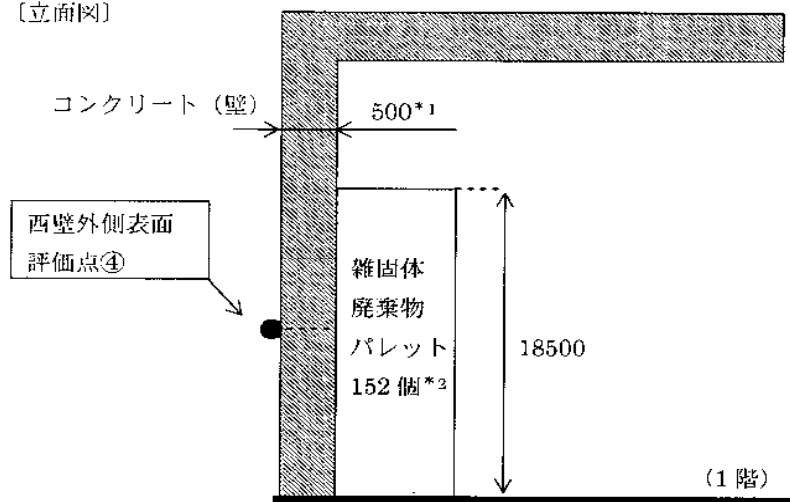
（単位：mm）

図 7 白動倉庫 A の北壁外側表面の計算モデル

〔平面図〕



〔立面図〕



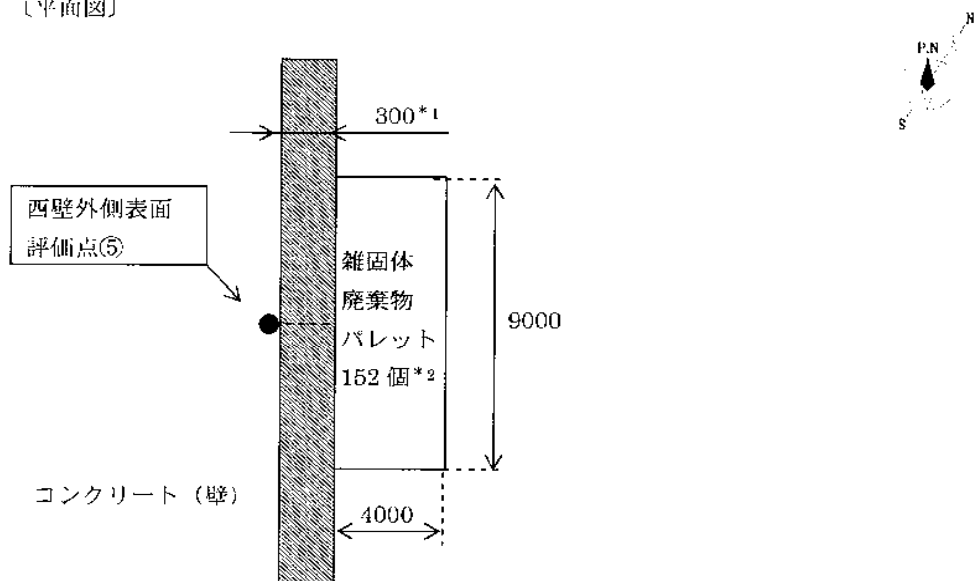
(単位: mm)

注記 \*1: 公称値を示す

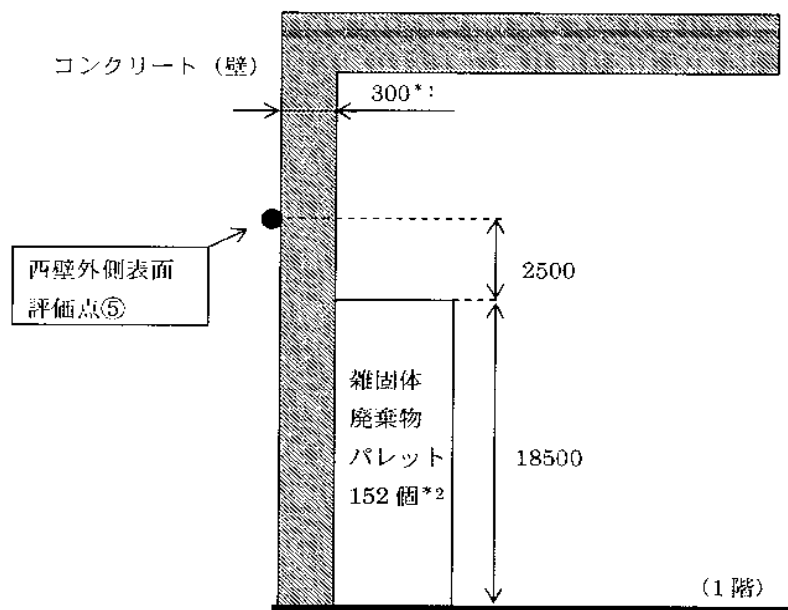
\*2: パレット 6 行×2 列×13 段の配列を包含する直方体線源

図 8 自動倉庫Aの西壁外側表面の計算モデル

〔平面図〕



〔立面図〕



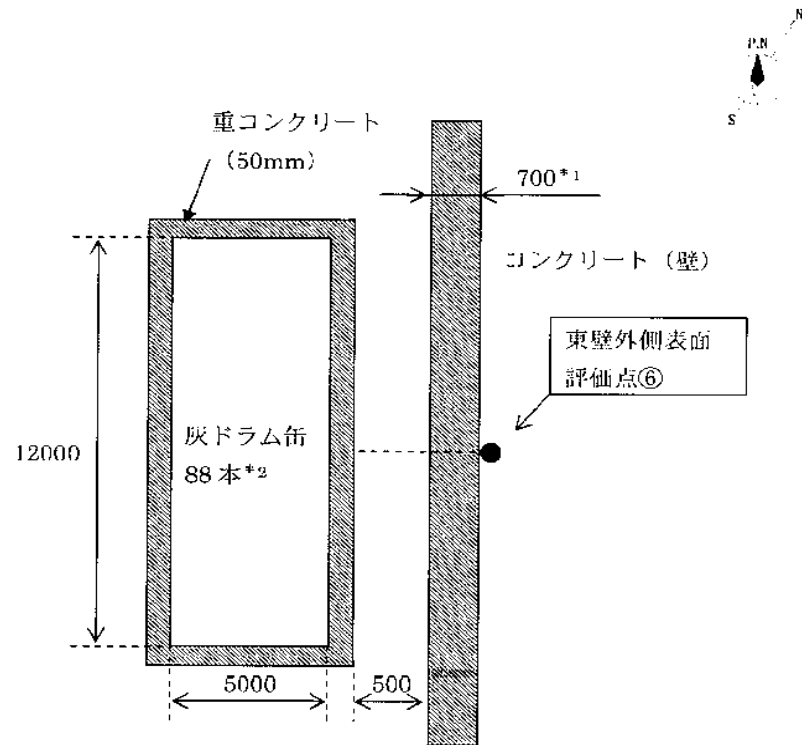
(単位: mm)

注記 \*1: 公称値を示す

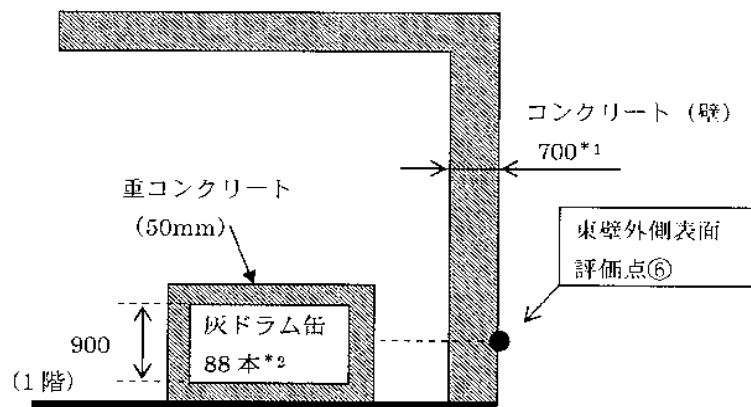
\*2: パレット 6 行×2 列×13 段の配列を包含する直方体線源

図－9 自動倉庫Aの西壁外側表面の計算モデル

[平面図]



[立面図]



注記 \*1: 公称値を示す

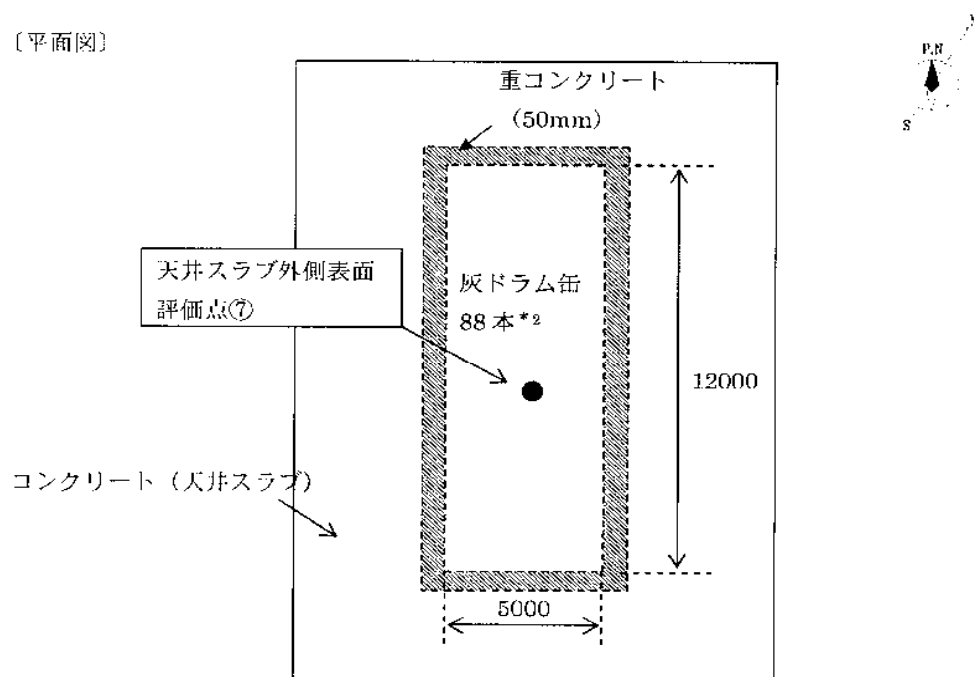
\*2: 灰ドラム缶 16 行×6 列×1 段の配列を包含する直方体線源

(単位: mm)

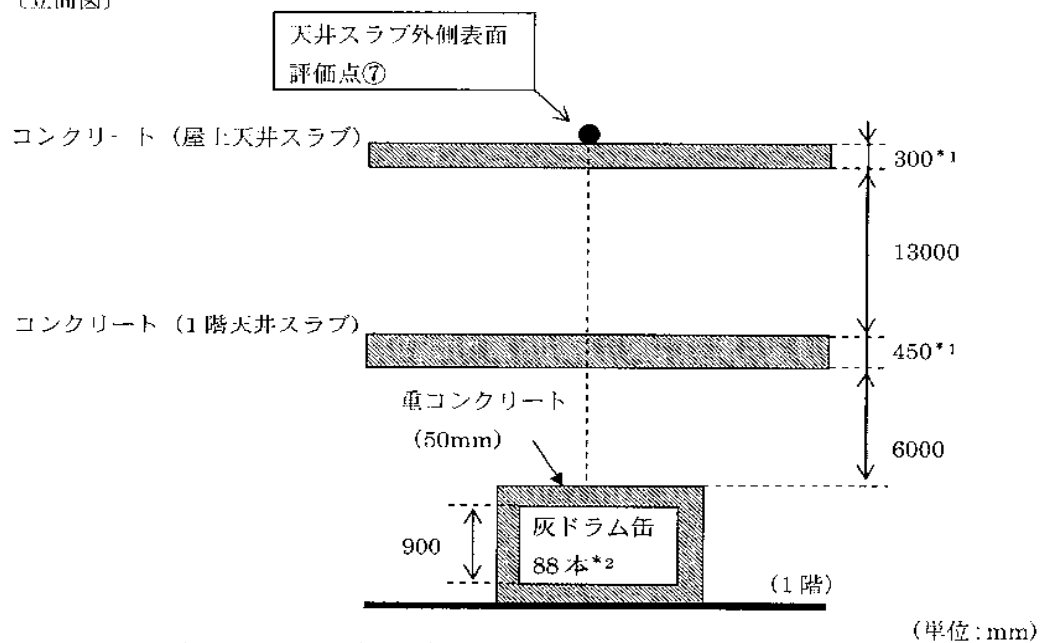
図-10 灰ドラム一時貯蔵庫(南)の東壁外側表面の計算モデル



〔平面図〕



〔立面図〕



注記 \*1: 公称値を示す

\*2: 灰ドラム缶 16行×6列×1段の配列を包含する直方体線源

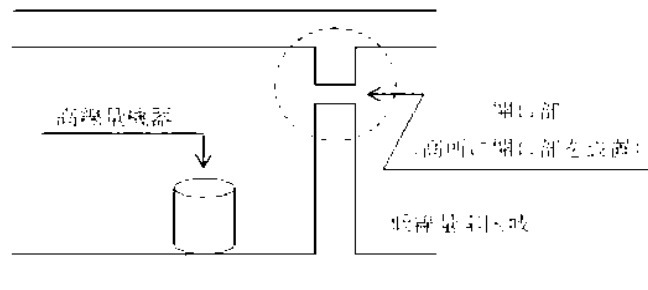
図 1 1 灰ドラム一時貯蔵庫 (南) の天井スラブ外側表面の計算モデル

#### 4. 補助遮へいの貫通部に対する考慮

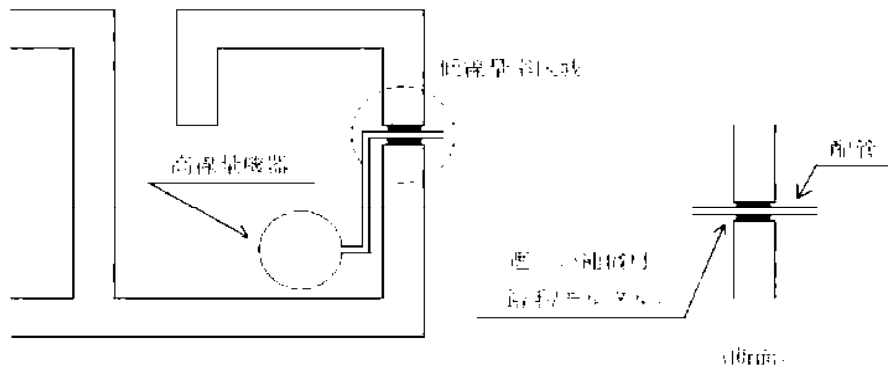
焼却炉建屋の高線量率区域と低線量率区域の間の補助遮へい貫通部は、原則として放射線漏れが問題とならないようにその位置を決める。

ただし、放射線漏れが問題となる位置に設置せざるを得ない場合は、配管等の貫通部に遮へい補償材（鉛毛またはモルタル）を詰め、放射線漏れを防止する措置を講じることとする。

貫通部に対する放射線漏れ防止措置の例を図－１２，１３に示す。



図－１２ 開口部の高所設置（例）



図－１３ 貫通孔の補償遮へい（例）

## 5. 補助遮へいの熱除去計算

### 5.1 補助遮へいの熱除去計算方法

補助遮へいであるコンクリート中のガンマ発熱密度はコンクリート中のガンマ線フラックスの減衰に応じて減少する。しかし、安全側にガンマ線の減衰を無視して入射面の最大のガンマ発熱密度でコンクリート全体が均一に発熱するものと仮定すると、コンクリート中の温度と表面温度の差の最大値  $\Delta T_{\max}$  は、内部発熱が均一とした平板の温度分布の計算式 (6. 引用文献(1)参照) を引用した下式により求められる。

$$\Delta T_{\max} = T_{\max} - T_s = Q' \cdot L^2 / 2\lambda$$

ここで、 $T_{\max}$  : コンクリート厚さ中心での最高温度 (°C)

$T_s$  : コンクリート表面温度 (°C)

$Q'$  : コンクリートの発熱密度 (W/m<sup>3</sup>)

$L$  : コンクリートの厚さの 1/2 (m)

$\lambda$  : コンクリートの熱伝導率 (W/m・°C)

また、上記のコンクリートの発熱密度は、下式により求められる。

$$Q' = 10^6 \cdot \rho \cdot Q$$

ここで、 $\rho$  : コンクリート密度 (g/cm<sup>3</sup>)

$Q$  : ガンマ発熱密度 (W/g)

$$= K \cdot \phi$$

$K$  : ガンマ発熱密度換算係数 (W・s・cm<sup>2</sup>/g)

$$= C \cdot E \cdot (\mu_{\text{en}} / \rho)$$

$C$  : 換算係数 (W・s/MeV) ( $1.602 \times 10^{-13}$ )

$E$  : ガンマ線エネルギー (MeV)

$(\mu_{\text{en}} / \rho)$  : コンクリートの質量エネルギー吸収係数 (cm<sup>2</sup>/g)

$\phi$  : ガンマ線フラックス (photons/cm<sup>2</sup>・s)

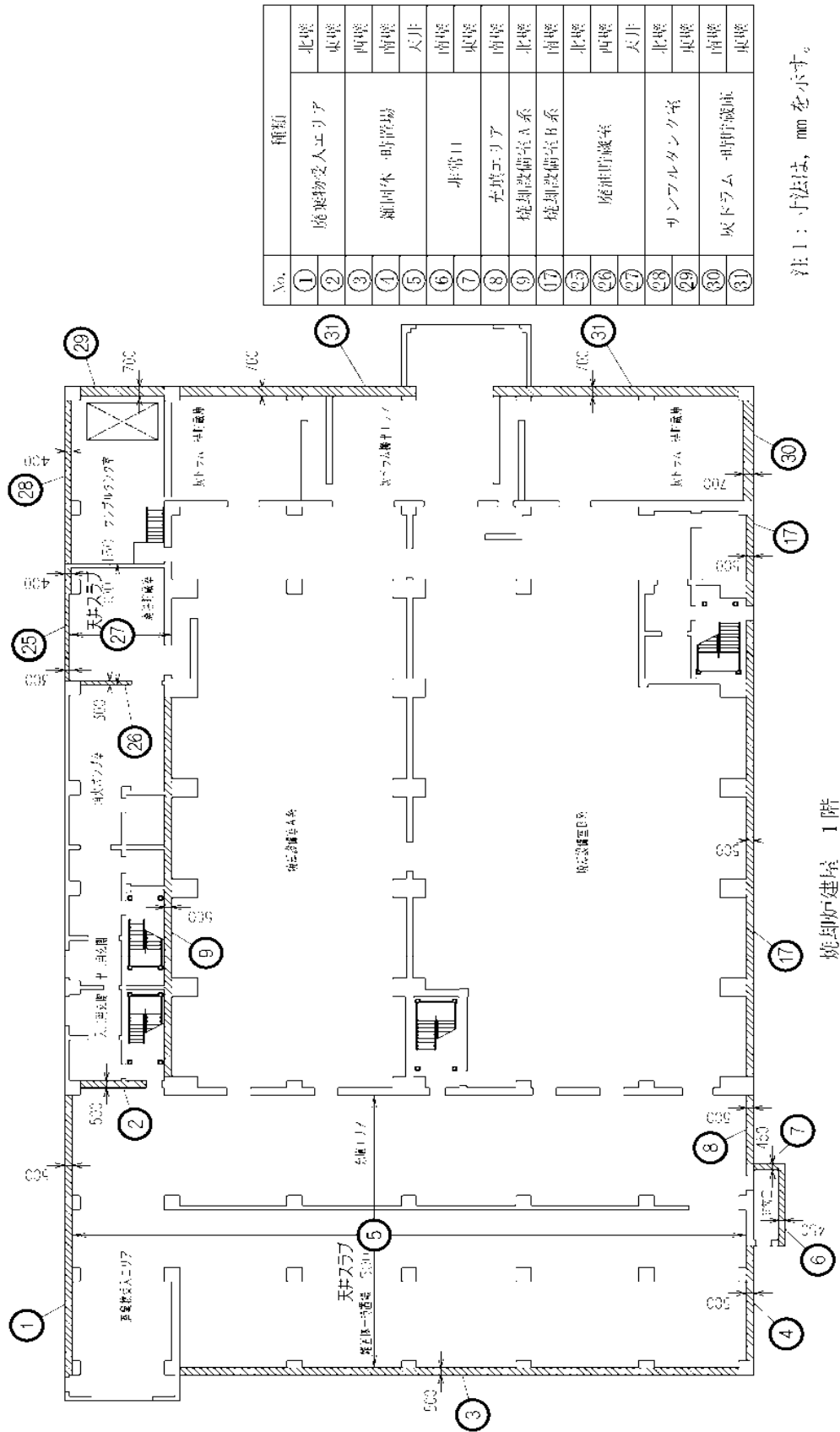
上記において、ガンマ発熱密度は補助遮へいの灰ドラム一時貯蔵庫東壁内側表面の最大となる点について計算機コード「QAD」にて計算を行う。

### 5.2 補助遮へいの熱除去計算結果

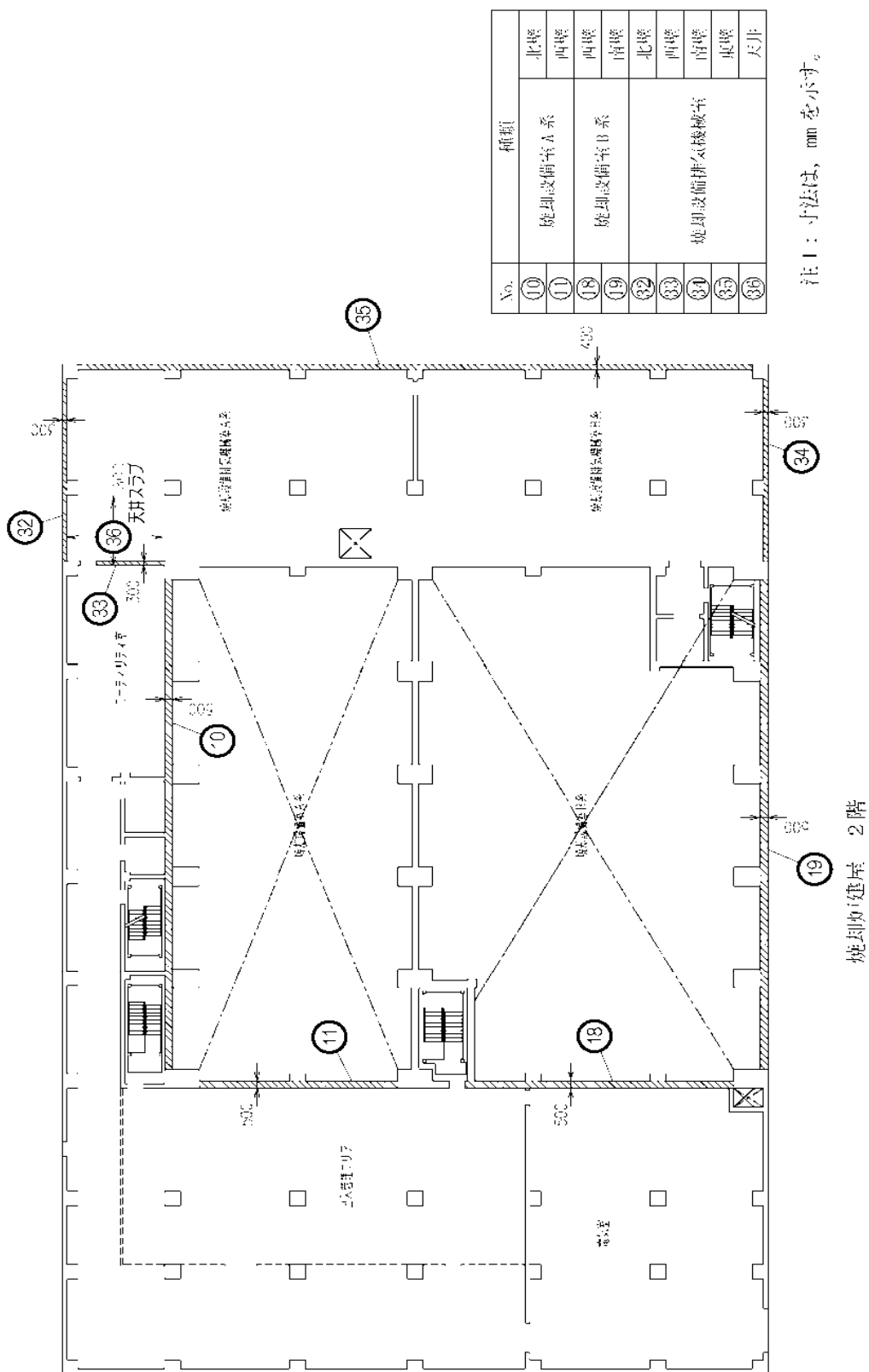
補助遮へい中のガンマ発熱による発熱密度は約  $8 \times 10^{-4}$  W/m<sup>3</sup> となり、温度上昇は 0.1°C 未満であり、自然冷却で十分である。

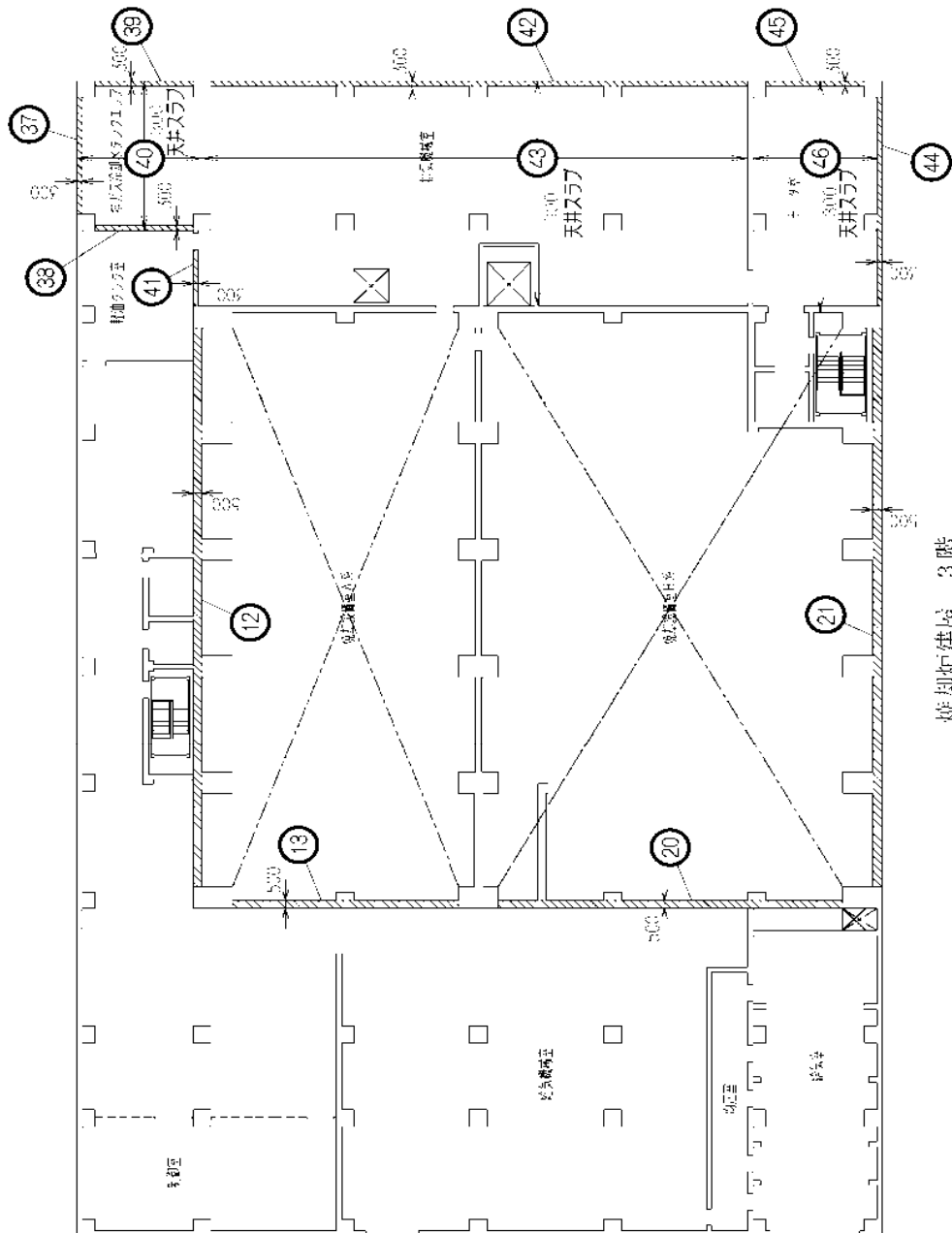
## 6. 引用文献

- (1) 日本機械学会「伝熱工学資料 改訂第 5 版」(2009)



図一1 補助遮へいに関する構造図 (1 / 4)



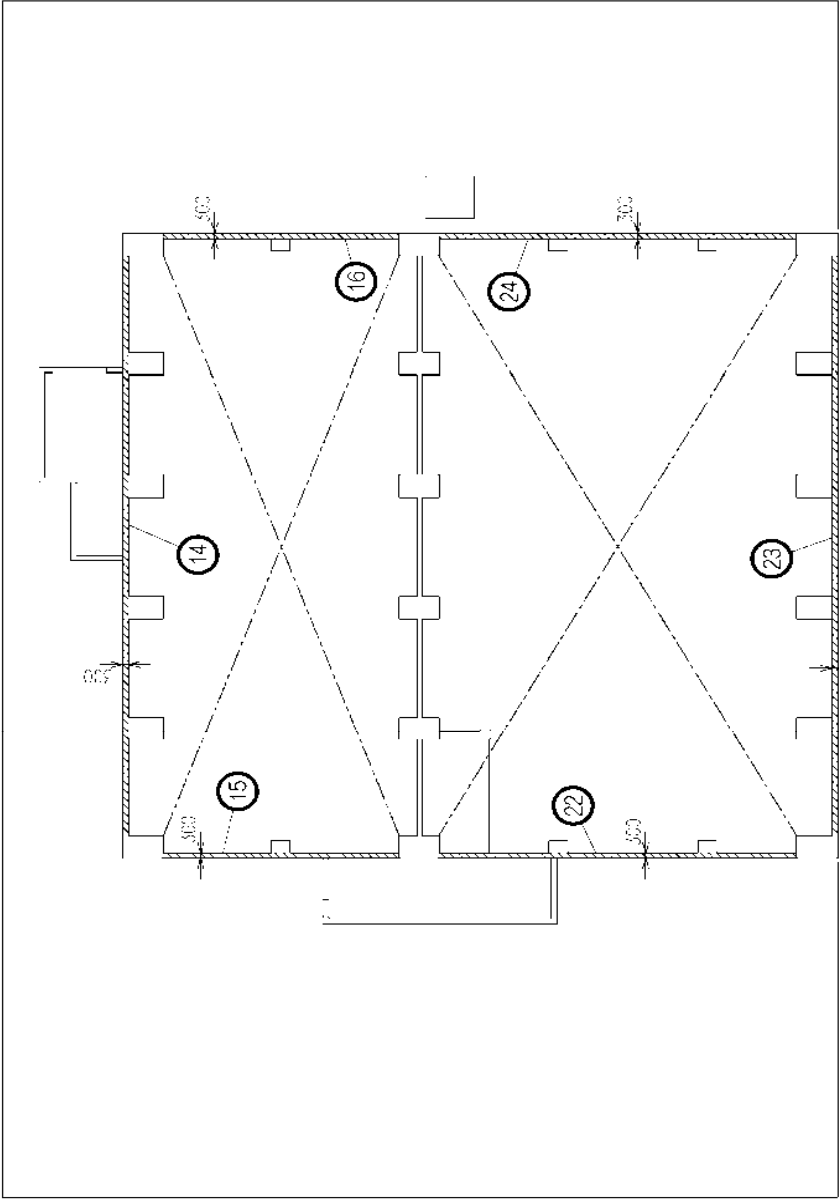


No.	種類	
12	焼却設備室 A 系	北壁
13		西壁
20	焼却設備室 B 系	西壁
21		南壁
37	排ガス冷却水タンク エリア	北壁
38		西壁
39		東壁
40		天井
41	排気機械室	北壁
42		東壁
43		天井
44	モニタ室	南壁
45		東壁
46		天井

注1：寸法は、mm を示す。

焼却炉建屋 3 階

図 1 補助遮へいに関する構造図 (3 / 4)



No.	種類	
⑭	焼却設備室A系	北壁
⑮		西壁
⑯		東壁
⑳	焼却設備室B系	西壁
㉑		南壁
㉒		東壁

注1：寸法は、mmを示す。

図 1 補助遮へいに関する構造図（4／4）

固体廃棄物処理設備における放射性物質の散逸防止に関する説明書

1. 焼却灰取扱設備

雑固体廃棄物焼却設備では、放射性固体廃棄物等の焼却処理を行う。

排ガスはフィルタを通し、放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら本建屋専用の排気筒から放出し、焼却灰はドラム缶に密閉し保管する。

焼却灰取扱設備の概要は以下のとおりである。なお、焼却灰取扱設備の構成図を図 1 に示す。

(1) 焼却炉及び二次燃焼器

焼却処理により発生する焼却灰は、二次燃焼器下部から排出され、灰搬送コンベアにて搬送される。

(2) 排ガス冷却器

排ガスに随伴し排ガス冷却器へ持ち込まれた焼却灰の一部は、排ガス冷却器下部から排出され、二次燃焼器からの灰と合わせ、灰搬送コンベアにて搬送される。

(3) バグフィルタ

排ガス冷却器を通過した排ガス中の焼却灰は、バグフィルタで捕捉される。

フィルタ逆洗に伴い、焼却灰はバグフィルタ底部から排出され、二次燃焼器及び排ガス冷却器からの灰と合わせ、灰搬送コンベアにて灰投入ホッパに搬送される。

(4) 灰搬送コンベア及び灰投入ホッパ

灰搬送コンベアにて搬送された灰は、灰投入ホッパに一時貯留後、灰ドラム缶へ排出される。



## 2. 焼却灰の散逸防止

焼却灰取扱設備で取扱う焼却灰は固体状であり、流体状ではないため、万一散逸した場合でも拡大する恐れはない。

ただし、焼却灰は放射性物質の濃度が比較的高いことから、放射線業務従事者等の被ばくを合理的に達成できる限り低減する観点に立ち、以下のとおり、焼却灰の散逸防止を図る。

また、万一の焼却灰散逸時の対応に十分配慮するとともに、インターロック等により、異常時にも対応できるよう配慮する。

### 2.1 安全性を確保した設計

#### (1) 適用材料

焼却灰取扱設備は、運転状態における最高使用圧力及び最高使用温度を考慮し適正な材料を使用する。

灰投入ホッパは耐食性を考慮し、ステンレス鋼とし、接続部は溶接またはフランジ構造とし散逸を防止する。

#### (2) 焼却灰散逸防止

灰搬送コンベアは、二次燃焼器、排ガス冷却器及びバグフィルタから排出される焼却灰を搬送し、カバーで囲まれ焼却灰の散逸し難いものとする。

焼却灰が散逸し難いように、焼却灰のドラム缶への充填作業は、チャンバ内で行う。

#### (3) インターロックによる管理

灰投入ホッパには灰レベル高を検出するレベル計を設け、警報を発して運転員に知らせるとともに、インターロックにより廃棄物投入を停止する。停止後灰投入ホッパに供給される量に対し、レベル計検知後の灰ホッパへの投入可能容量に十分な余裕があり、灰投入ホッパからの焼却灰散逸を防止する。

焼却灰を充填する灰ドラム缶には、灰レベル高を検出するレベル計を設け、灰ホッパからの灰排出を停止し焼却灰散逸を防止する。

また、排ガスブロア停止等の異常時には警報を発して運転員に異常を知らせるとともに、負圧を維持する排ガス補助ブロアによりバックアップし、焼却炉の運転を自動停止する。

## 2.2 異常時への対応

### (1) 放射能閉じ込め

焼却炉、二次燃焼器、排ガス冷却器、バグフィルタ及び焼却灰取扱設備内は、排ガスブロアおよび排ガス補助ブロアにより負圧に維持し、万一損傷が生じた場合でも、焼却灰が飛散しないようにする。

### (2) 焼却灰散逸時の対応

焼却灰のドラム缶への充填作業は、吸引されているチャンバ内で行うため、焼却灰がドラム缶充填時に散逸したとしても、焼却灰がチャンバ外へ散逸する可能性は少ない。

また、焼却灰取扱設備が破損し焼却灰が飛散しても、補助遮へい壁で囲まれた区画内に保持されているため、周辺公衆へ焼却灰が散逸することはほとんどない。

図一 1 焼却灰取扱設備の概要

雑固体廃棄物焼却設備の設置について

## 1. 工事の概要

放射性廃棄物等の焼却処理を目的として、雑固体廃棄物焼却設備を設置する。

## 2. 工程

年	平成 25 年												平成 26 年												平成 27 年			
月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4
工場製作																												
建屋工事																												
現地据付																												
試運転																												

## 雑固体廃棄物焼却設備に係る確認事項

焼却炉建屋の工事に係る主要な確認項目を表 1 に示す。

表 1 焼却炉建屋の工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
遮へい機能	材料確認	コンクリートの乾燥単位容積質量を確認する。	2.15 g/cm <sup>3</sup> 以上であること。
	寸法確認	遮へい部材の断面寸法を確認する。	遮へい部材の断面寸法が、実施計画に記載されている寸法に対して、JASS 5N の基準を満足すること。
構造強度	材料確認	構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が、実施計画に記載されている設計基準強度に対して、JASS 5N の基準を満足すること。
		鉄筋の材質、強度、化学成分を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
	寸法確認	構造体コンクリート部材の断面寸法を確認する。	構造体コンクリート部材の断面寸法が、実施計画に記載されている寸法に対して、JASS 5N の基準を満足すること。
	据付確認	鉄筋の径、間隔を確認する。	鉄筋の径が実施計画に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。

## 2.18 5・6号機に関する共通事項

### 2.18.1 設備の維持・管理について

5・6号機は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により被災したものの、その被害の大半は津波による海水系設備の損傷であった。

その後、海水系設備の復旧ならびに冷温停止維持に関する設備の健全性確認を進め、現在では、震災前と同等の設備により安定的な冷温停止を維持している状況である。また、冷温停止維持に関する設備と比較し緊急性は少ないものの、冷温停止維持に属さない設備については、状態確認を進めていく予定である。

したがって、5・6号機の設備に関しては、本実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」を遵守しつつ、福島第一原子力発電所第5号機保全計画及び福島第一原子力発電所第6号機保全計画に基づく計画的な機器の保全活動を実施していくと共に、設置変更許可等の許認可の内容に従って、設備を維持・管理していくこととする。

### 2.18.2 要求される機能について

本実施計画に記載のある5・6号機の設備に要求される機能とは、工程(Ⅰ.1.2 参照)に示す冷温停止において維持・管理する機能である。

### 2.18.3 異常時の対応

自然災害（津波）により、冷温停止維持に必要な設備（全交流電源及び海水系設備）のすべてが機能喪失した場合、その状態が継続すると燃料損傷に至る可能性があるため、復旧余裕時間<sup>\*1</sup>である2.7日以内に電源車による既設設備の復旧（電源復旧対応）、消防車による原子炉及び使用済燃料プールへの起動的な注水対応（代替設備対応）を行い、燃料損傷を回避する。（図－1 参照）

<sup>\*1</sup>：崩壊熱により、冷却材の温度が上昇し100℃（使用済燃料プールの水は65℃）に到達する時間。

復旧余裕時間は平成24年10月1日時点の崩壊熱にて算出し、最も短いのは5号機の原子炉である。

詳細については以下の通り。

#### <原子炉>

5号機原子炉（初期温度 40℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は2.7日であり、同様に6号機の復旧余裕時間は3.8日である。

#### <使用済燃料プール>

5号機使用済燃料プール（初期温度 30℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は4.6日であり、同様に6号機の復旧余裕時間は4.6日である。

電源車（5・6号機用として2台以上）は0.P.30m以上の場所に配備されており、5号機タービン建屋2階に設置されている所内低圧母線へ供給可能なケーブルが接続済である。

復旧時に必要な消防車\*2)（5・6号機用として2台以上、消防車用のホースも原子炉建屋内に配備済）は0. P. 30m以上の場所に配備されているが、震災の場合は移動し注水可能な位置に消防車を配置する。消防車の規格放水圧は0. 55MPa以上あり（流量は30m<sup>3</sup>/h以上）、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）の高さは、消防車の位置からそれぞれ5号機が約30m、6号機が約39mである。圧力損失を考慮しても、原子炉及び使用済燃料プールに注水するのに十分な能力を有している。（添付資料 2 別添 1 参照）

また、電源車及び消防車の運転訓練等を実施しており、手順書（体制含む）の整備もされているため復旧余裕時間内に十分対応できるものであると評価している。（注水開始までの所要時間：約42時間（1. 8日程度））

\*2) 消防車：消防車による5号機原子炉及び使用済燃料プールへ注水に必要な水量は、平成24年10月1日の崩壊熱より算出されており、9t/hと評価されている。6号機についても同様に9t/hと評価されており、注水の水源となる純水タンクの最低限の保有水量は263tであることから、5・6号機それぞれ注水可能時間は14時間程度である。なお、上記に加え電源車により既設設備が復旧されれば既設のポンプを用いた注水や、消防車を用いた海水による注水が可能である。

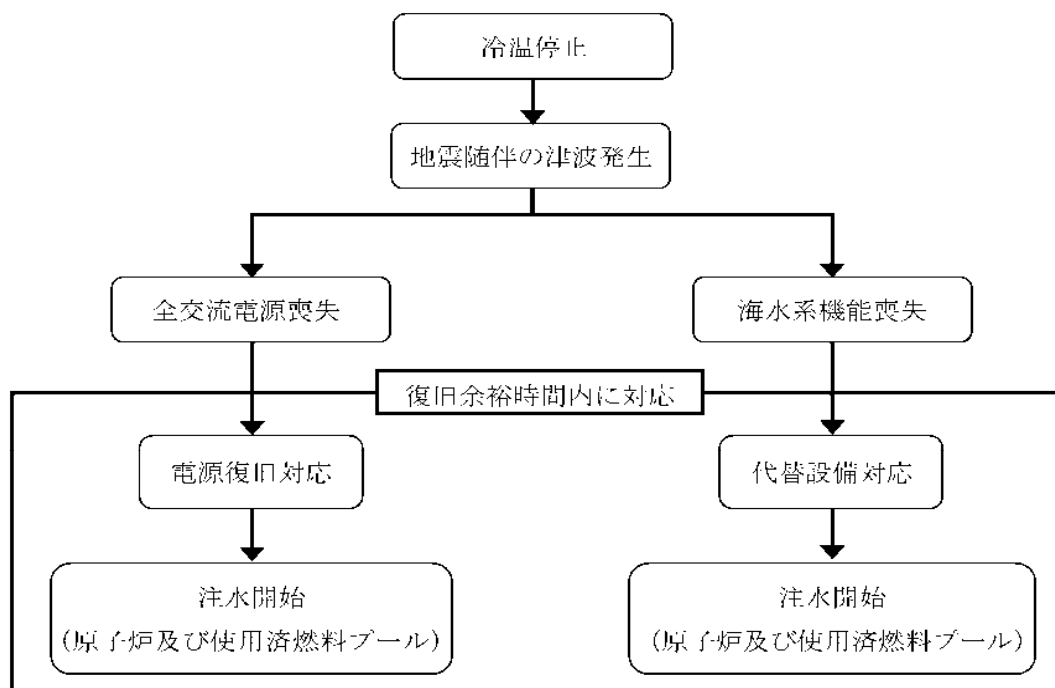


図 1 注水開始までのフローチャート

#### 2. 18. 4 添付資料

添付資料－1 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

添付資料 2 5・6号機の耐震性について

表 1 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設 置 箇 所	分類 (注1)	ウォークメウ <sup>※</sup> の故障(破損状態)	復旧/サービス	復旧状況	使用履歴 (注2)	備 考
2-19	5	③	異常なし	—	—	○	※1) 異常発露や及び主蒸気運転(安全弁等の動作確認はなし) (上記各弁は正常動作であり、弁目材正力(ワンタ)は正常動作している)
2-20	6	③	異常なし	—	—	○	※1) 異常発露や及び主蒸気運転(安全弁等の動作確認はなし) (上記各弁は正常動作であり、弁目材正力(ワンタ)は正常動作している)
2-21	5	①	異常なし	—	—	○	● 復旧済の定義 以下の復旧(健全性確認)プロセスを経て、機器が使用中(または 使用可能)となっている状態のこと。 ・被災にて損傷した機器の修理が完了している。 ・ウォータタウニングにて健全性を確認している。 ・(主に、動的機器) ・ウォータタウニングの健全性確認に加え、復旧プロセス記載の健全性 確認を実施し問題ないことを確認している。 (主に、動的機器、電気品)
2-22	5	③	異常なし	ポンプ/ハンドターニング 運転確認	—	○	※2) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-23	6	③	異常なし	ポンプ/ハンドターニング 運転確認	—	○	※2) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-24	5	①	異常なし	ポンプ/ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-25	6	②	全てのポンプが正常に 動作している	ポンプ/分岐点検 確認	復旧済	△ (配管が一部 浸水あり)	※3) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-26	5	①	異常なし	ポンプ/ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-27	6	②	全てのポンプが正常に 動作している	ポンプ/分岐点検 確認	復旧済	△ (配管が一部 浸水あり)	※3) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-28	5	①	異常なし	ポンプ/ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-29	6	①	異常なし	ポンプ/ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-30	5	①	異常なし	ポンプ/ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-31	6	①	異常なし	ポンプ/ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)
2-32	5	③	異常なし	ポンプ/ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 本機(原力)及び主蒸気(原力)の動作確認が未実施 (動作確認は、復旧済)

計1) ① 現設設備を廃止し、設計上規定内の環境で使用する。即ち設備を現用として設計上規定外の環境で使用  
第1表(旧)中の第2設如  
第2表(改)設備  
計2) ① 設計上規定内の環境で使用する。即ち設計上規定外の環境で使用  
第1表(旧)中の第2設如  
第2表(改)設備

米) カ、ハ、ク、ケ、コ、







表ー4 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設 備	分類 (注1)	ウォークダウン の結果(破損状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用状況 (注2)	備 考
5	放射性液体廃棄物処理系	③	異常なし	ポンプ/バンドタワーニング 設備確認	一部未復旧あり	○	※1)本機内機器より、部分冷却水 4 系統被覆管に破損(目視確認)は無い。だが未復旧であり、発生する廃液を、機器でコンテナにて処理予定
2・3・6	放射性液体廃棄物処理系	③	設備が、冷却水 (注2)に不足(異常なし)		未復旧あり	△ (設備が一部 冷却水不足)	※1)本機内機器より、部分冷却水は、6系統計 4 系統被覆管に破損(目視確認)は無い。発生する廃液を、5号機の機器でコンテナにて処理可能
5・6	仮設設備(冷却水貯留設備)	④	仮設設備を設置し、建室内溜留水の処理を行っている			○	
5	計測制御設備	①	異常なし	計器:点検・校正	復旧済	○	
6	制御制御設備	①	異常なし	計器:点検・校正	復旧済	○	

※)ウォークダウン:  
設備に備わっている機器の  
破損・故障の状況を確認すること

(注1) ①:既設設備を代用し、設備・配管等の破損で発生する  
②:既設設備が復旧しているが、設計上想定外の環境で使用  
③:本機内(復旧中)の破損設備  
④:仮設設備

(注2) ①:設計上想定内の環境で使用  
②:設計上想定外の環境で使用

## ５・６号機の耐震性について

## 1. はじめに

５・６号機の使用済燃料については、使用済燃料共用プールへ搬出する計画であるが、燃料管理の一元化を図り５・６号機全体の安全性を高めることを目的として、準備（燃料交換機等の復旧）が整い次第、炉内の燃料を使用済燃料プールに移動させることとする。（別添 １ 参照）

燃料移動にあたっては、使用する設備の本震<sup>※</sup>後点検評価ならびに必要な応じた補修を実施し、健全性確認を行うものとする。また、消防車による機動的対応と併せることで、自然災害（津波）に対する安全性確保を図る。

※）本震：平成 23 年 3 月 11 日に発生した三陸沖を震源とする東北地方太平洋沖地震を示す

## 2. 耐震性評価について

使用済燃料共用プールへの燃料搬出においては、１～４号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で燃料搬出を行うため、使用済燃料プールでの燃料保管が一定期間継続することが想定される。そのため、燃料貯蔵に必要な部分の耐震性評価を行っていく。表－１に対象範囲及び評価項目を示す。（Ⅰ.1.2 参照）

なお、冷温停止維持に必要な設備の安全性については、これまでの各設備の耐震性評価結果ならびに点検結果等を踏まえて総合的に確認していく。

表－１ 耐震性評価の対象範囲と評価項目

対象範囲	評価項目	備考
原子炉建屋 天井クレーン	・ 地震を受けても落下しないことの確認	燃料移動作業開始前に 点検・補修を行う。
燃料交換機	・ 地震を受けても落下しないことの確認	燃料移動作業開始前に 点検・補修を行う。
燃料貯蔵設備	・ 使用済燃料プールの構造強度評価 ・ 使用済燃料ラックの構造強度評価に基づく貯蔵燃料の未臨界評価	

## 3. 現状の耐震性について

以下に、これまでの５・６号機の耐震性評価状況を示す。これらを総合的に勘案し、現状、基準地震動レベルの地震を受けたとしても、５・６号機の安全機能が直ちに損なわれることはないと判断している。（別添－２ 参照）

(1) 平成 18 年耐震設計審査指針改訂への対応状況

5・6 号機については、主要な 7 施設の基準地震動  $S_s$  に対する耐震性評価を行い、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る耐震安全性を確認した。それらは、取りまとめて中間報告書として原子力安全・保安院へ提出し、その内、5 号機の中間報告書は、原子力安全・保安院および原子力安全委員会の審査が完了した。

(2) 本震の影響評価

5 号機については、耐震 S クラス設備全般について、本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し、評価対象設備の機能維持を確認した。6 号機については、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な設備について本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し、評価対象設備の機能維持を確認した。また、5・6 号機そのものは、現在に至るまで、安定的に冷温停止を維持しており、耐震安全性を確保できているものと判断する。

(3) 設計条件

5・6 号機は、既往地震波（エルセントロ等）の最大加速度振幅を 180Gal に基準化した地震動を建設時建屋モデルに直接入力することで耐震設計が行われていた。この耐震設計条件は、今回の本震や基準地震動と比較しても、同等以上の条件である。それに加え、建設時設計当時は、配管の減衰定数に関するデータが少なかったことから、設計に用いる減衰定数を保守的に一律 0.5% に設定しており、建設時の設定の方が保守的であった。（現在は、サポートや保温材の施工状況に応じて 0.5%～3.0% が用いられている）

4. 別添

別添 1 使用済燃料プールでの燃料集中管理の安全性について

別添 2 5・6 号機 現状設備の耐震安全性について

## 使用済燃料プールでの燃料集中管理の安全性について

5・6号機において燃料を使用済燃料プールに集中管理することに対する安全性について、原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失を想定し、炉内燃料を現状のまま保管継続した場合と使用済燃料プールに移動した場合における有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕の比較に基づき説明する。

## 1. 条件

- ・初期温度：原子炉 40℃，使用済燃料プール 30℃。
- ・崩壊熱：原子炉は炉内燃料分，使用済燃料プールは炉内燃料を全て使用済燃料プールに移動した後の状態である炉内燃料分＋使用済燃料分の崩壊熱を考慮する。（平成 24 年 10 月 1 日時点の崩壊熱）
- ・使用済燃料プールゲートは閉。

## 2. 原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕は表 1 のとおり。

表 1 原子炉及び使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部  
に至るまでの時間的余裕

	5 号機	6 号機
原子炉	13 日程度	16 日程度
使用済燃料プール	35 日程度	34 日程度

## 3. まとめ

冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕は、炉内燃料を全て使用済燃料プールに移動したとしても、使用済燃料プールの方が長いため、使用済燃料プールでの集中管理は安全性向上に資するものである。

また、万が一、自然災害（津波）を受け冷却機能が喪失した場合は、消防車による機動的な対応を行うこととなるが、使用済燃料プールへの注水は、使用済燃料プールが大気開放されていることから、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）に消防車用のホースを引き回すことにより、容易に注水することが可能である。

この注水の容易性からみても、使用済燃料プールでの集中管理は安全性向上に資するものといえる。

## 5・6号機 現状設備の耐震安全性について

## 1. 5号機

耐震設計審査指針改訂に伴う耐震安全性評価の一環で、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な7施設に関して基準地震動S<sub>s</sub>に対して耐震安全性を確保していることを確認した<sup>\*1</sup>。また、本震の観測記録が基準地震動S<sub>s</sub>をわずかに上回ったことに鑑み、耐震Sクラス設備全般について、本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い、本震に対する耐震安全性を確認した<sup>\*2</sup>。さらに、本震後の設備状態把握を目的としたウォークダウンを実施した結果、地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね0.05～0.20秒程度）の範囲では、建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル、または、本震の応答スペクトルが、現在の技術水準による減衰定数を設定すれば、基準地震動S<sub>s</sub>のスペクトルを上回っている。

なお、0.07～0.08秒近辺で基準地震動S<sub>s</sub>のスペクトルが、建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル及び本震の応答スペクトルをわずかに上回る<sup>\*3</sup>が、建設時の耐震裕度や本震後のウォークダウンで確認した健全な設備の状態を考慮すると、プラントの耐震安全性に影響がないものとする。以上のことから、現状の5号機の冷温停止に関する設備は、基準地震動S<sub>s</sub>に対しても耐震安全性を確保できるものと判断する。（図

## 1 参照）

\*1：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者等からの報告等について（原子力安全・保安院 平成20年3月31日 別添2「東京電力株式会社福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所 中間報告概要」）

\*2：平成23年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて（添付2（原子力安全・保安院 平成24年2月16日））

\*3：基準地震動S<sub>s</sub>が設計条件もしくは本震を上回るのは10%程度であるが、概ね、設計の際には許容応力が計算応力に対して20～30%の余裕を持っているため、安全上の問題とはならないと判断する。

## 2. 6号機

5号機と同様、耐震設計審査指針改訂に伴う耐震性評価の一環で、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な7施設に関して基準地震動S<sub>s</sub>に対して耐震安全性を確保していることを確認した<sup>\*4</sup>。

\*4：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者からの報告について（原子力安全・保安院 平成21年6月19日）

福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所 耐震安全性評価結果中間報告書（改訂版）等の一部修正の概要（東京電力株式会社 平成22年4月19日）

さらに、本震の観測記録が得られたことに鑑み、同じく主要な7施設の本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い、本震に対する安全性を確認した\*5。また、本震後の設備状態把握を目的としたプラントウォークダウンを実施した結果、地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね0.05～0.20秒程度）の範囲では、建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトルが、現在の技術水準による減衰定数を設定すれば、基準地震動S<sub>s</sub>のスペクトルを上回っており、6号機については、個別に設備の評価を行わなくても、現状の冷温停止に関連する設備は、基準地震動S<sub>s</sub>に対して耐震安全性を確保できるものと判断する。（図 1 参照）

\* 5：平成23年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて（添付2（原子力安全・保安院 平成24年2月16日）



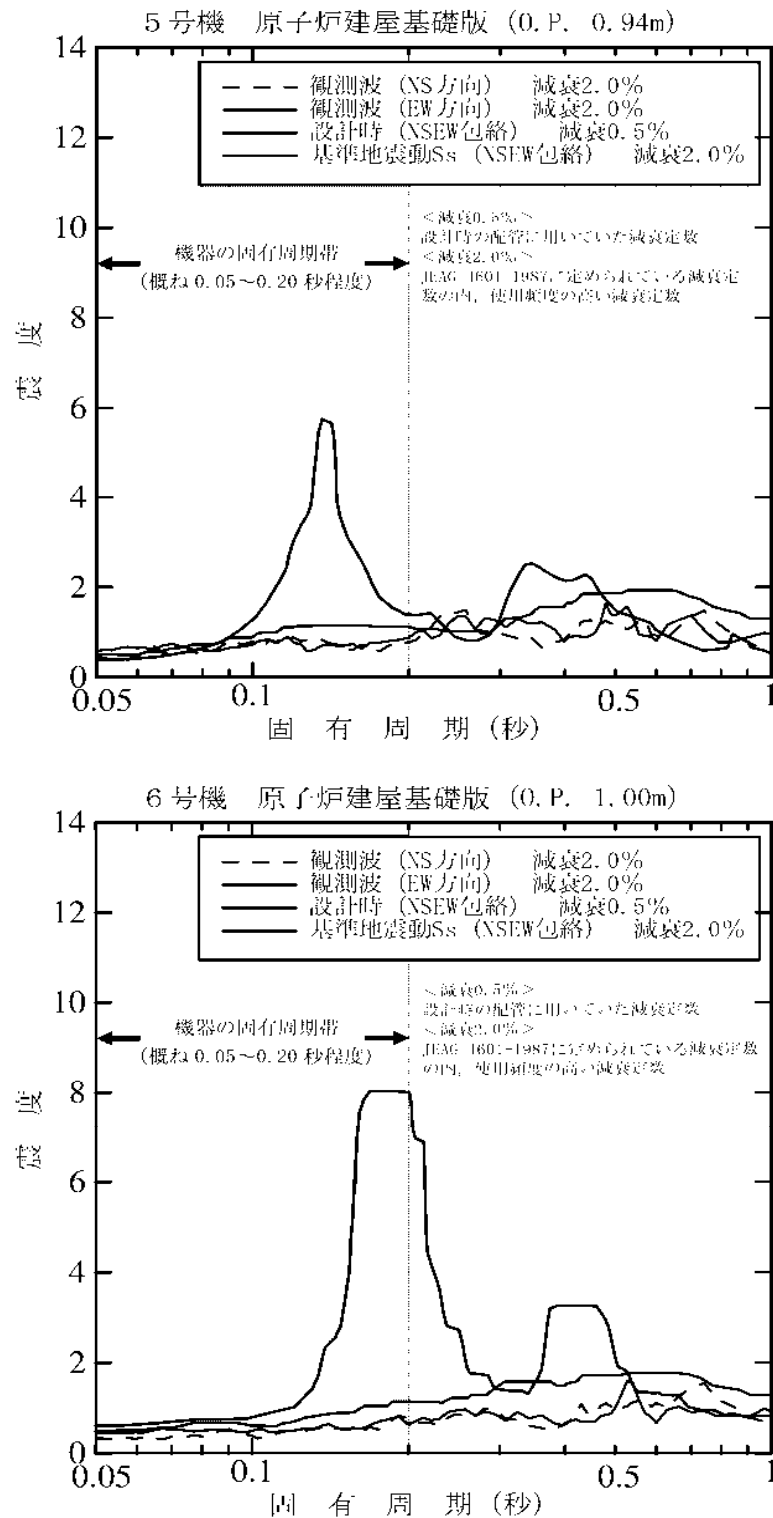


図-1 床応答スペクトルの比較及び機器の固有周期帯について

## 2.19 5・6号機 原子炉圧力容器

### 2.19.1 系統の概要

原子炉圧力容器は、通常運転時の温度及び圧力に十分耐えるよう設計されており、原子炉冷却系統設備の故障等により、万一、冷温停止が維持できなくなった場合においても、冷却材圧力バウンダリを形成し、燃料棒の温度上昇を緩和することができる。

#### [系統の現況]

5・6号機の原子炉圧力容器は、ベント弁が全開状態にあり大気開放状態となっているものの、ベント弁を除く冷却材圧力バウンダリは、構成されている。また、主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁等の動作確認を実施していないが、全閉状態であり、震災後の外観点検にて、異常がないこと及び原子炉水位の低下が発生していないことから冷却材圧力バウンダリは維持されていると考える。（添付資料 1, 2 参照）

なお、冷温停止中は冷却材の温度及び原子炉圧力容器の圧力上昇は考えにくいですが、万一、自然災害（津波）により冷温停止が維持できなくなった場合においても、ベント弁を全閉状態にすることは可能であり、消防車による機動的な対応により、燃料損傷を回避することが可能である。（Ⅱ.2.18 参照）

### 2.19.2 要求される機能

原子炉圧力容器を含む冷却材圧力バウンダリからの放射性物質を含む冷却材の漏えいが無く、冷温停止を維持することが可能であること。

### 2.19.3 主要な機器

#### (1) 5号機

##### a. 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

#### (2) 6号機

##### a. 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第17回工事計画変更認可申請書(52資庁第11661号 昭和52年10月17日認可)

### 2.19.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第4回工事計画認可申請書(48公第1787号 昭和48年4月7日認可)

工事計画認可申請書(平成11・10・12資第18号 平成11年11月30日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(2) 6号機

建設時第6回工事計画認可申請書(50資庁第8249号 昭和50年10月20日認可)

建設時第6回工事計画変更認可申請書(51資庁第6576号 昭和51年8月4日認可)

建設時第17回工事計画変更認可申請書(52資庁第11661号 昭和52年10月17日認可)

2.19.5 添付資料

添付資料 1 冷却材圧力バウンダリを構成する機器

添付資料ー2 冷却材圧力バウンダリ概要図

## 冷却材圧力バウンダリを構成する機器

### 1. 5号機

#### (1) 残留熱除去系

残留熱除去系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(II.2.22 参照)

#### (2) 炉心スプレイ系

炉心スプレイ系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(II.2.23 参照)

#### (3) 原子炉冷却材浄化系

原子炉冷却材浄化系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(II.2.25 参照)

#### (4) 原子炉再循環系

原子炉再循環系の主配管・主要弁については、工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官 8 第 562 号 平成 9 年 1 月 13 日届出)

工事計画届出書(総官発 11 第 239 号 平成 11 年 9 月 30 日届出)

建設時第 6 回工事計画軽微変更届出書(総官第 33 号 昭和 49 年 4 月 6 日届出)

#### (5) 主蒸気系

主蒸気系の主配管・主蒸気逃がし安全弁・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第 9 回工事計画認可申請書(48 資庁第 2745 号 昭和 48 年 11 月 19 日認可)

工事計画認可申請書(平成 20・10・24 原第 21 号 平成 20 年 11 月 20 日認可)

建設時第 11 回工事計画変更認可申請書(49 資庁第 21842 号 昭和 50 年 3 月 4 日認可)

#### (6) 給水系

給水系の主配管・主要弁については、工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第 5 回工事計画変更認可申請書(49 資庁第 1067 号 昭和 49 年 4 月 26 日認可)

(7) 高圧注水系

高圧注水系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)

建設時第12回工事計画変更認可申請書(50 資庁第 2959 号 昭和 50 年 5 月 31 日認可)

(8) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系の主配管・主要弁については、工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第12回工事計画変更認可申請書(50 資庁第 2959 号 昭和 50 年 5 月 31 日認可)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第 237 号 昭和 50 年 6 月 20 日届出)

(9) 制御棒駆動系

制御棒駆動系的主配管については、工事計画軽微変更届出書により確認している。

(Ⅱ.2.21 参照)

2.6 号機

(1) 残留熱除去系

残留熱除去系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(Ⅱ.2.22 参照)

(2) 低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系的主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(Ⅱ.2.23 参照)

(3) 原子炉冷却材浄化系

原子炉冷却材浄化系的主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(Ⅱ.2.25 参照)

(4) 原子炉再循環系

原子炉再循環系的主配管・主要弁については、工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第 2 1 回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

建設時第 1 2 回工事計画軽微変更届出書(総官第 263 号 昭和 52 年 5 月 25 日届出)

(5) 主蒸気系

主蒸気系の主配管・主蒸気逃がし安全弁・主要弁については、工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第 1 0 回工事計画変更認可申請書(51 資庁第 14364 号 昭和 52 年 1 月 24 日認可)

建設時第 2 1 回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

建設時第 1 9 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1268 号 昭和 52 年 12 月 12 日届出)

(6) 給水系

給水系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第 7 回工事計画認可申請書(50 資庁第 11083 号 昭和 50 年 10 月 23 日認可)

建設時第 1 9 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1268 号 昭和 52 年 12 月 12 日届出)

(7) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系の主配管・主要弁については、工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第 1 5 回工事計画軽微変更届出書(総官第 446 号 昭和 52 年 6 月 30 日届出)

(8) 原子炉隔離時冷却系

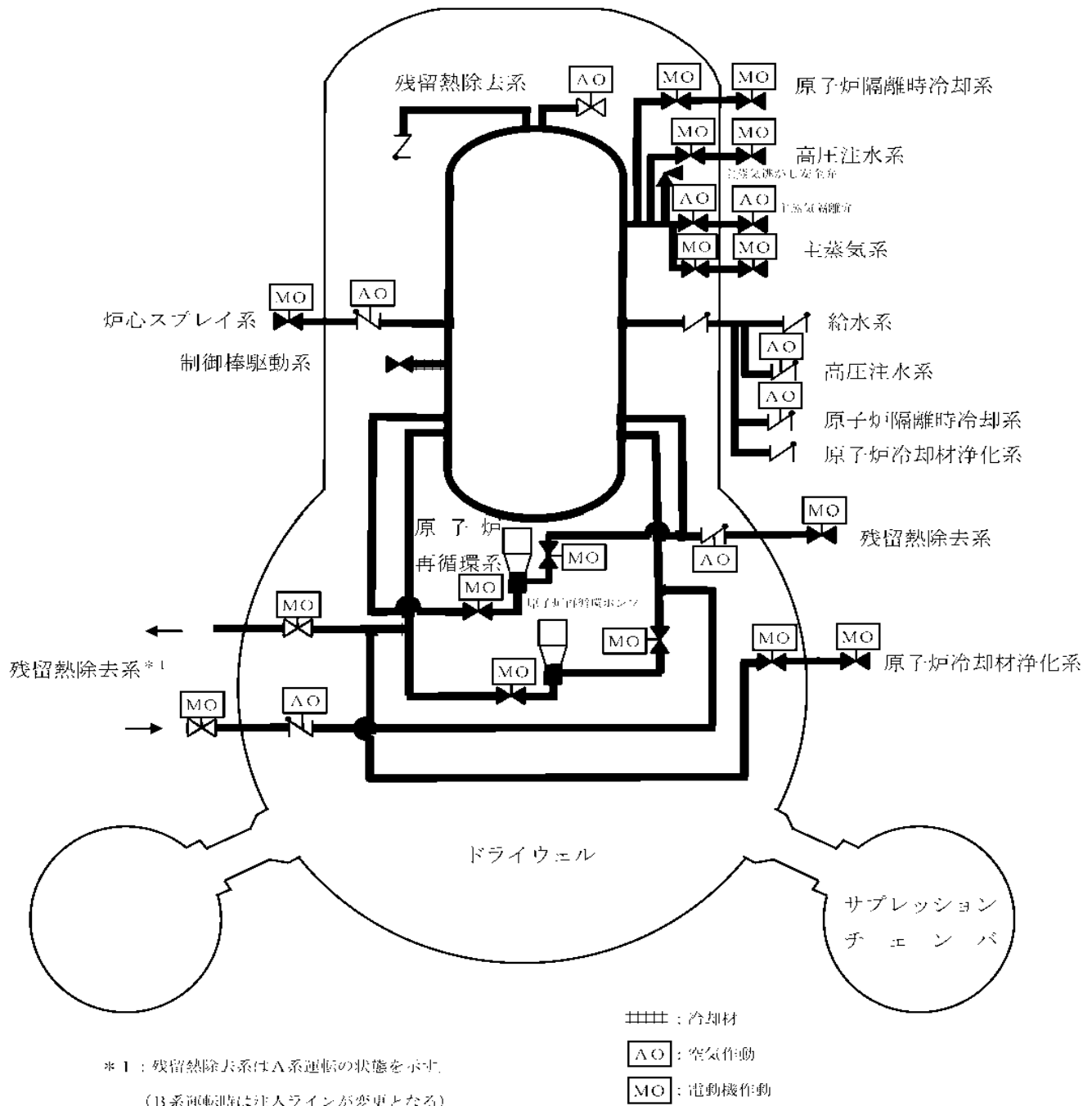
原子炉隔離時冷却系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成 21・01・07 原第 6 号平成 21 年 3 月 4 日認可)

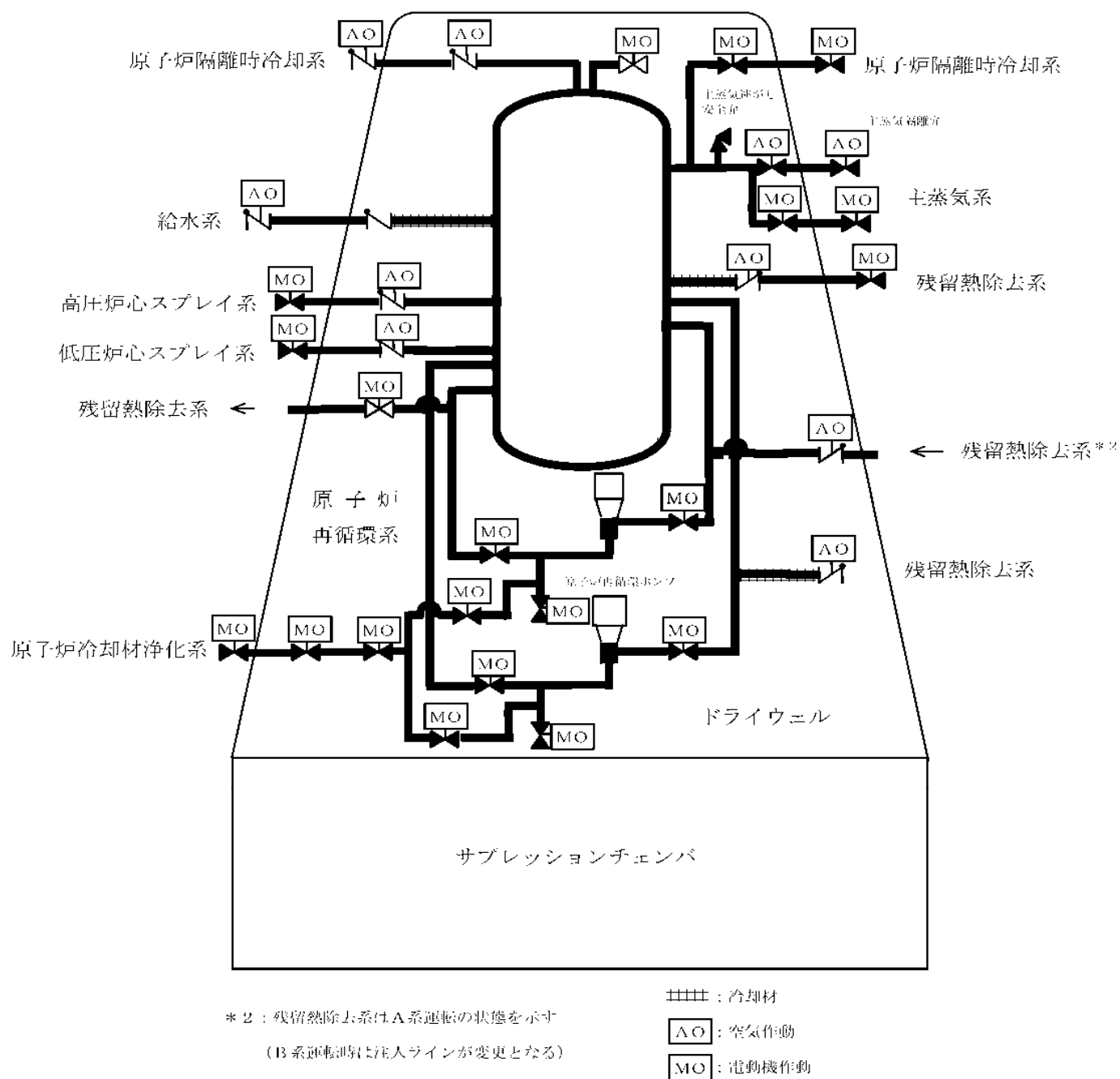
工事計画届出書(総官発 15 第 230 号 平成 15 年 9 月 29 日届出)

工事計画届出書(総官発 20 第 254 号 平成 21 年 1 月 7 日届出)

建設時第 1 9 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1268 号 昭和 52 年 12 月 12 日届出)



図－1 5号機 冷却材圧力バウンダリ概要図



図－2 6号機 冷却材圧力バウンダリ概要図



## 2.20 5・6号機 原子炉格納施設

### 2.20.1 系統の概要

原子炉格納施設は、工学的安全施設の一つであり、原子炉格納容器設計用の想定事象時に発生する放射性物質を原子炉格納容器で隔離し、所定の漏えい量以下に抑えることによりその放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制する機能をもつ。原子炉格納施設は、原子炉格納容器（一次格納施設）ならびに原子炉建屋（二次格納施設）で構成されている。

#### (1) 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器は、冷却材喪失事故のなかで、もっとも過酷な原子炉再循環配管 1 本の完全破断がおこり、破断両端口から冷却材が最大流量で放出されることを仮定して設計されている。その際ドライウエル圧力の上昇が抑制され、放出された放射性物質は原子炉格納容器内に保留される。

#### (2) 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋の大物搬入口及び所員エアロックは、電氣的にインターロックされた二重扉になっており、その他すべての貫通部も十分シールされているので原子炉建屋は気密性が高い。事故時には、原子炉建屋は非常用ガス処理系によって負圧に保たれるので、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺にフィルタを通らずに直接放出されることはない。（添付資料 1 参照）

#### 〔系統の現況〕

現状、原子炉格納容器のハッチ類は開放されており、原子炉格納容器内の機器において不具合が発生した場合、早期発見ならびに目視による確認が可能である。

さらに、機器の点検や巡視点検の際、原子炉格納容器内へのアクセスも可能となり、ハッチ類を閉鎖するより原子炉格納容器内機器の状況の的確な把握及び不適合が発生した場合における対応が迅速に図られることから、ハッチ類は現状の通り開放状態を維持する。

また、原子炉の冷温停止では、ジルコニウム－水反応による水素の大量発生は考えられないことから、原子炉格納容器のバウンダリを形成し窒素（窒素ガス供給系）を封入する必要はなく、可燃性ガス濃度制御系についても必要としない。

#### 2.20.2 要求される機能

原子炉建屋は、大物搬入口及び所員エアロックを閉鎖した状態で、原子炉建屋常用換気系または非常用ガス処理系により、負圧に維持することが可能であること。

なお、原子炉格納容器に対するバウンダリ機能については必要としない。

#### 2.20.3 主要な機器

##### (1) 5号機

###### a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第1回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

###### b. 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第2回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

##### (2) 6号機

###### a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第8回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)

建設時第14回工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

###### b. 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第1回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第8回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)

建設時第14回工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

建設時第1回工事計画軽微変更届出書(総官第451号 昭和48年7月26日届出)

#### 2.20.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

建設時第1回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

建設時第1.1回工事計画変更認可申請書(49資庁第21842号 昭和50年3月4日認可)

建設時第1.2回工事計画変更認可申請書(50資庁第2959号 昭和50年5月31日認可)

建設時第2.3回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

建設時第2.6回工事計画変更認可申請書(52資庁第1839号 昭和52年3月29日認可)

建設時第1回工事計画軽微変更届出書(総官第829号 昭和47年11月9日届出)

建設時第1.3回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

建設時第1回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

建設時第2回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

(2) 6号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

建設時第1回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第3回工事計画変更認可申請書(49資庁第18331号 昭和49年10月14日認可)

建設時第8回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)

建設時第2回工事計画軽微変更届出書(総官第57号 昭和49年4月15日届出)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

建設時第1回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第5回工事計画軽微変更届出書(総官第70号 昭和50年4月17日届出)

2. 20. 5 添付資料

添付資料－1 原子炉建屋（二次格納施設）について

原子炉建屋（二次格納施設）について

二次格納施設である原子炉建屋の大物搬入口及び所員エアロックは、電氣的にインターロックされた二重扉であり、原子炉建屋の気密性維持については、その設計・機能に変わらないことを、福島第一原子力発電所 5・6 号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

## 2.21 5・6号機 制御棒及び制御棒駆動系

### 2.21.1 系統の概要

制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉の出力制御及び反応度補償として制御棒の位置調整、原子炉スクラムとして制御棒を炉心内に急速に挿入する機能をもつ。

制御棒は、炉心の最大過剰反応度を十分制御出来るよう5号機で137本、6号機で185本設置されている。

制御棒駆動系は、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系、水圧制御ユニット及びスクラム排出容器等にて構成され、通常の運転操作に必要な速度で制御棒を炉心に挿入（あるいは引抜き）すると共に、緊急時は急速に制御棒を原子炉内に挿入するスクラム動作を行う。

#### [系統の現況]

5・6号機は制御棒の全数が全挿入状態、水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉であり、制御棒は動作できない状態（原子炉の臨界未満の維持）となっている。

また、5・6号機の制御棒駆動水ポンプは復旧済みであるが、冷温停止を維持するために必要な系統ではないこと及び水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉であることから、系統機能としては復旧していない。なお、燃料移動時には健全性を確認しながら制御棒駆動系の系統機能を復旧する。（添付資料－1 参照）

### 2.21.2 要求される機能

制御棒を全挿入位置で保持し、原子炉を臨界未満に維持できること。

### 2.21.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 制御棒

制御棒については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成13・09・17原第4号 平成13年11月13日認可)

##### b. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(55資庁第1815号 昭和55年5月2日認可)

##### c. 制御棒駆動水圧系

###### (a) 制御棒駆動水フィルタ

制御棒駆動水フィルタについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b) 制御棒駆動水ポンプ

制御棒駆動水ポンプについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月7日届出)

d. 水圧制御ユニット

水圧制御ユニットについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)

e. スクラム排出容器

スクラム排出容器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

工事計画認可申請書(平成11・09・30資第25号 平成11年11月5日認可)

建設時第27回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)

(2) 6号機

a. 制御棒

制御棒については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成11・03・05資第80号 平成11年3月31日認可)

b. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

c. 制御棒駆動水圧系

(a) 制御棒駆動水フィルタ

制御棒駆動水フィルタについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

(b) 制御棒駆動水ポンプ

制御棒駆動水ポンプについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

d. 水圧制御ユニット

水圧制御ユニットについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第2373号 昭和60年3月26日認可)

e. スクラム排出容器

スクラム排出容器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

工事計画認可申請書(平成15・08・28原第13号 平成15年10月3日認可)

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

2.21.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第10回工事計画認可申請書(49資庁第478号 昭和49年4月8日認可)

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第5283号 昭和57年4月16日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第373号 平成元年2月10日認可)  
工事計画認可申請書(2資庁第7778号 平成2年7月2日認可)  
工事計画認可申請書(平成11・09・30資第25号 平成11年11月5日認可)  
工事計画認可申請書(平成13・09・17原第4号 平成13年11月13日認可)  
建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)  
建設時第7回工事計画変更認可申請書(49資庁第4376号 昭和49年6月12日認可)  
建設時第17回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)  
建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月17日届出)  
建設時第27回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)  
建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

## (2) 6号機

建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)  
建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)  
工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)  
工事計画認可申請書(58資庁第17157号 昭和59年1月20日認可)  
工事計画認可申請書(59資庁第2198号 昭和59年3月27日認可)  
工事計画認可申請書(60資庁第2373号 昭和60年3月26日認可)  
工事計画認可申請書(元資庁第7984号 平成元年9月7日認可)  
工事計画認可申請書(平成10・03・10資第29号 平成10年3月25日認可)  
工事計画認可申請書(平成11・03・05資第80号 平成11年3月31日認可)  
工事計画認可申請書(平成15・08・28原第13号 平成15年10月3日認可)  
建設時第27回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)  
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文登官第636号 昭和53年8月31日届出)

## 2.21.5 添付資料

- 添付資料 1 5・6号機 制御棒駆動系の一部未復旧期間における臨界未満の維持について
- 添付資料 2 系統概要図

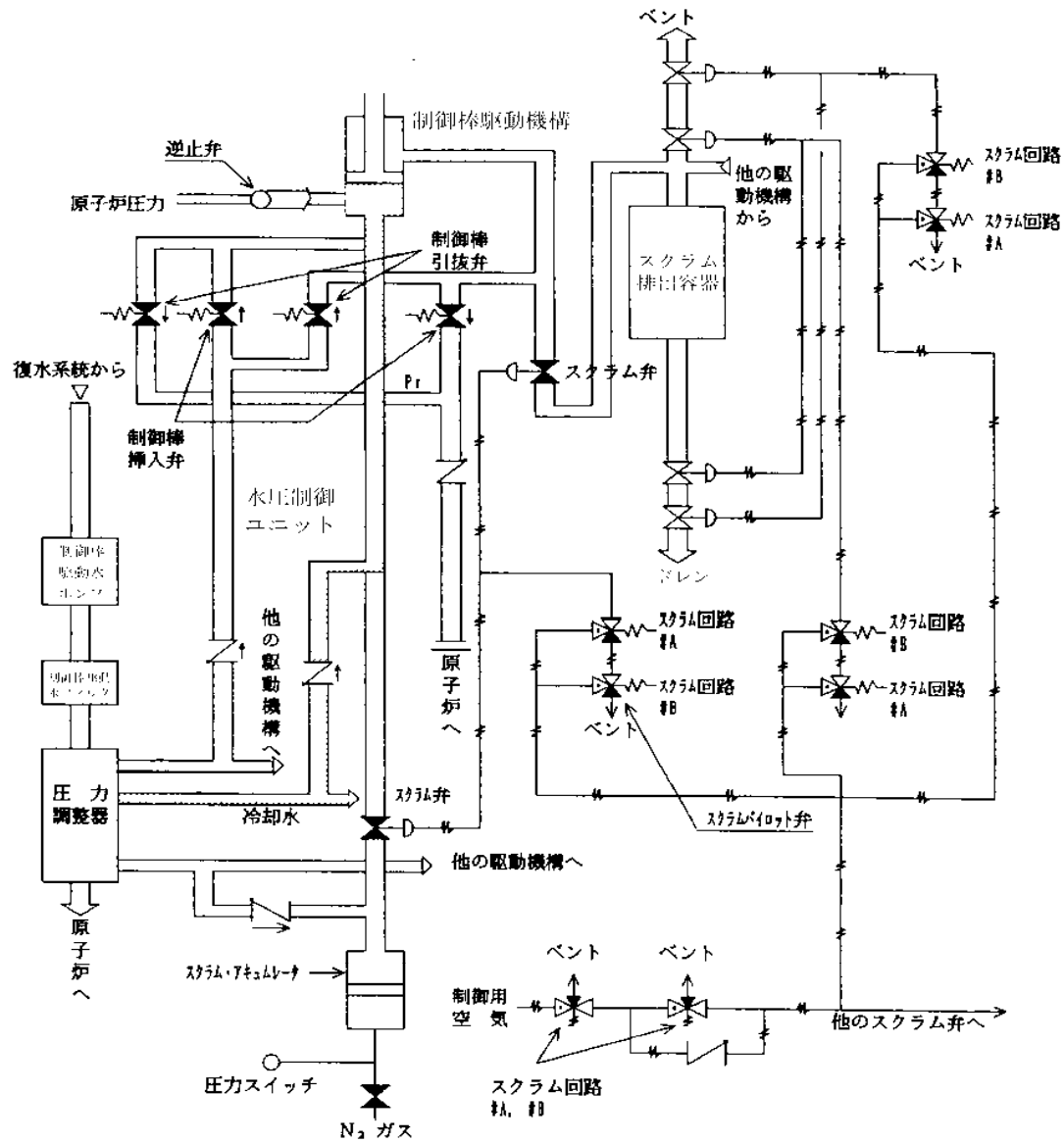


5・6号機 制御棒駆動系の一部未復旧期間における臨界未満の維持について

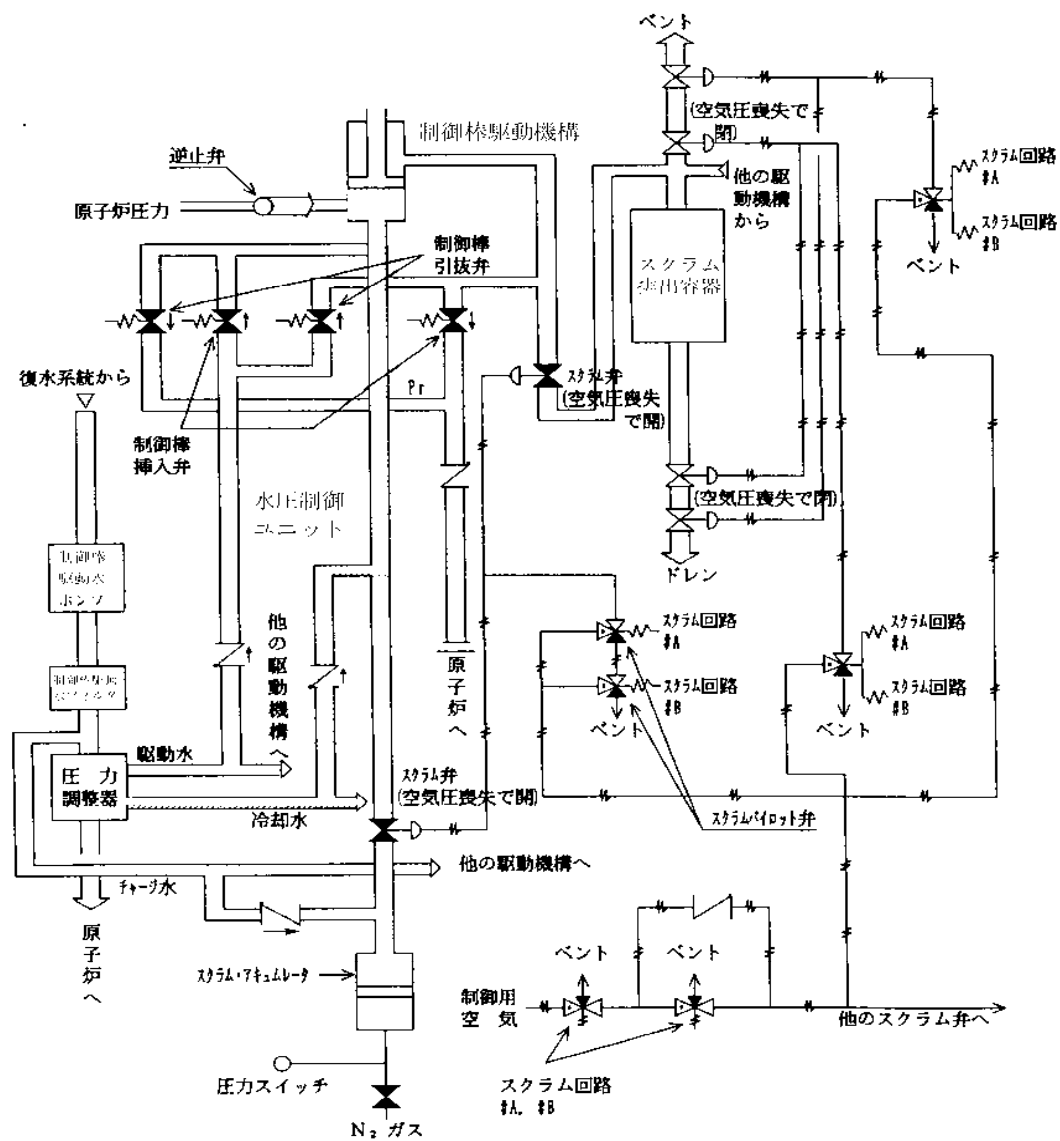
5・6号機は制御棒の全数が全挿入状態、水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉、かつ意図せず操作できない管理となっている。これに加え、制御棒駆動機構は一度挿入動作をしない限り、機械的に引抜き動作ができない構造であることから、制御棒が引抜かれることはない。

また、この状態において、最大価値を有する制御棒 1 本が引抜かれた場合でも、下記により、原子炉が臨界にならない。

- ・震災当時は定期検査期間中であり、原子炉停止余裕検査にて最大価値を有する制御棒 1 本を引抜き、原子炉が臨界にならないことを確認していること。
- ・震災後から現在に至るまで炉心変更（炉内燃料の配置変更）を行っていないことから、上記の停止余裕は有効であると判断できること。



図－1 5号機 制御棒駆動系 系統概要図



図－２ ６号機 制御棒駆動系 系統概要図

## 2.22 5・6号機 残留熱除去系

### 2.22.1 系統の概要

残留熱除去系は、原子炉停止後の炉心の崩壊熱及び原子炉圧力容器・配管・冷却材中の保有熱を除去、原子炉冷却材喪失時等の炉心冷却等を行う。

残留熱除去系は、2系列（6号機は3系列）からなり、2基の熱交換器、4台のポンプ（6号機は3台）及び4台の海水ポンプ等から構成されている。

この系は、その運転方法により、原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器冷却モード（6号機は格納容器スプレイ冷却モード）ならびに使用済燃料プール水の冷却及び補給の各機能を有する。（Ⅱ.2.27 参照）

#### 〔系統の現況〕

残留熱除去系の系統機能は復旧済みであり、残留熱除去海水系ポンプ（5号機：4台、6号機：4台）は5・6号機各1台（予備は各3台）の運転により、原子炉の安定的な冷温停止を維持している。また、運転中に当該ポンプが故障した場合は、予備のポンプ1台を起動する（切り替える）ことによって原子炉の冷却は維持可能である。

しかしながら、震災の津波により取水路内に流入した瓦礫類を完全に除去出来ていない可能性があることから、取水口の点検中（当該ポンプの半数である2台が使用できない状況）において、運転中のポンプに何らかの不適合が発生した場合は、予備ポンプがない状態となる。

このため、冷温停止の維持に影響を及ぼす当該ポンプに不適合が発生した場合に備え、震災時に実績のある仮設水中ポンプを配備し、残留熱除去海水系の信頼性向上を図っている。

また、残留熱除去海水系配管の一部には、トレンチ内で津波による没水部位があり、設備の健全性は系統流量や温度監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料 1 参照）

### 2.22.2 要求される機能

残留熱除去系は原子炉停止時に崩壊熱の除去機能（原子炉停止時冷却モード）を有し、冷温停止を維持出来ること。また、使用済燃料プール内の崩壊熱を除去できること。

なお、冷温停止においては格納容器冷却モード（6号機は格納容器スプレイ冷却モード）の機能は必要としておらず、低圧注水モードについては、Ⅱ.2.23 参照。

### 2.22.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

#### (1) 5号機

##### a. ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

##### b. ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

##### c. 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

##### d. ポンプ(残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

##### e. ストレーナ(残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

##### f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

g. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

h. 仮設水中ポンプ(残留熱除去海水系)

仮設水中ポンプについては、以下の工事の届出書により確認している。  
電気事業法第47条第4項による工事の届出書(総管発24第245号 平成24年11月8日届出)

(2) 6号機

a. ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

b. ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

c. 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書(平成15・12・09原第9号 平成16年3月8日認可)

d. ポンプ(残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

e. ストレーナ(残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第21回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
工事計画認可申請書(平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可)  
工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)  
工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)  
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

g. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

h. 仮設水中ポンプ(残留熱除去海水系)

仮設水中ポンプについては、以下の工事の届出書により確認している。  
電気事業法第47条第4項による工事の届出書(総管発24第245号 平成24年11月8日届出)

2.22.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)  
工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)  
工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)  
工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)  
工事計画認可申請書(平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可)  
工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)  
建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)  
建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)  
建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)  
建設時第10回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)  
建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(2) 6号機

建設時第3回工事計画認可申請書(49資庁第17943号 昭和49年11月12日認可)  
建設時第5回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)  
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)  
建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)  
建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

工事計画認可申請書(平成12・12・19資第37号 平成12年12月27日認可)  
工事計画認可申請書(平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可)  
工事計画認可申請書(平成15・12・09原第9号 平成16年3月8日認可)  
工事計画認可申請書(平成19・07・04原第6号 平成19年9月11日認可)  
建設時第10回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)  
建設時第11回工事計画変更認可申請書(52資庁第5413号 昭和52年6月16日認可)  
建設時第24回工事計画変更認可申請書(53資庁第9792号 昭和53年8月25日認可)  
建設時第27回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)  
工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)  
工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)  
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)  
建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)  
建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

#### 2.22.5 添付資料

- 添付資料 1 残留熱除去海水系の一部没水配管における健全性評価について  
添付資料 2 系統概要図



### 残留熱除去海水系の一部没水配管における健全性評価について

残留熱除去海水系配管は、材質が炭素鋼であるが、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから、塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお、配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし、ここでは、外面からの配管の腐食について評価する。

まず、5号機及び6号機の工事計画軽微変更届出書では、配管の肉厚（5号機：11.7mm、6号機：11.1mm）及び必要肉厚（5号機：7.8mm、6号機：8.1mm）の記載<sup>\*1</sup>がある。これまでは、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、配管が海水中に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック<sup>\*2</sup>によれば、海水中では腐食速度は0.1mm/年、飛沫帯では0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は5号機で約13年、6号機で約10年となると予測される。

\*1：以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

5号機：建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

6号機：建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

\*2：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49（1995）。

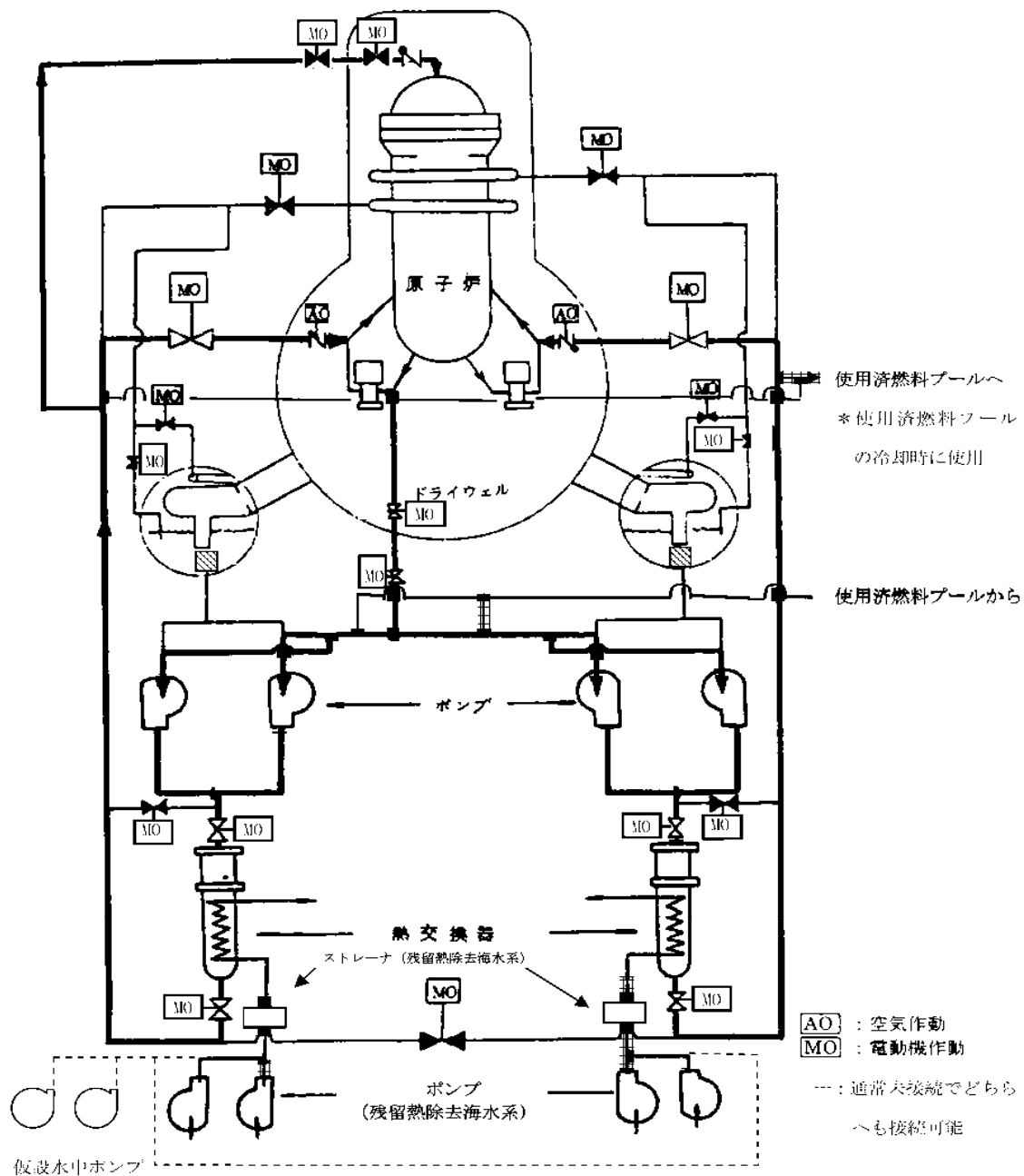
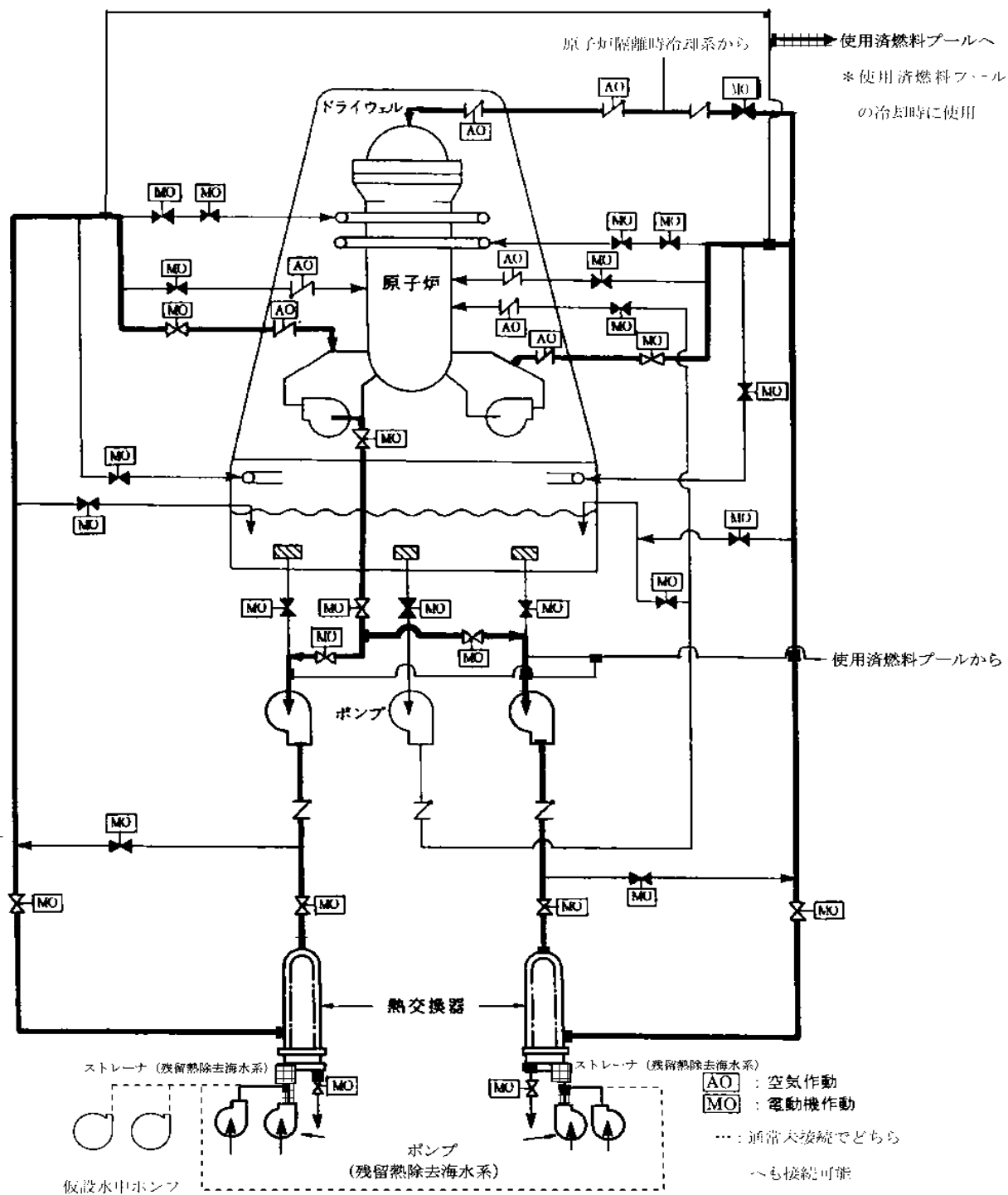


図- 1 5号機 残留熱除去系 系統概要図



図ー 2 6号機 残留熱除去系 系統概要図

## 2.23 5・6号機 非常用炉心冷却系

### 2.23.1 系統の概要

非常用炉心冷却系は、冷却材喪失時の燃料の重大な損傷を防止し、ジルコニウム－水反応を極力抑え、崩壊熱を長期に亘って除去する機能を持ち、炉心スプレイ系（6号機は低圧炉心スプレイ系）、低圧注水系等で構成されている。

#### (1) 5号機

##### a. 炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する。

##### b. 低圧注水系（低圧注水モード）

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・プールの水を炉心へ注水し、炉心を水浸けにして、燃料の過熱を防止する。

##### c. 高圧注水系

1次系配管の中小破断時に、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水あるいはサブプレッション・プールの水を炉心へ注水して、燃料の過熱を防止する。

##### d. 自動減圧系

主蒸気逃がし安全弁が作動すれば、原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に原子炉蒸気をサブプレッション・プールへ逃がして、原子炉圧力を速やかに低下させて炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とする。

#### (2) 6号機

##### a. 低圧炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する。

##### b. 低圧注水系（低圧注水モード）

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッション・プールの水を炉心へ注水し、炉心を水浸けにして、燃料の過熱を防止する。

c. 高圧炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、専用の非常用電源を有している電動機駆動ポンプにより、復水貯蔵タンクあるいはサブプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する。

d. 自動減圧系

主蒸気逃がし安全弁が作動すれば、原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に原子炉蒸気をサブプレッション・プールへ逃がして、原子炉圧力を速やかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とする。

〔系統の現況〕

非常用炉心冷却系の系統機能は復旧済みである。（下記を除く）

現在、5・6号機は制御棒が全挿入、かつ燃料の冷却が維持されていることから、原子炉圧力容器の圧力は高圧になることはなく、5号機の高圧注水系（高圧注水機能）、6号機の高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ機能）、自動減圧系（原子炉減圧機能）については必要としない。これらの設備については復旧していないが、外観点検上問題がないことは確認しており、今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧していくこととする。

なお、6号機の高圧炉心スプレイ系については注水機能に期待できるが、原子炉圧力容器の圧力が低圧であれば、他の非常用炉心冷却系及び復水補給水系にて原子炉圧力容器への注水は十分可能である。（添付資料－1 参照）

また、非常用炉心冷却系のポンプ冷却は、残留熱除去海水系により供給される海水によって行われる。（Ⅱ.2.22 参照）

2.23.2 要求される機能

冷却材の流出に対する低圧注水機能として、次に示す非常用炉心冷却系のうち、5・6号機それぞれ最大2系列が動作可能であること。

5号機：炉心スプレイ系（2系列）、低圧注水系（4系列）

6号機：低圧炉心スプレイ系（1系列）、低圧注水系（3系列）

2.23.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

(1) 5号機

a. 炉心スプレイ系

(a) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b) ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

建設時第15回工事計画変更認可申請書(50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可)

(d) 主要弁

主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

b. 低圧注水系

(a) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(b) ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

(d) 主要弁

主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(e) ポンプ(残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(f) ストレーナ(残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

(g) 主配管(残留熱除去海水系)

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

(2) 6号機

a. 低圧炉心スプレイス

(a) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(b) ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

(d) 主要弁

主要弁については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

b. 低圧注水系

(a) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(b) ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可)

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

(d) 主要弁

主要弁については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(e) ポンプ(残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(f) ストレーナ(残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第21回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)



(g) 主配管（残留熱除去海水系）

主配管については、以下の工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

2. 23. 4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

a. 中心スプレイ系

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第15回工事計画変更認可申請書(50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

b. 低圧注水系

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第10回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(2) 6号機

a. 低圧炉心スプレイ系

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)  
工事計画認可申請書(平成19・07・04原第6号 平成19年9月11日認可)  
工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)  
建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b. 低圧注水系

建設時第3回工事計画認可申請書(49資庁第17943号 昭和49年11月12日認可)  
建設時第5回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)  
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)  
建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)  
建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)  
工事計画認可申請書(平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可)  
工事計画認可申請書(平成19・07・04原第6号 平成19年9月11日認可)  
建設時第10回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)  
建設時第11回工事計画変更認可申請書(52資庁第5413号 昭和52年6月16日認可)  
建設時第24回工事計画変更認可申請書(53資庁第9792号 昭和53年8月25日認可)  
建設時第27回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)  
工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)  
工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)  
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)  
建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)  
建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

2.23.5 添付資料

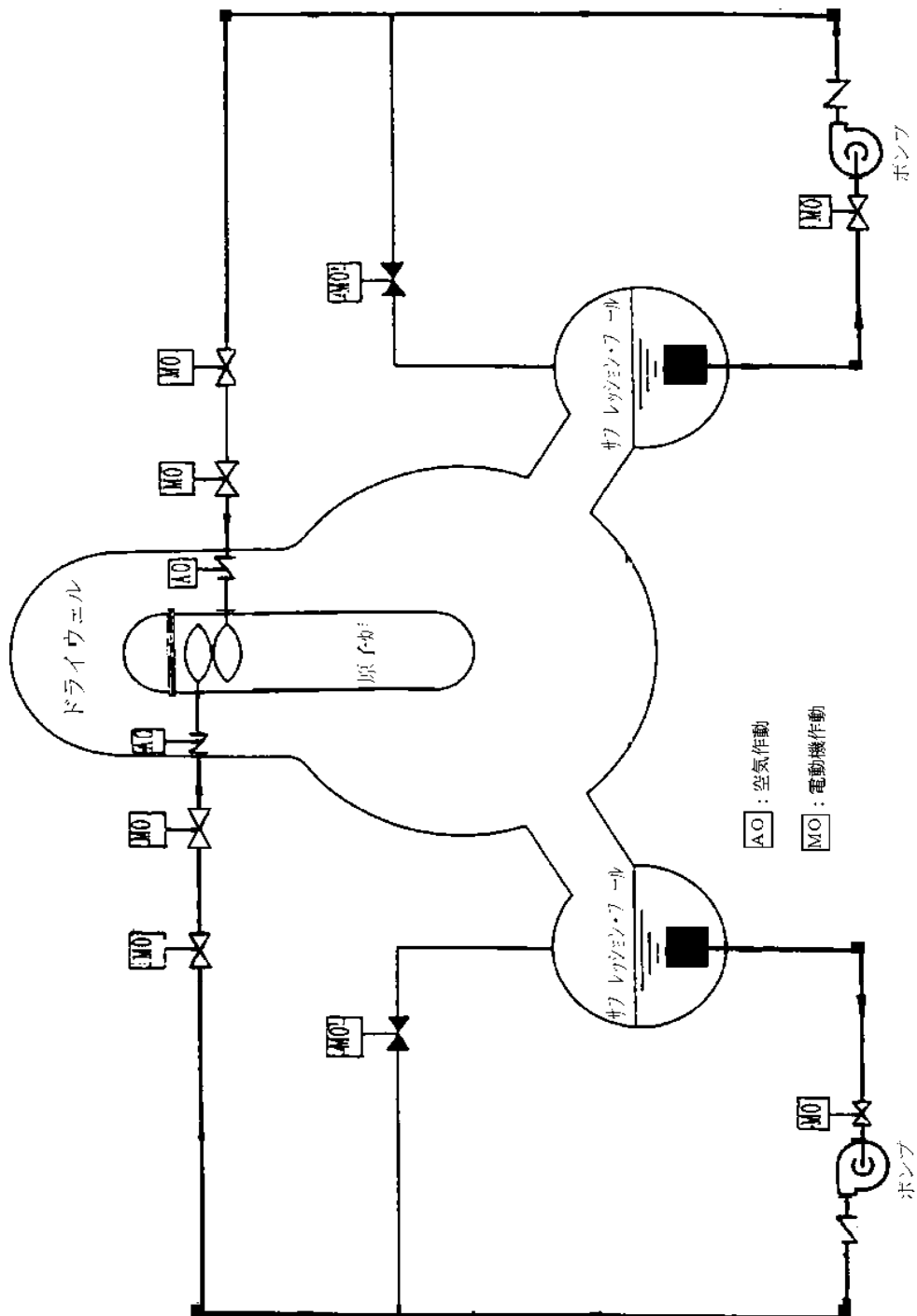
- 添付資料 1 6号機 高圧炉心スプレイ系(ポンプ、非常用ディーゼル発電機、直流電源装置を含む)の未復旧期間における注水機能の維持について
- 添付資料 2 系統概要図

６号機 高圧炉心スプレイ系（ポンプ、非常用ディーゼル発電機、直流電源装置を含む）の未復旧期間における注水機能の維持について

万が一、冷却材圧力バウンダリが高圧状態となり、冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等が破損した場合には、冷却材が系外に流出する。この場合、冷却水が補給できないと炉心冷却能力が低下し、燃料損傷に至る可能性がある。

しかしながら、６号機については、以下の措置を講じていることから、冷却材圧力バウンダリが高圧状態に至ることはなく、万が一、冷却材の大規模な流出に際して、高圧炉心スプレイ系が未復旧であっても、他の非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）２系列、または、他の非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）１系列及び復水補給水系１系列のどちらかにより注水機能は十分確保されているため、燃料損傷に至るリスクは小さい。

- ・制御棒の全数が全挿入状態、水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉、かつ意図せず操作できない管理となっている。これに加え、制御棒駆動機構は一度挿入動作をしない限り、機械的に引抜き動作ができない構造であることから、制御棒が引抜かれることはない。
- ・自然災害（津波）により残留熱除去海水系ポンプが機能喪失し、全交流電源が喪失した場合においても、高台に配備している電源車及び消防車により、原子炉注水機能を維持できる。（Ⅱ.2.18 参照）



図－1 5号機 非常用炉心冷却系（心スプレイ系） 系統概要図

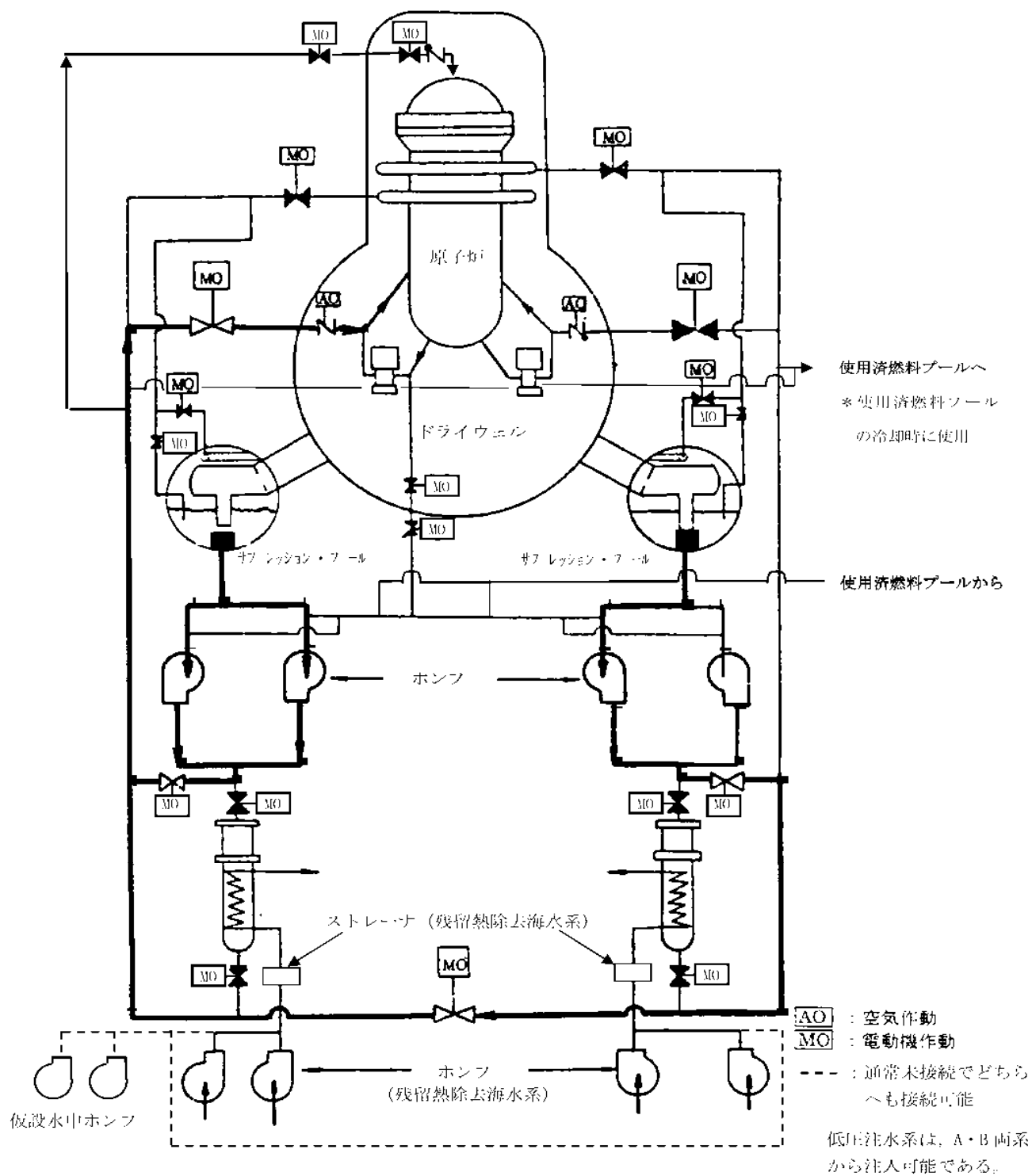
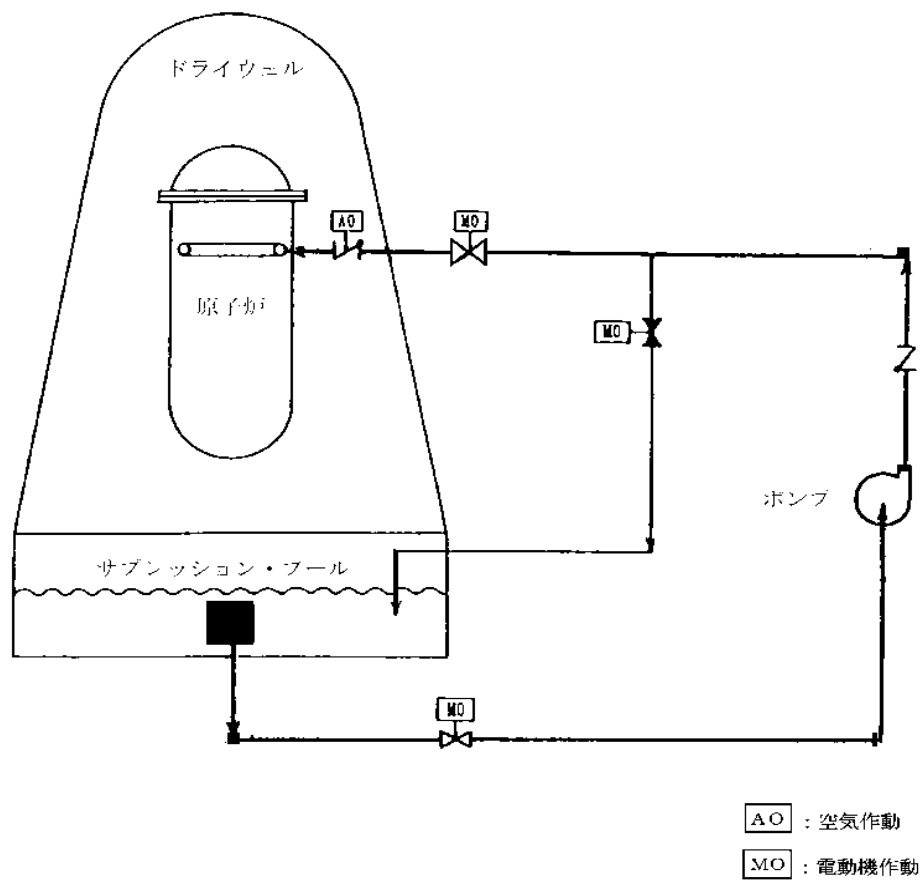
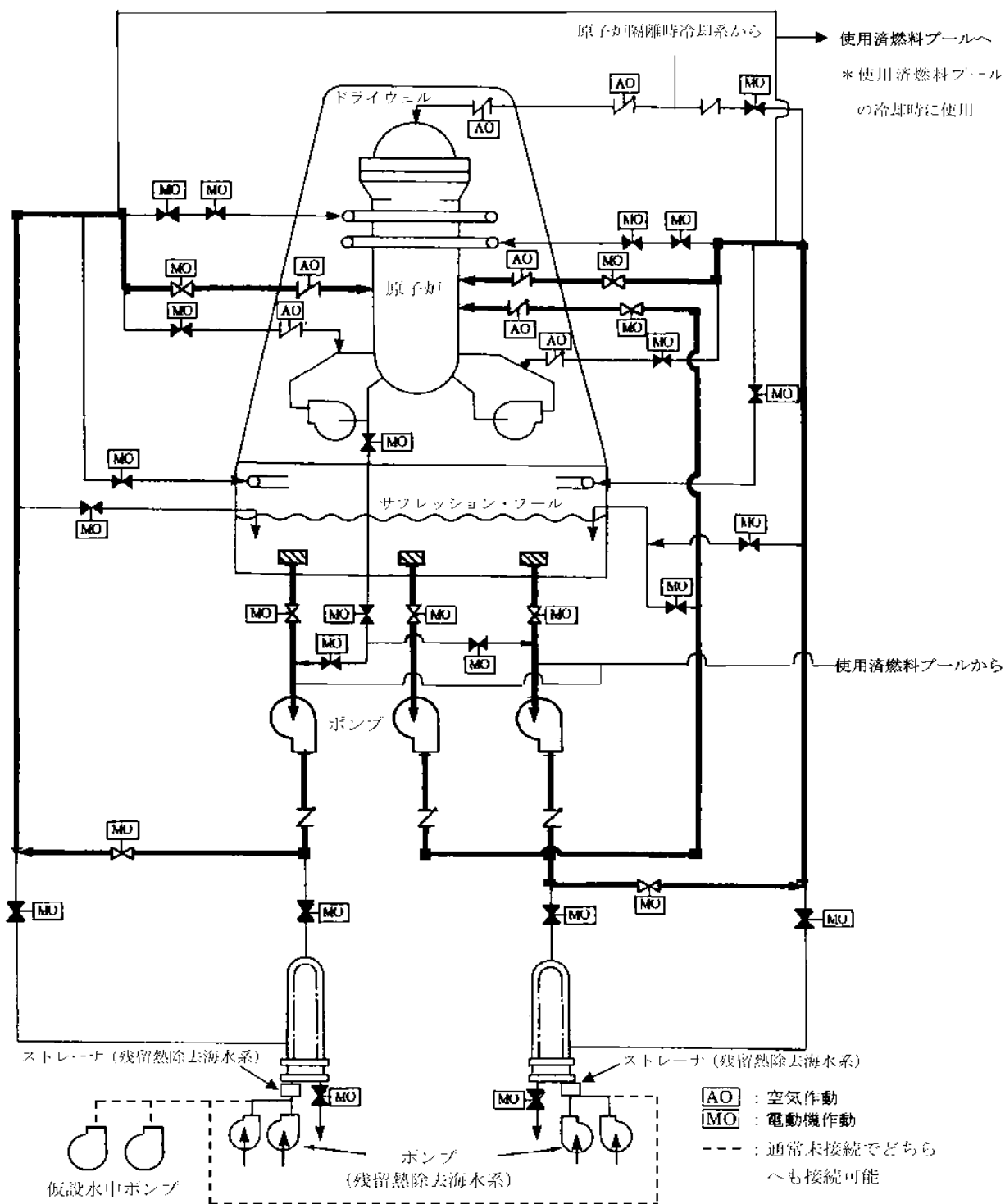


図-2 5号機 非常用炉心冷却系（低圧注水系） 系統概要図



図－3 6号機 非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系） 系統概要図



図－４ ６号機 非常用炉心冷却系（低圧注水系） 系統概要図

## 2.24 5・6号機 復水補給水系

### 2.24.1 系統の概要

復水補給水系は、各建屋に設置される機器等に対し、必要な容量及び圧力を有する復水を、復水貯蔵タンクから復水移送ポンプにて供給する。

また、上記の給水以外に残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系、非常用炉心冷却系及び制御棒駆動系等で、必要とする水源を有する。

#### [系統の現況]

復水補給水系の系統機能は、復旧済みである。

### 2.24.2 要求される機能

原子炉及び使用済燃料プールに復水貯蔵タンクから復水補給水を供給する機能を有すること。

### 2.24.3 主要な機器

#### (1) 5号機

##### a. 復水移送ポンプ

復水移送ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

##### b. 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第10回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)

##### c. 主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第10回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)

#### (2) 6号機

##### a. 復水移送ポンプ

復水移送ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)



b. 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

c. 主配管

主配管については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。  
建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)  
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

2. 24. 4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)  
建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)  
建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)  
建設時第7回工事計画変更認可申請書(49資庁第4376号 昭和49年6月12日認可)  
建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)  
建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)  
建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)  
建設時第10回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)

(2) 6号機

建設時第5回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)  
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)  
建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)  
建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)  
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

## 2.25 5・6号機 原子炉冷却材浄化系

### 2.25.1 系統の概要

原子炉冷却材浄化系は、冷却材の純度を高く維持するためのものであって、この系統は、原子炉再循環系から冷却材の一部を抜き出し、連続的に冷却材の浄化を行うものである。

原子炉冷却材浄化系は、熱交換器（再生・非再生）、循環ポンプ及びろ過脱塩器等から構成されている。

なお、循環ポンプを運転するには制御棒駆動水ポンプからのバージ水が必要であり、このバージ水は原子炉内へ戻される。

#### [系統の現況]

5号機は、原子炉冷却材浄化系による冷却材の浄化は可能であるが、循環ポンプは、2台のうち1台が未復旧である。未復旧のポンプは、震災時の電源喪失により停止したものの、ポンプ内部へクラッドが混入している可能性があるため、点検を行った後、運転状態を確認し復旧する。（添付資料 1 参照）

6号機は、系統機能が復旧され運転可能な状態となっている。

なお、5・6号機共に、ポンプの運転による余剰水の増加が懸念されることから、冷却材の水質の状況に応じて運転する。

### 2.25.2 要求される機能

冷却材を浄化する機能を有すること。

### 2.25.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 再生熱交換器

再生熱交換器については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官4第351号 平成4年7月27日届出)

##### b. 非再生熱交換器

非再生熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

##### c. 循環ポンプ

循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成14・12・20原第10号 平成15年1月27日認可)

d. ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

e. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可, 総発官16第444号 平成17年1月24日一部補正)  
建設時第17回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)  
工事計画届出書(総官発14第375号 平成14年12月20日届出)

f. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第17回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)

(2) 6号機

a. 再生熱交換器

再生熱交換器については、以下の工事計画届出書により確認している。  
工事計画届出書(総文発官3第1242号 平成4年2月13日届出)

b. 非再生熱交換器

非再生熱交換器については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第10回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)

c. 循環ポンプ

循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書(5資庁第6407号 平成5年6月15日認可)

d. ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

e. 主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)  
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

f. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

2.25.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

工事計画認可申請書(平成14・12・20原第10号 平成15年1月27日認可)

工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第17回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)

工事計画届出書(総文発官4第351号 平成4年7月27日届出)

工事計画届出書(総官発14第375号 平成14年12月20日届出)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第603号 昭和51年9月9日届出)

建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6号機

建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

工事計画認可申請書(5資庁第6407号 平成5年6月15日認可)

建設時第10回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)

工事計画届出書(総文発官3第1242号 平成4年2月13日届出)

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

2.25.5 添付資料

添付資料 1 5号機 原子炉冷却材浄化系の一部未復旧期間における冷却材の水質維持について

添付資料 2 系統概要図

5 号機 原子炉冷却材浄化系の一部未復旧期間における冷却材の水質維持について

震災以降、冷却材の導電率は概ね  $4\sim 5\ \mu\text{S}/\text{cm}$  程度で推移しており、水質は有意な変化のない状態を維持しているため、今後短期間で水質が急速に悪化することは考えにくい。また、原子炉冷却材浄化系の循環ポンプ 1 台が未復旧であっても、復旧しているポンプ 1 台による冷却材の浄化ができることから、水質の維持は可能である。

なお、現在の復水補給水系にて原子炉への注水（冷却材の希釈）を行うことによる水質の改善も可能である。

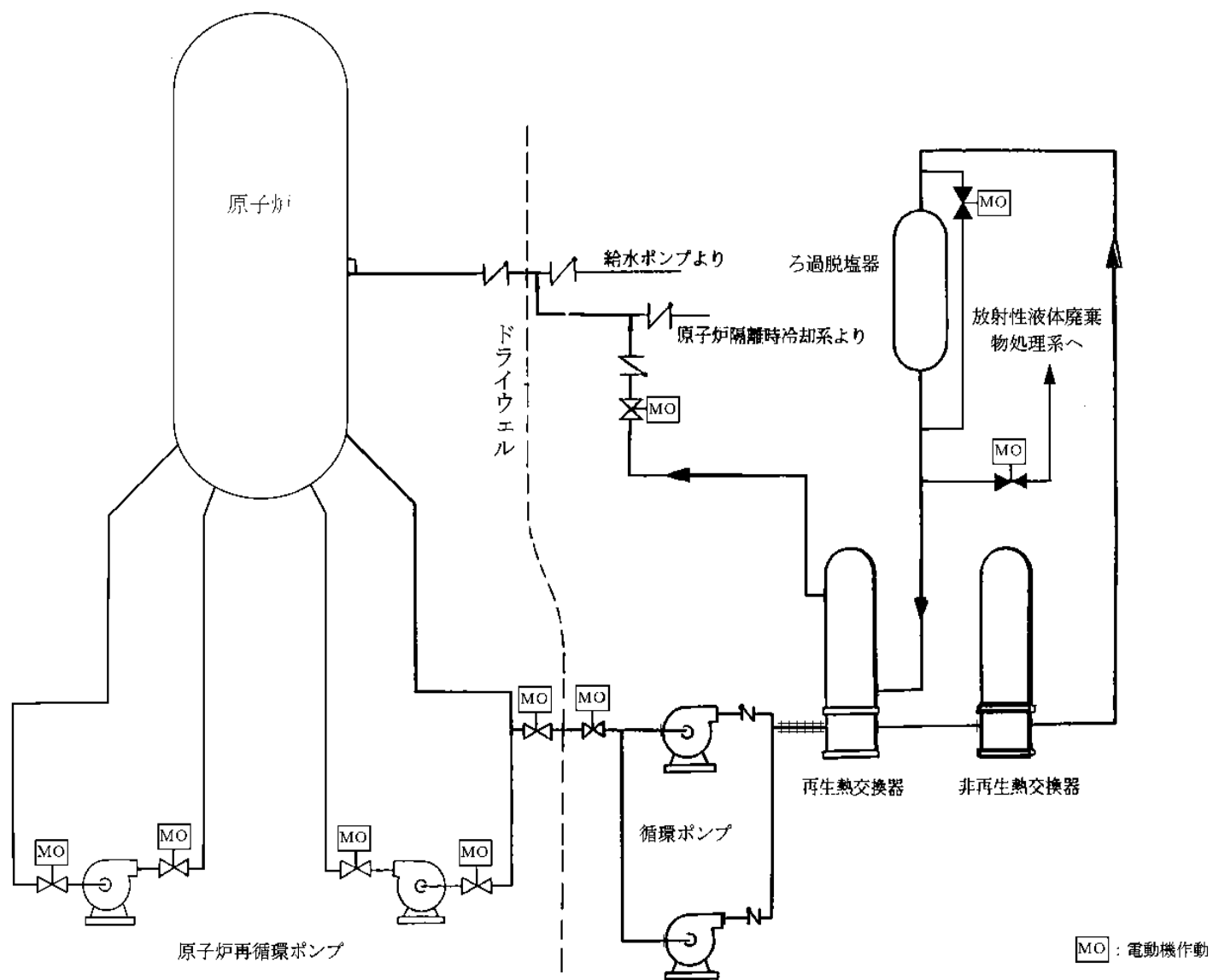


図-1 5号機 原子炉冷却材浄化系 系統概要図

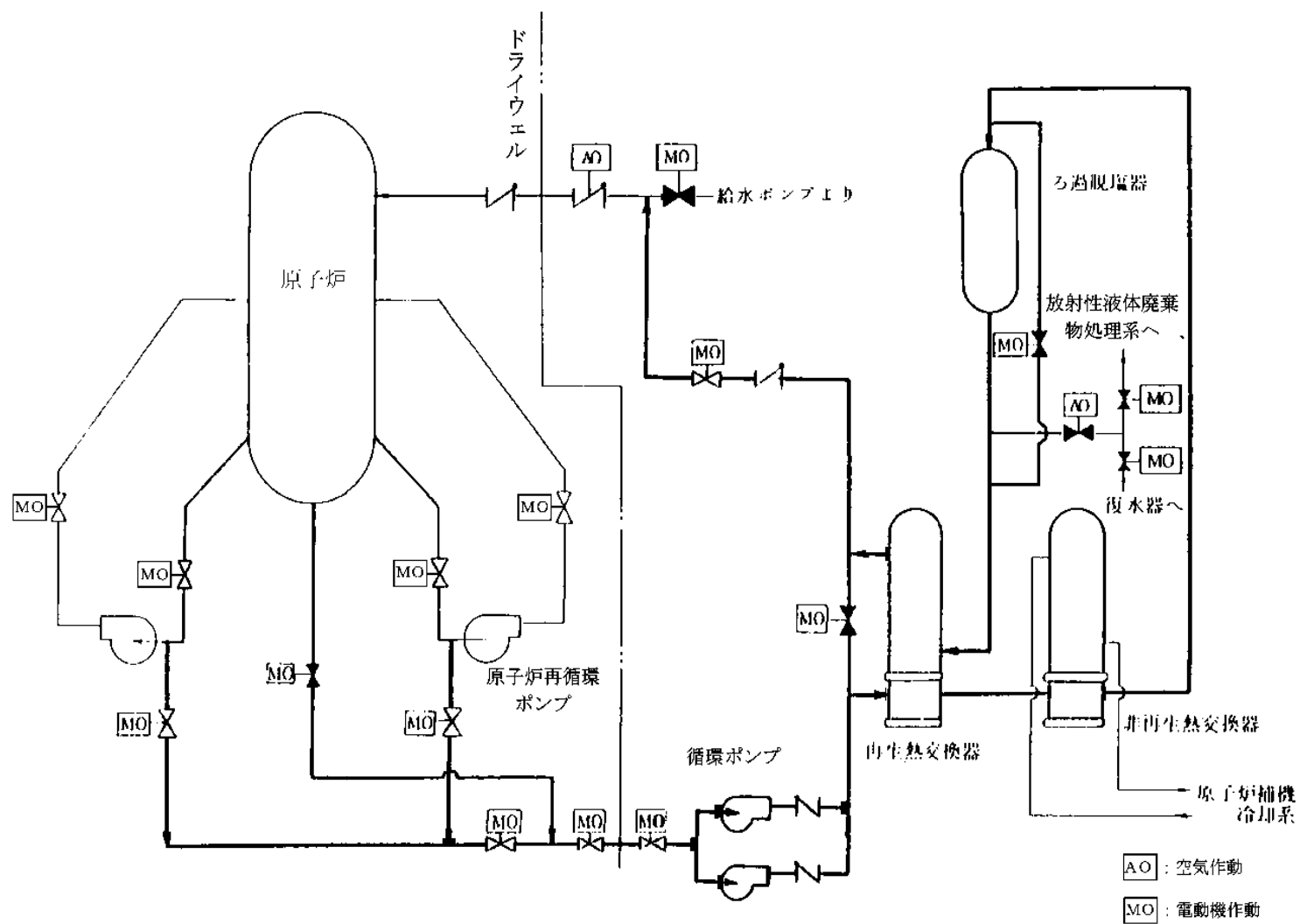


図-2 6号機 原子炉冷却材浄化系 系統概要図

## 2.26 5・6号機 原子炉建屋常用換気系

### 2.26.1 系統の概要

原子炉建屋常用換気系は、建屋内に加熱あるいは冷却した清浄な空気を供給し建屋内の雰囲気温度を調整すると共に、これら供給空気の流れを適切に保ち、建屋内の清浄区域汚染を防止する。

原子炉建屋常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気供給系と排気系を備え、それぞれ100%容量のファン2台（1台は予備）をもっている。また、差圧制御器により、出口弁を調整し、原子炉建屋内はわずかに負圧に保たれている。排気空気は、フィルタを通じて主排気筒から大気中へ放出される。（添付資料－1 参照）

換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトには、それぞれ2個の空気作動隔離弁があり、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、非常用ガス処理系が自動起動することで放射性物質の系外放出を防ぐ。

#### [系統の現況]

原子炉建屋常用換気系は、建屋内の作業環境維持や機器類保護のため、現在換気運転をしている。また、建屋の負圧を維持しつつ放射性物質の系外放出を防止しなくてはならないことから、震災後、建屋の給排気ケーシング内に高性能フィルタを設置している。（高性能フィルタは放射性物質の捕集効率が高いが、その能力を発揮するために当該系統の風量を定格値の70%程度で運転する）

### 2.26.2 要求される機能

原子炉建屋の負圧を維持しつつ、機器類保護等のために建屋の換気を行えること。

### 2.26.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 送風機

送風機については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)

##### b. 排風機・バージ用排気ファン

排風機・バージ用排気ファンについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)



(2) 6号機

a. 送風機

送風機については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

工事計画届出書(総文発官元第312号 平成元年8月25日届出)

b. 排風機・バージ用排気ファン

排風機・バージ用排気ファンについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

2.26.4 添付資料

添付資料ー 1 主排気筒について

添付資料ー 2 系統概要図

主排気筒について

5・6号機共用である主排気筒については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

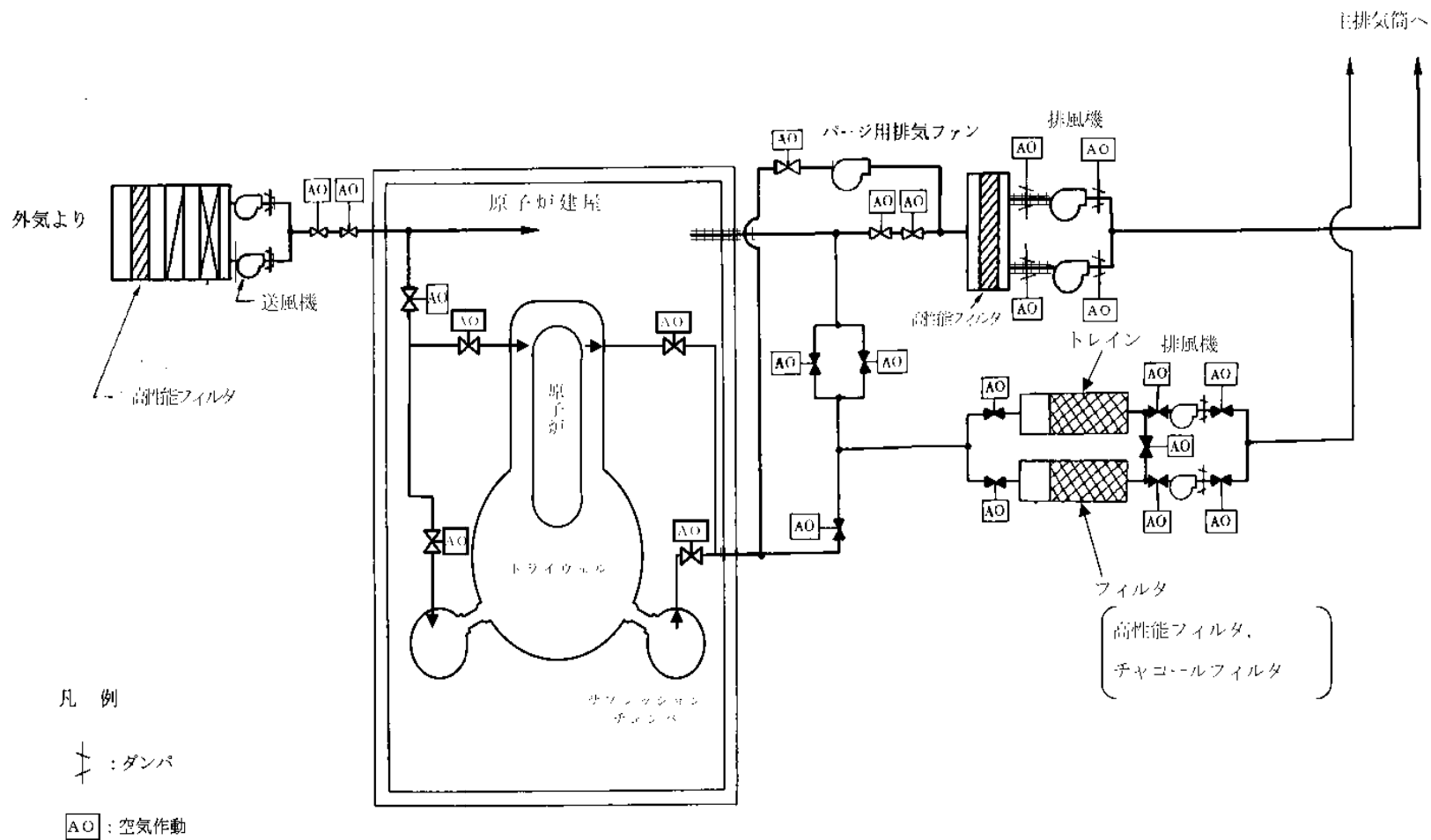


図-1 5号機 原子炉建屋常用換気系 系統概要図

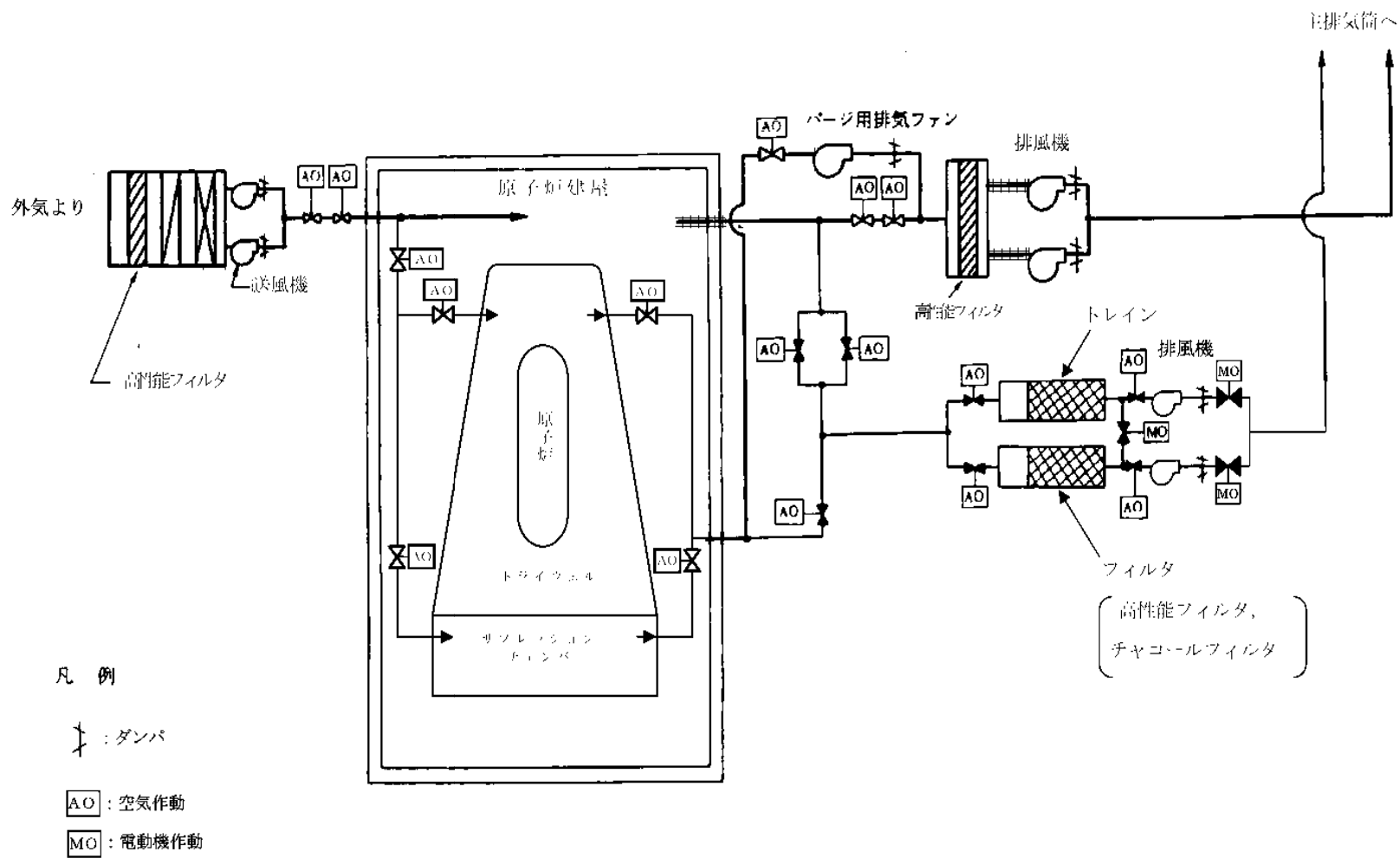


図-2 6号機 原子炉建屋常用換気系 系統概要図

## 2.27 5・6号機 燃料プール冷却浄化系

### 2.27.1 系統の概要

燃料プール冷却浄化系は、燃料プール冷却浄化系、原子炉補機冷却系、補機冷却海水系で構成されており、使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料プールの水の純度を保ち、遮へい（燃料上部に十分な水深を確保すること）を維持している。

燃料プール冷却浄化系の循環ポンプの吸込みラインは、使用済燃料プールに隣接するスキマサージタンクに接続されているため、この系の破断時にも使用済燃料プールの水は流出しない。（添付資料 1 参照）

#### 〔系統の現況〕

燃料プール冷却浄化系の系統機能は、復旧済みである。

しかし、補機冷却海水系配管の一部には、タービン建屋トレンチ内で津波による没水部位があり、設備の健全性は系統流量や温度監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－2 参照）

### 2.27.2 要求される機能

使用済燃料プールの水位を維持し、プール内の崩壊熱を除去すると共に浄化できる機能を有すること。

### 2.27.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－3 に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 燃料プール冷却浄化系

###### (a) 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

###### (b) ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第3回工事計画軽微変更届出書（総官第923号 昭和48年10月30日届出）

###### (c) 循環ポンプ

循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第6回工事計画認可申請書（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）

(d) 主配管

主配管については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

b. 原子炉補機冷却系

(a) 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(b) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料 4 参照

(2) 6号機

a. 燃料プール冷却浄化系

(a) 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)  
建設時第23回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

(b) ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

(c) 循環ポンプ

循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

(d) 主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b. 原子炉補機冷却系

(a) 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

(b) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料 4 参照

2.27.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

a. 燃料プール冷却浄化系

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第30回工事計画軽微変更届出書(総官第961号 昭和52年10月8日届出)

b. 原子炉補機冷却系

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料 4 参照

(2) 6号機

a. 燃料プール冷却浄化系

建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b. 原子炉補機冷却系

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料 4 参照

2.27.5 添付資料

添付資料-1 使用済燃料プールの冷却能力について

添付資料-2 補機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

添付資料-3 系統概要図

添付資料-4 5・6号機 補機冷却海水系に係る、主要な機器、構造強度及び耐震性について



### 使用済燃料プールの冷却能力について

使用済燃料プールの冷却能力については、使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有しており、その設計・機能に変わらないことを福島第一原子力発電所 5・6 号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

## 補機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

補機冷却海水系配管は、材質が炭素鋼であるが、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、タービン建屋トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから、塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお、配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし、ここでは、外面からの配管の腐食について評価する。

現在没水している配管の肉厚は、5号機で肉厚 9.5mm 及び必要肉厚 4.2mm であり、6号機で肉厚 12.7mm 及び必要肉厚 5.0mm である。これまでは、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、配管が海水中に一部没水しているため、外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。なお、5号機については、没水配管が 3 系列あり、時間的余裕が最も厳しい配管を代表として記載している。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック\*によれば、海水中では腐食速度は 0.1mm/年、飛沫帯では 0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は 0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は、5号機で約 17 年、6号機で約 25 年となると予測される。

\*：腐食防食協会編：腐食防食データブック，丸善，p. 49（1995）。

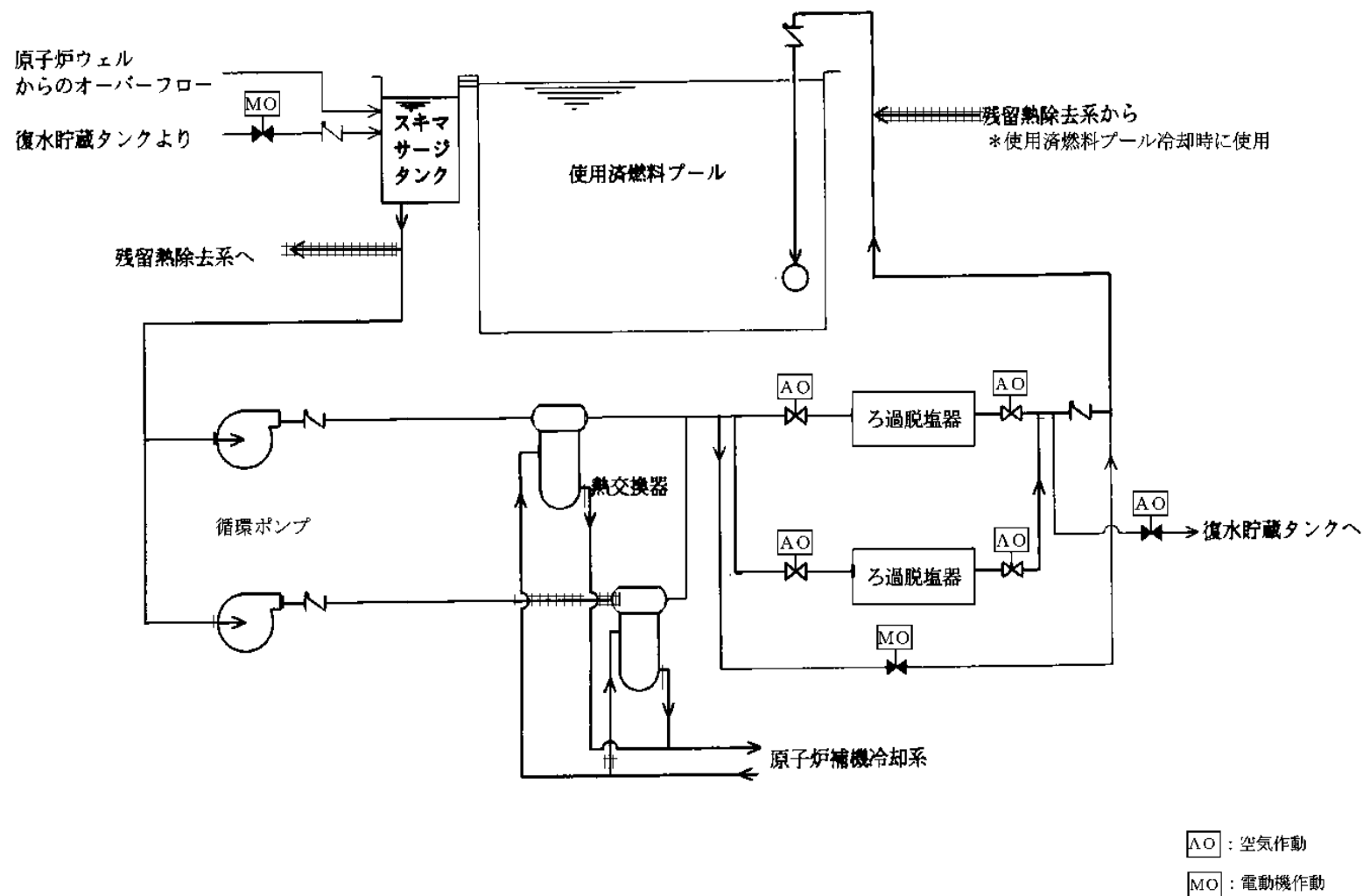


図-1 5号機 燃料プール冷却浄化系 系統概要図

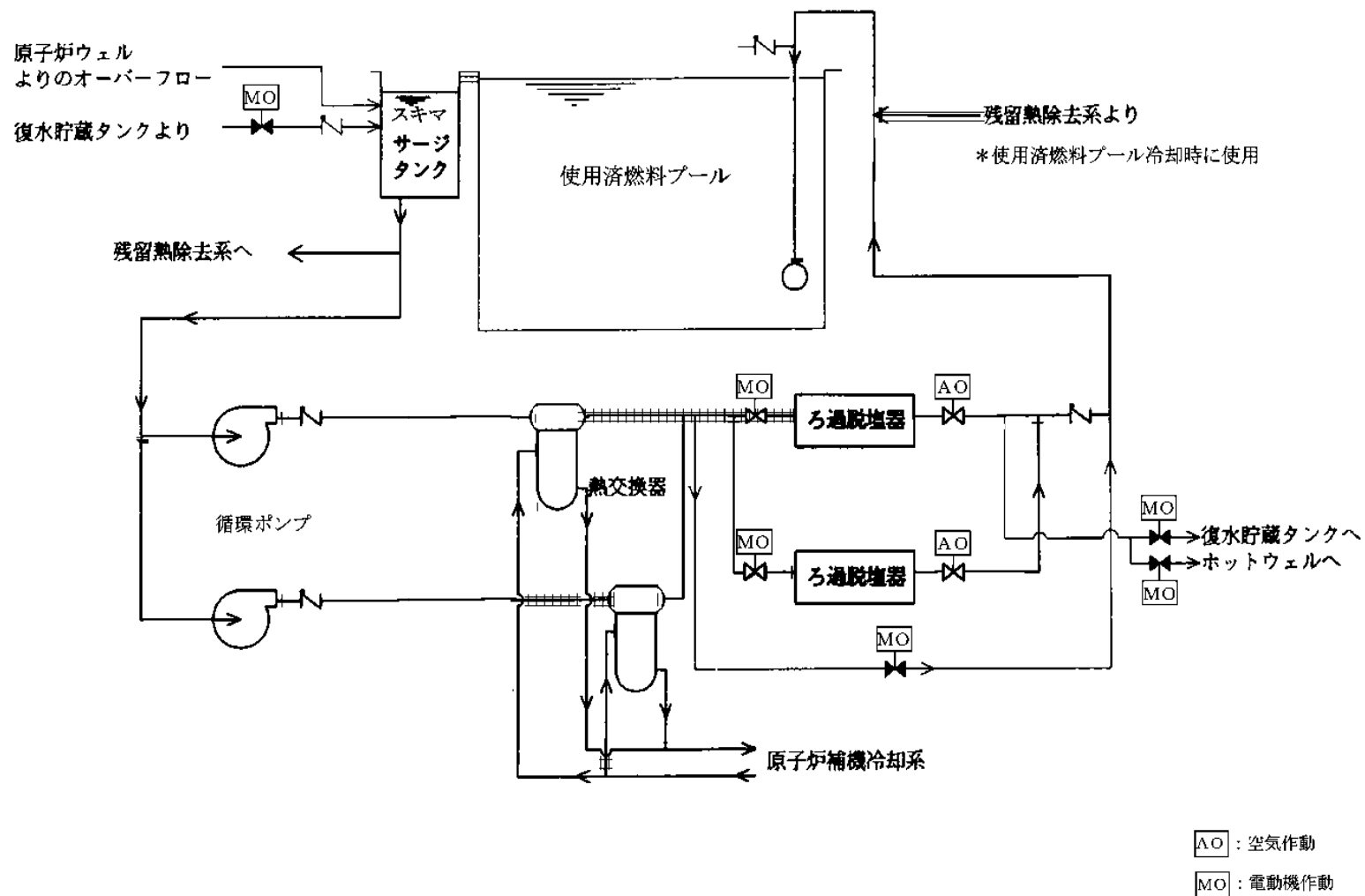


図-2 6号機 燃料プール冷却浄化系 系統概要図

## ５・６号機 補機冷却海水系に係る、主要な機器、構造強度及び耐震性について

## 1. 主要な機器

## (1) ５号機

## a. ポンプ

種 類	立軸多段遠心形
容 量( $\text{m}^3/\text{h}$ )	1, 800
全 揚 程(m)	45
主 要 寸 法	
高 さ(mm)	11, 770
吐 出 口 径(mm)	500
主 要 材 料	
胴	SCS14
羽 根 車	SCS14
主 軸	SUS316
回 転 数(rpm)	1, 000
原 動 機	
種 類	三相誘導電動機
出 力(kW)	310
個 数	常用 2 予備 1

## b. ストレーナ

種 類	横置電動切替形ダブルストレーナ
容 量( $\text{m}^3/\text{h}$ )	3, 600
最高使用圧力(MPa)	0.86
最高使用温度( $^{\circ}\text{C}$ )	44
主 要 寸 法	
全 長(mm)	2, 200
主 要 材 料	
胴	SCPL1
個 数	1

c. 配 管

最高使用圧力 MPa	最高使用温度 ℃	外径 mm	厚さ mm	材料
0. 8 6	3 8	7 6 2	9. 5	S M 4 0 0 B
		6 0 9. 6	9. 5	S M 4 0 0 B
		5 0 8	9. 5	S M 4 0 0 B
		3 5 5. 6	1 1. 1	S T P G 3 7 0
		3 1 8. 5	1 0. 3	S T P G 3 7 0

(2) 6 号機

a. ポンプ

種 類	立軸 1 段片吸込形
容 量(m <sup>3</sup> /h)	2, 8 3 9
全 揚 程(m)	3 8. 1
主 要 寸 法	
高 さ(mm)	1 2, 7 2 0
吐 出 口 径(mm)	7 0 0
主 要 材 料	
胴	S C S 1 4
羽 根 車	S C S 1 4
主 軸	S U S 3 1 6
回 転 数(rpm)	1, 0 0 0
原 動 機	
種 類	三相誘導電動機
出 力(kW)	4 0 0
個 数	常用 2 予備 1

b. ストレーナ

種 類	横置電動切替形ダブルストレーナ
容 量(m <sup>3</sup> /h)	5, 6 7 4
最高使用圧力(MPa)	0. 8 6
最高使用温度(℃)	6 6

主 要 寸 法

全 長(mm) 3, 0 0 0

主 要 材 料

胴 S C P L 1

個 数 1

c. 配 管

最高使用圧力 MPa	最高使用温度 ℃	外径 mm	厚さ mm	材料
0. 8 6	6 6	9 1 4. 4	1 2. 7	S M 4 0 0 B
		7 6 2	9. 5	S M 4 0 0 B
		7 1 1. 2	9. 5	S M 4 0 0 B
		5 0 8	9. 5	S M 4 0 0 B
		4 5 7. 2	9. 5	S M 4 0 0 B
		4 0 6. 4	9. 5	S M 4 0 0 B

2. 構造強度及び耐震性(5・6号機共通)

(1) 構造強度の評価

補機冷却海水系を構成する機器は、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令上、クラス3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」で規定されるものであるが、各機器については、以下のとおり個別に評価している。

a. ポンプ

ポンプは、系統の温度、圧力を考慮した仕様とする。

健全性については、震災後、系統の試運転を行い、有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことからポンプは、必要な構造強度を有するものと評価している。

b. ストレーナ

ストレーナは、系統の温度、圧力を考慮した仕様とする。

健全性については、震災後、系統の試運転を行い、有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことからストレーナは、必要な構造強度を有するものと評価している。

c. 配 管

配管は、系統の温度、圧力を考慮し「日本工業規格」を準拠した仕様とする。

健全性については、震災後、系統の試運転を行い、有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことから配管は、必要な構造強度を有するものと評価している。

(2)耐震設計の基本方針

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」上の耐震クラス C の設備と位置付けられ、以下の様な基本方針としている。

a. 考え方

機器・配管系は原則として剛にする。

b. 配管類

支持構造：定ピッチスパン法\*による支持とする。

\*：配管自重を受けるために、適正なピッチでサポートを設置

c. 機器類

ポンプは地震荷重に耐えられるように設計する。

また、耐震クラス C につき、垂直方向の地震力は対象外とする。



## 2.28 5・6号機 燃料取扱系及び燃料貯蔵設備

### 2.28.1 系統の概要

燃料取扱系は、新燃料を原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）に搬入してから炉心に装荷するまで及び使用済燃料を炉心から移動し原子炉建屋最上階から搬出するまでの取扱いを行う。

燃料取扱系及び燃料貯蔵設備は、燃料交換機、原子炉建屋天井クレーン、使用済燃料プール、新燃料貯蔵設備で構成される。（添付資料－1、2 参照）

#### 〔系統の現況〕

震災時、燃料プール冷却浄化系及び原子炉建屋常用換気系が機能喪失したことにより、使用済燃料プール水温度が上昇し、水蒸気が発生した。その影響で、原子炉建屋最上階の環境が高湿度となり燃料交換機及び原子炉建屋天井クレーンの電気設備の絶縁低下や機械設備の発錆に至ったことから、燃料取出に向けて復旧を図るものである。（1.1.2 参照）

### 2.28.2 要求される機能

燃料交換機は燃料を所定の位置まで移動できること及び燃料つかみ機の動力源が喪失した場合、安全側に動作し燃料を落下することが無いこと。また、燃料移動時は一定の水深（水面から燃料上端まで）を維持できること。

原子炉建屋天井クレーンは構内用輸送容器・新燃料を所定の位置まで移動できること及び電源喪失時に安全側に動作し重量物が落下することが無いこと。

### 2.28.3 主要な機器

#### (1) 5号機

##### a. 燃料取扱系

###### (a) 燃料交換機

燃料交換機については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

###### (b) 原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

b. 燃料貯蔵設備

(a) 使用済燃料プール

使用済燃料プールについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(53資庁第12306号 昭和53年12月9日認可)

工事計画軽微変更届出書(総文発官53第1413号 昭和54年1月20日届出)

(b) 新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第8回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

(2) 6号機

a. 燃料取扱系

(a) 燃料交換機

燃料交換機については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

(b) 原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンについては、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第23回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

b. 燃料貯蔵設備

(a) 使用済燃料プール

使用済燃料プールについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第23回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

(b) 新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第2・3回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

#### 2.28.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

##### (1) 5号機

建設時第8回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

建設時第1・2回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

工事計画認可申請書(53資庁第12306号 昭和53年12月9日認可)

建設時第1・3回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

##### (2) 6号機

建設時第1・1回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第2・1回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

建設時第2・3回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

建設時第1・8回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

#### 2.28.5 添付資料

添付資料－1 使用済燃料プールにおける漏えいの監視方法、遮へい機能及び臨界未満の維持について

添付資料－2 燃料取扱い時の燃料落下防止について

使用済燃料プールにおける漏えいの監視方法、遮へい機能及び臨界未満の維持について

1. 漏えいの監視方法

使用済燃料プールの漏えいの監視方法については、万が一、漏えいが生じた場合に監視可能な漏えい水検知装置を備えており、その設計・機能に変わらないことを福島第一原子力発電所 5・6 号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

2. 遮へい機能

使用済燃料プールの遮へい機能については、強固な構造物で壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮し十分とっており、その設計・機能に変わらないことを福島第一原子力発電所 5・6 号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

3. 臨界未満の維持

使用済燃料プールにおける燃料貯蔵上の未臨界性については、貯蔵燃料間の距離及び中性子吸収材と構造材を兼ねる角管によって保たれており、その設計・機能に変わらないことを以下の工事計画認可申請書及び工事計画変更認可申請書により確認している。

5 号機：工事計画認可申請書(53 資庁第 12306 号 昭和 53 年 12 月 9 日認可)

6 号機：建設時第 2 3 回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 7314 号 昭和 53 年 7 月 11 日認可)

## 燃料取扱い時の燃料落下防止について

### 1. 燃料交換機

燃料交換機における燃料の落下防止については、燃料取扱い中に動力源が喪失しても燃料を保持する機構となっており、その設計・機能に変わらないことを福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

### 2. 原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンにおける構内用輸送容器・新燃料の落下防止について、ブレーキは安全設計となるように電磁コイルが無励磁となった状態でブレーキを制動し、励磁となった状態で制動を解除する構造とする。

## 2.29 5・6号機 非常用ガス処理系

### 2.29.1 系統の概要

非常用ガス処理系は、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、自動起動する。非常用ガス処理系が起動することで原子炉建屋を負圧に保ち、原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去する機能を有する。

非常用ガス処理系は100%容量の2系列からなり、各系列は、排風機、高性能フィルタ及びチャコールフィルタ等から構成されている。この系により処理されたガスは、主排気筒に沿って設けている配管を通して主排気筒排気口から放出される。

#### [系統の現況]

非常用ガス処理系の系統機能は復旧しているものの、非常用ガス処理系の配管はトレンチ内で一部に津波による没水部位がある。このため、設備の健全性は定期的な系統流量の監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び没水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。(添付資料－1 参照)

### 2.29.2 要求される機能

原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、非常用ガス処理系が自動起動することで原子炉建屋を負圧に保つこと。また、原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去し主排気筒から放出する機能を有すること。(添付資料－2 参照)

ただし、冷温停止では原子炉水位低での自動起動は必要としない。

### 2.29.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－3に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

##### b. フィルタ

フィルタについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

c. トレイン

トレインについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

(2) 6号機

a. 排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

b. フィルタ

フィルタについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

c. トレイン

トレインについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第16回工事計画認可申請書(53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

2. 29. 4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(2) 6号機

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

#### 2.29.5 添付資料

添付資料－1 非常用ガス処理系の一部没水配管における健全性評価について

添付資料－2 非常用ガス処理系の放射性物質除去機能について

添付資料－3 系統概要図



## 非常用ガス処理系の一部没水配管における健全性評価について

非常用ガス処理系配管は、材質が炭素鋼であるが、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから、塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお、配管の内側については気体を扱っているため配管の減肉に大きな影響を与えないものとし、ここでは、外面からの配管の腐食について評価する。

まず、5号機の工事計画軽微変更届出書では、配管の肉厚（5・6号機共通：8.3mm）及び必要肉厚（5・6号機共通：0.6mm）の記載<sup>\*1</sup>がある。これまでは、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、配管が海水中に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック<sup>\*2</sup>によれば、海水中では腐食速度は0.1mm/年、飛沫帯では0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は5・6号機共通で約25年となると予測される。

\*1：以下の工事計画軽微変更届出書により確認している

5号機：建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

\*2：腐食防食協会編；腐食防食データブック、丸善、p. 49（1995）。

非常用ガス処理系の放射性物質除去機能について

非常用ガス処理系については、原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去した後、主排気筒から放出する機能を有しており、その設計・機能に変わりないことを福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

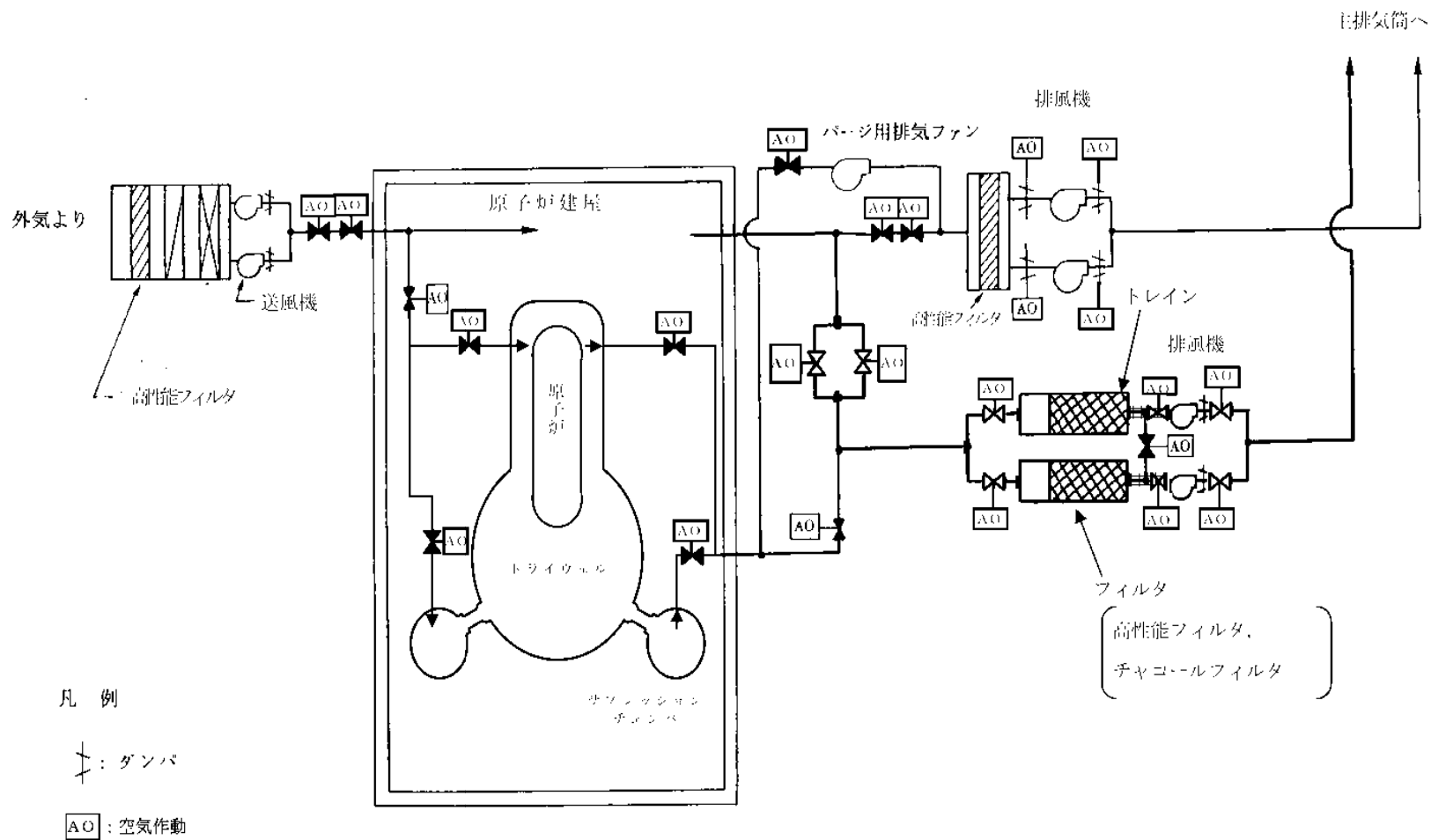


図-1 5号機 非常用ガス処理系 系統概要図

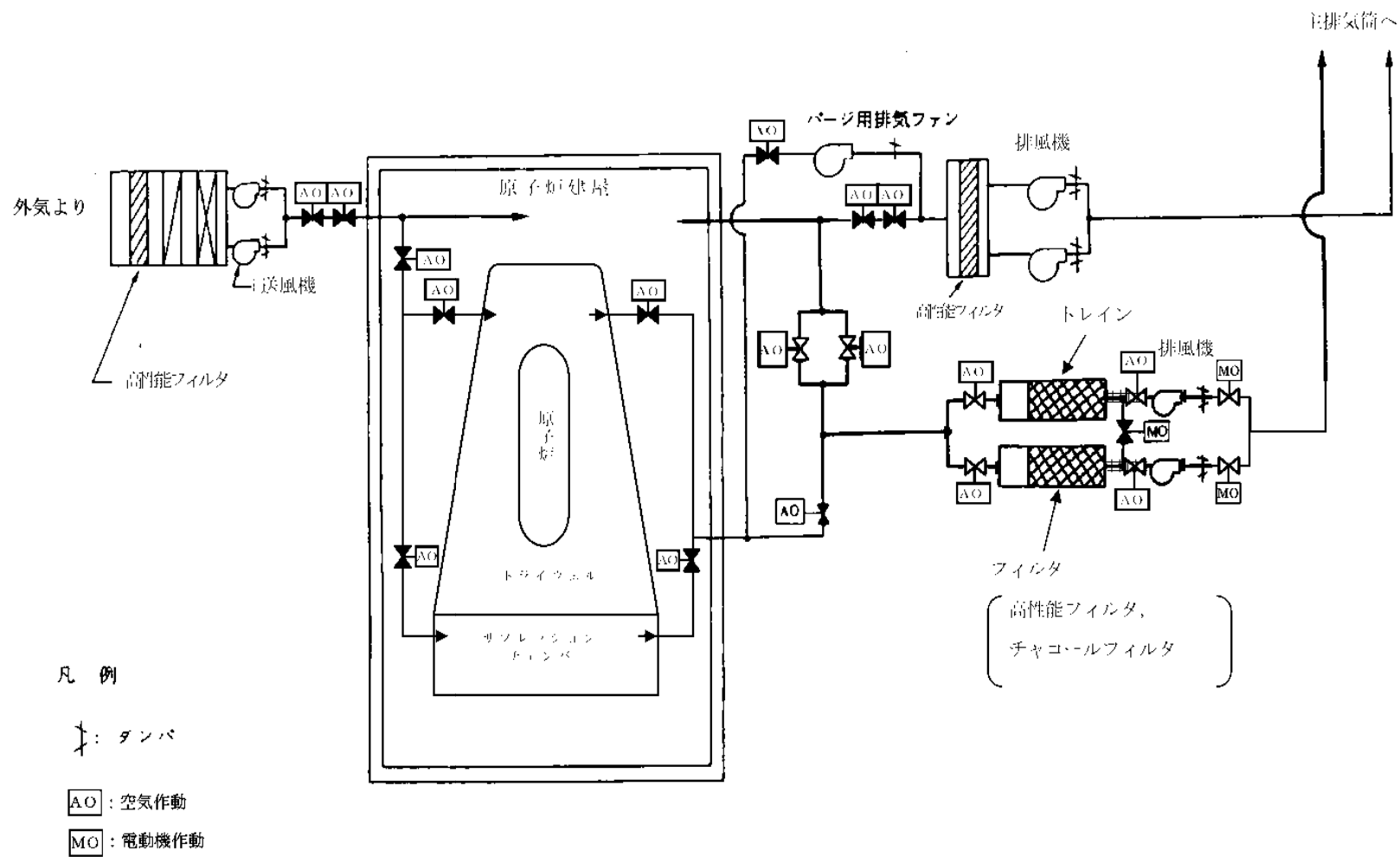


図-2 6号機 非常用ガス処理系 系統概要図

## 2.30 5・6号機 中央制御室換気系

### 2.30.1 系統の概要

中央制御室換気系（5・6号機共用）は、中央制御室へ一部外気を取り入れる再循環方式により空気調節を行うが、事故時には、必要な運転操作を汚染の可能性がなく継続することができるように他系統と分離されており、チャコールフィルタを通して再循環できる構成である。

#### 〔系統の現況〕

中央制御室換気系の系統機能は、復旧済みである。

### 2.30.2 要求される機能

燃料移動（炉心変更）時、中央制御室換気系が2系列（排風機2台、フィルタユニット1基）動作可能であること。

### 2.30.3 主要な機器

系統概要図 添付資料 1 に示す。

#### (1) 送風機

送風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

5号機：建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

#### (2) 排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

5号機：建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

#### (3) フィルタユニット

フィルタユニットについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

5号機：建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

### 2.30.4 耐震性

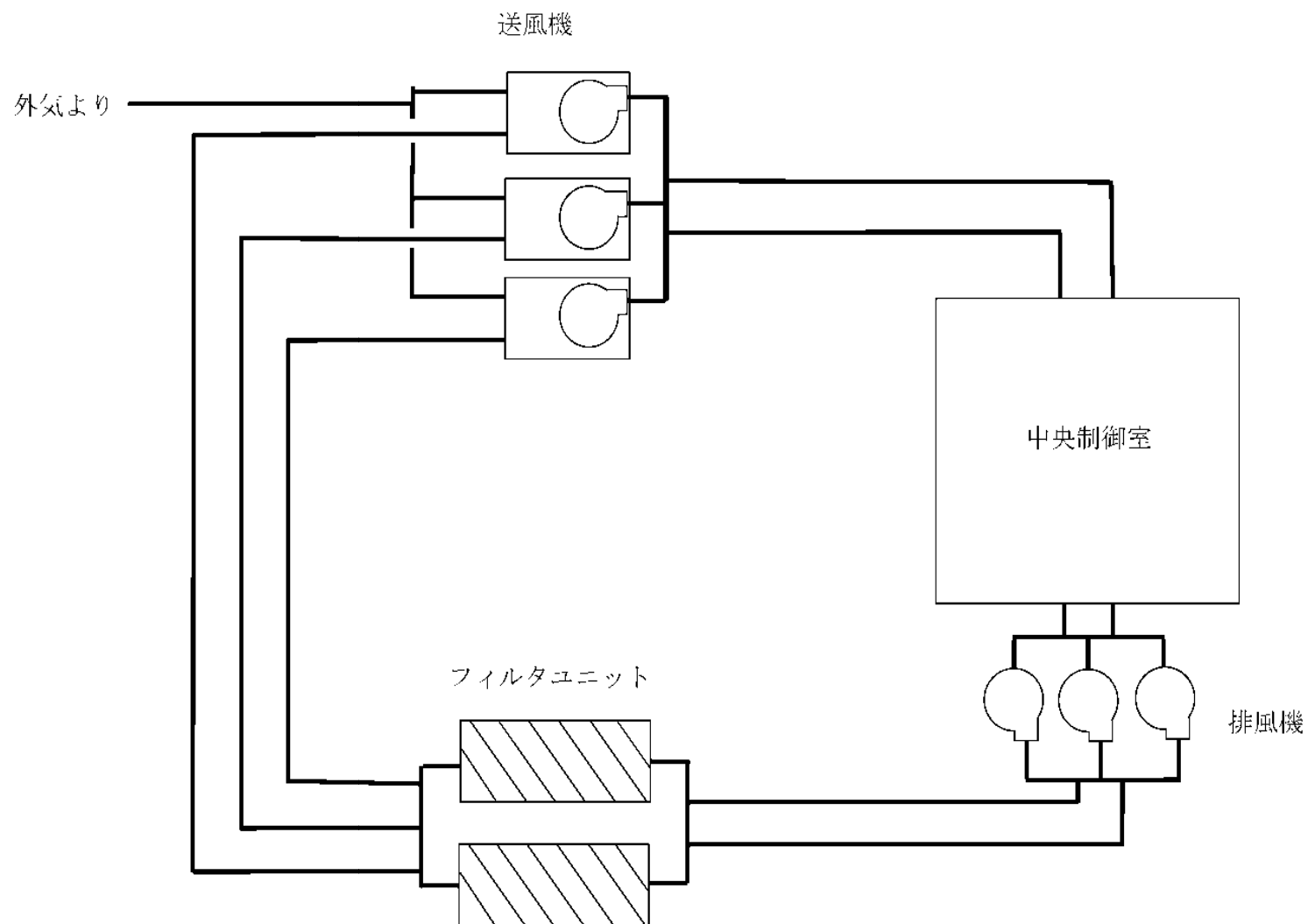
耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

5号機：建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

5号機：建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

### 2.30.5 添付資料

添付資料 1 系統概要図



図－1 5・6号機 中央制御室換気系 系統概要図

## 2.31 5・6号機 構内用輸送容器

### 2.31.1 設備の概要

構内用輸送容器（使用済燃料輸送容器）は、福島第一原子力発電所第5、6号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び炉内燃料（以下、「燃料」という。）を共用プールへ構内輸送する際に使用する容器である。

なお、NFT-12B型及びNFT-22B型の構内用輸送容器は、8×8燃料、新型8×8燃料、新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料の構内輸送に使用することとし、NFT-22B型の構内用輸送容器は、8×8燃料、新型8×8燃料、新型8×8ジルコニウムライナ燃料、高燃焼度8×8燃料及び9×9燃料の構内輸送に使用することとする。ここで、使用済燃料プール又は炉内で19ヶ月以上冷却した燃料を構内用輸送容器で輸送する。

### 2.31.2 要求される機能

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮へい、臨界防止、構造強度を考慮した設計とする。

### 2.31.3 主要な機器

#### (1) 構内用輸送容器（NFT-12B型）

構内用輸送容器（NFT-12B型）については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第1号機使用済燃料輸送容器（第1～第6号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

#### (2) 構内用輸送容器（NFT-22B型）

構内用輸送容器（NFT-22B型）については、以下の書類（既存評価）にて評価されている。このため既存評価を適用することとする。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B型）

（平成22年10月28日申請，原燃輸送株式会社）

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B型）

（平成24年1月13日申請，原燃輸送株式会社）

なお、構内用輸送容器（NFT-22B型）は使用済燃料運搬用容器として設置され、以下の工事計画認可申請書において8×8燃料、新型8×8燃料、新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料の運搬に係わる安全機能は評価されている。

福島第一原子力発電所 第1号機使用済燃料輸送容器（第1～第6号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

(3) 構内用輸送容器（NFT-32B型）

構内用輸送容器（NFT-32B型）については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第1号機使用済燃料輸送容器（第1～第6号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

2.31.4 除熱

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B型）

除熱については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第1号機使用済燃料輸送容器（第1～第6号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B型）

除熱については、以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B型）  
（平成22年10月28日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B型）  
（平成24年1月13日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（NFT-32B型）

除熱については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第1号機使用済燃料輸送容器（第1～第6号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

2.31.5 密封

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B型）

密封については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第1号機使用済燃料輸送容器（第1～第6号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B型）



密封については、以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）  
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）  
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（NFT-32B 型）

密封については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1 ～第 6 号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成 19・02・21 原第 74 号 平成 19 年 3 月 6 日認可）

2.31.6 遮へい

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B 型）

遮へいについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1 ～第 6 号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成 19・02・21 原第 74 号 平成 19 年 3 月 6 日認可）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B 型）

遮へいについては、以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）  
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）  
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（NFT-32B 型）

遮へいについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1 ～第 6 号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成 19・02・21 原第 74 号 平成 19 年 3 月 6 日認可）

2.31.7 臨界防止

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B 型）

臨界防止については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1 ～第 6 号機共用）工事計画

面認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B型）

臨界防止については、以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B型）  
（平成22年10月28日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B型）  
（平成24年1月13日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（NFT-32B型）

臨界防止については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第1号機使用済燃料輸送容器（第1～第6号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

2.31.8 構造強度

(1) 構内用輸送容器（NFT-12B型）

構造強度については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第1号機使用済燃料輸送容器（第1～第6号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

(2) 構内用輸送容器（NFT-22B型）

構造強度については、以下の既存評価により確認している。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B型）  
（平成22年10月28日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B型）  
（平成24年1月13日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（NFT-32B型）

構造強度については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所 第1号機使用済燃料輸送容器（第1～第6号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成19・02・21原第74号 平成19年3月6日認可）

## 2.32 5・6号機 電源系統設備

### 2.32.1 系統の概要

通常電力供給を 66kV 送電線 2 回線（双葉線 1 号，2 号）及び非常用ディーゼル発電機（5 号機 2 台，6 号機 3 台設置）で構成し，多重化・多様化を図っており外部電源が喪失した場合でも安定した電力供給が可能である。

各機器への電力供給は，既設の 66kV 開閉所，起動変圧器，6.9kV 所内高圧母線及び 480V 所内低圧母線を通じて行っており，主要な計測用電源や制御用電源については，蓄電池からも供給することが可能である。

なお，中央制御室にて送電線電圧及び所内高圧母線電圧を監視できる装置を備えており，故障が発生した場合には，異常を検知し，その拡大及び伝播を防止するため異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備えている。（添付資料－1 参照）

#### 〔系統の現況〕

##### <外部電源>

福島第一原子力発電所 5・6 号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は，66kV 送電線 5 回線（双葉線 1 号，2 号，大熊線 3 号，4 号，東北電力（株）東電原子力線）で構成されている。（大熊線 3 号，4 号，東北電力（株）東電原子力線から所内高圧母線を通じて受電することも可能）

##### <非常用ディーゼル発電機>

非常用ディーゼル発電機は復旧済みである。（高圧炉心スプレイ系を除く）

6 号機の高圧炉心スプレイ系と同様に，6 号機の高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機については復旧していないものの，外観点検上は問題がないことは確認しており，今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧\*していくこととする。（Ⅱ.2.23 参照）

当該発電機は高圧炉心スプレイ系のみで電力を供給する設備であり，他の復旧されている 5・6 号機全ての非常用ディーゼル発電機を含めて考えれば，万が一，外部電源（双葉線 1 号，2 号）が喪失した場合には，電力供給を必要とする負荷に対して，非常用高圧母線に接続する動作可能な非常用ディーゼル発電機は十分確保されている。（添付資料－2 参照）

\*：高圧炉心スプレイ系のみで冷却水を供給する非常用ディーゼル発電機冷却海水系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系の制御電源のみに電力を供給する直流電源装置は，高圧炉心スプレイ系の復旧に合わせて動作可能である状態に復旧していくこととする。

##### <所内高圧母線>

所内電源構成は震災前と同等であり，冷温停止に必要な設備に電力を供給している。

震災時、所内高圧母線が津波により被水し電源が喪失したことから、現状の設備に加え津波対策のため、津波による影響がない場所を想定し所内高圧母線（電源喪失時に使用）を設置している。

所内高圧母線が津波により被水し電源が喪失した場合、切替操作を行い6号機非常用ディーゼル発電機または電源車から、津波による影響がない場所を想定し設置している所内高圧母線（電源喪失時に使用）を通じて、原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能を有する機器等に電力を供給する。

なお、平成26年度上期を日途に信頼性向上のため所内高圧母線の増強を計画している。（添付資料－3 参照）

#### <仮設設備>

震災以降、仮設設備を設置しており電力を供給している。（添付資料－4 参照）

#### <代替電源>

外部電源及び非常用ディーゼル発電機が使用できない場合は、電源車を代替電源として配備しており、原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能を有する機器等に電力を供給する。（添付資料－5 参照）

#### <ケーブル・海水配管>

5・6号機の海水系ポンプ（残留熱除去海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機冷却海水系ポンプ、補機冷却海水系ポンプ）に電力を供給するケーブルは、一部が没水しており、時間の経過により絶縁性能の低下が懸念される。このため、予備のケーブルを敷設することで設備の信頼性向上を図っている。

また、非常用ディーゼル発電機冷却海水系の冷却水配管は、トレンチ内で一部に津波による没水部位がある。このため、設備の健全性は系統圧力や温度監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－6 参照）

### 2.32.2 要求される機能

- (1) 冷温停止維持に関する設備に対し、外部電源及び非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。
- (2) 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源が1系列動作可能であること。
- (3) 非常用所内電源が使用できない場合は、代替となる電源を有すること。

## 2.32.3 主要な機器

### (1) 5号機

#### a. 変圧器

##### (a) 起動変圧器

起動変圧器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第5回工事計画認可申請書(48公第3622号 昭和48年6月26日認可)

#### b. 非常用電源設備 (A) (B)

##### (a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第9回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

##### (b) 非常用ディーゼル発電機冷却海水系

###### ①ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

###### ②ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

###### ③主配管

主配管については、以下の工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

#### c. 直流電源装置 (添付資料 2 参照)

##### (a) 所内蓄電池

所内蓄電池については、福島第一原子力発電所5号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

(b) 中性子モニタ用蓄電池

中性子モニタ用蓄電池については、福島第一原子力発電所5号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

(2) 6号機

a. 非常用電源設備（A）

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

(b) 非常用ディーゼル発電機冷却海水系

① ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)

② ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

③ 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

b. 非常用電源設備（B）

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

(b) 非常用ディーゼル発電機補機冷却系

非常用ディーゼル発電機補機冷却系（空気冷却器・ポンプ・主配管）については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

c. 直流電源装置（添付資料 2 参照）

(a) 所内蓄電池

所内蓄電池については、福島第一原子力発電所6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

(b) 中性子モニタ用蓄電池

中性子モニタ用蓄電池については、福島第一原子力発電所6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

(3) 5・6号機共用

代替電源(電源車)

台数	2台以上
容量(kVA)	500（1台あたり）
電圧(kV)	6.6
相数	3
周波数(Hz)	50
タンク容量/燃料消費率	2時間以上

2.32.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第9回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第603号 昭和51年9月9日届出)

建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6号機

建設時第5回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

2.32.5 添付資料

添付資料 1 所内単線結線図及び監視装置について

添付資料ー2 非常用ディーゼル発電機及び直流電源装置の容量について

添付資料 3 所内高圧母線の増強について

添付資料ー4 仮設設備負荷一覧

添付資料 5 電源車負荷リスト

添付資料ー6 非常用ディーゼル発電機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について



## 所内単線結線図及び監視装置について

### 1. 所内単線結線図

所内単線結線図の構成については震災前と同等であり、その設計に変わらないことを、福島第一原子力発電所 5・6 号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

### 2. 監視装置

監視装置については、中央制御室にて監視できる装置を備えており、その設計・機能に変わらないことを福島第一原子力発電所 5・6 号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

## 非常用ディーゼル発電機及び直流電源装置の容量について

現状、高圧炉心スプレイ系の直流電源装置は未復旧状態であるが、他の復旧している設備については震災前と同等であることを以下の様に確認している。

### 1. 非常用ディーゼル発電機

5・6号機の非常用ディーゼル発電機（5A，5B，6A，6B）は外部電源が喪失した場合においても、各号機1台で冷温停止維持に関する設備を運転するのに十分な容量を有している。そのため、点検等で1台が停止した場合においても、十分な容量を確保している。

非常用ディーゼル発電機の容量については、福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

### 2. 直流電源装置

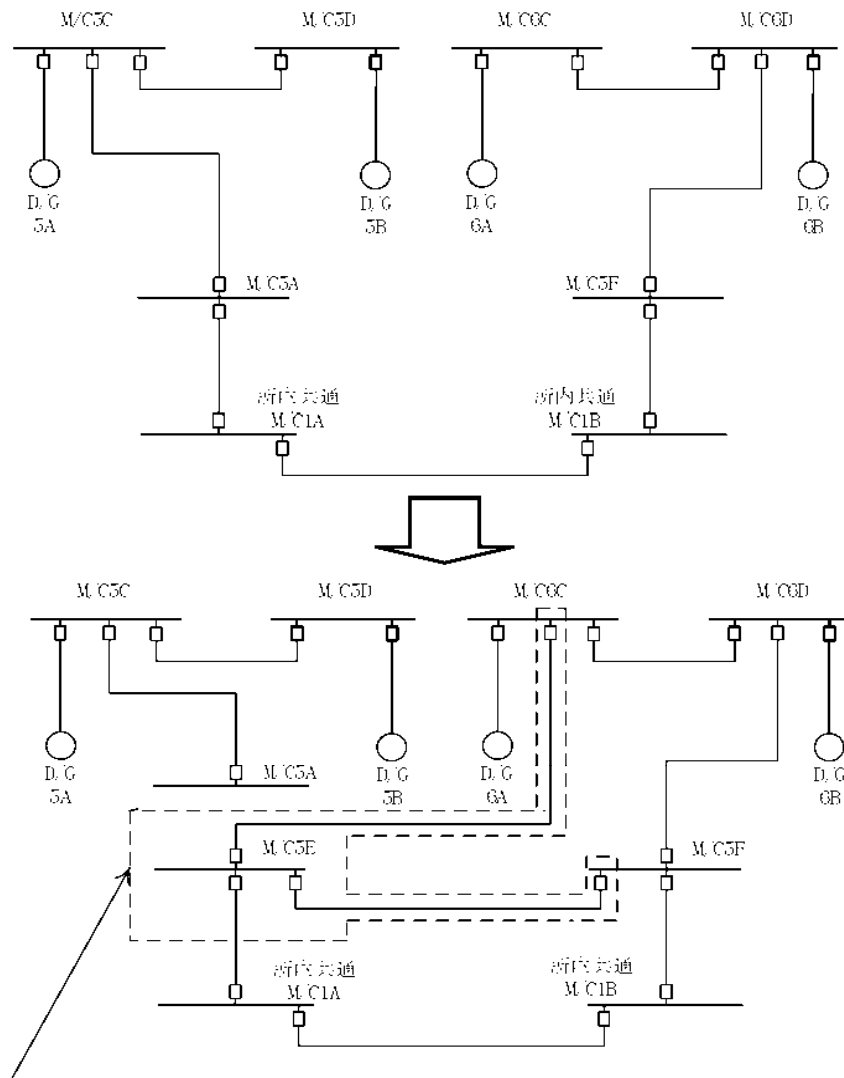
直流電源装置の容量については、福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

## 所内高圧母線の増強について

## (1) 工事の概要

津波対策のため、津波による影響がない場所を想定し所内高圧母線（M/C5F）を設置したが、更なる電源の信頼性向上のため、所内高圧母線（M/C5E）を設置し、2系列化を図る。2系列化後の単線結線図を図－1に示す。

なお、1～4号との連系線を含めた構成についてはⅡ.2.7に示す。



津波対策のため、津波による影響がない場所を想定しM/C5Eを設置し、所内共通M/C1Aとの接続をM/C5AからM/C5Eに変更し、M/C5Fとも接続する。

図－1 2系列化後の単線結線図

(2)工 程

年度	2013		2014	
	第 3 四半期	第 4 四半期	第 1 四半期	第 2 四半期
M/C5E		所内高圧母線の増強		

図－ 2 工事工程

仮設備負荷一覧

仮設備		供給電源箇所
滯留水貯留設備	移送設備	M/C 5B
	油分分離装置	
	浄化装置	
	淡水化装置	
	移送設備(建屋内)	M/C 5SB-2 系低圧電源

## 電源車負荷リスト

原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能を有する機器等に対して、以下のように使用する負荷を選定している。５・６号機の対象負荷へそれぞれ電源車（500kVA）から、所内低圧母線を通じて電力を供給する。

５号機	
対象負荷	負荷容量
復水移送ポンプ*１	30kW (約36kVA)
非常用ガス処理系排風機	5.5kW (約6.5kVA)
中央制御室換気系(送・排風機)	30kW (約36kVA)
直流125V充電器盤	33kVA
直流250V充電器盤	86kVA
No.1通信用充電器盤	22kVA
照明用分電盤	35kVA
	合計：約255kVA

６号機	
対象負荷	負荷容量
復水移送ポンプ*１	45kW (約60kVA)
非常用ガス処理系排風機	15kW (約20kVA)
直流125V充電器盤	75.5kVA
直流250V充電器盤	98.5kVA
P I I S 分電盤	15kVA
照明用分電盤	50kVA
交流120/240V計測用電源	50kVA
交流120/240V計測用電源（５号機）*２	50kVA
	合計：約419kVA

\*１：注水機能を有する機器

\*２：６号機所内低圧母線から電力を供給する。

## 非常用ディーゼル発電機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

非常用ディーゼル発電機冷却海水系配管は、材質が炭素鋼であるが、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから、塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお、配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし、ここでは、外面からの配管の腐食について評価する。

まず、5号機及び6号機の工事計画届出書及び工事計画認可申請書では、配管の肉厚（5号機：8.13mm、6号機：7.2mm）及び必要肉厚（5号機：3.80mm、6号機：3.8mm）の記載<sup>\*1</sup>がある。これまでは、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、配管が海水中に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック<sup>\*2</sup>によれば、海水中では腐食速度は0.1mm/年、飛沫帯では0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は5号機で約14年、6号機で約11年となると予測される。

\*1：以下の工事計画届出書及び工事計画認可申請書により確認している

5号機：工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年4月20日届出)

5号機：工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年4月20日届出)

6号機：建設時第7回工事計画認可申請書(50管字第11083号 昭和50年10月23日認可)

\*2：腐食防食協会編；腐食防食データブック、丸海、p. 49 (1995)。

## 2.33 5・6号機 放射性液体廃棄物処理系

### 2.33.1 5・6号機 既設設備

#### 2.33.1.1 系統の概要

放射性液体廃棄物処理系は、機器ドレン系、床ドレン系等で構成し、原子炉施設で発生する放射性廃液及び潜在的に放射性物質による汚染の可能性のある廃液を、その性状により分離収集し、処理する。

#### 〔系統の現況〕

5・6号機タービン建屋等には津波により流入した大量の海水と地下水が、震災前から建屋内で管理されていた低濃度の放射性物質と共に滞留した。（以下、これを「滞留水」という）

地下水については止水処置を実施しているが、流入を完全に抑制できないことから建屋内水位が上昇した場合、冷温停止維持に必要な設備への影響が懸念される。

滞留水の発生抑制については、地下水の水位を低下させることが必要であるが、地下水を汲み上げて水位を下げる設備として建屋周辺に設置されているサブドレン設備は、震災により被災したことから、設備の浄化等を行いサブドレン設備の使用に向けた準備を実施する。

放射性液体廃棄物処理系については、一部未復旧の設備があるが、5・6号機で発生する廃液については、5号機にてろ過器、脱塩器による処理後、復水貯蔵タンクに回収することができる。しかし、大量の滞留水を処理することができないため、サブドレン設備及び放射性液体廃棄物処理系が復旧するまで、仮設の滞留水貯留設備にて処理している。なお、滞留水貯留設備のうちメガフロートについては、震災当初5・6号機の建屋内の滞留水を移送し、貯留していたが、港湾内の係留位置変更のため全量を受入タンクに移送した。係留位置変更後であっても変更前同様、最適な係留方法にて安全に位置保持している。なお、今後、滞留水を貯留する計画はない。（添付資料 1, 2, 3 参照）

#### 2.33.1.2 要求される機能

放射性液体廃棄物処理系は、原子炉施設で発生する廃液を、その性状により分離収集し、処理する機能を有すること。



### 2.33.1.3 主要な機器

系統概要図 添付資料 4 に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 機器ドレン系

###### (a) 廃液収集タンク

廃液収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資字第13908号 昭和57年11月9日認可)

###### (b) 廃液収集ポンプ

廃液収集ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

###### (c) 廃液ろ過器

廃液ろ過器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(62資字第10732号 昭和62年12月4日認可)

###### (d) 廃液脱塩器

廃液脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

###### (e) 廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資字第15900号 昭和50年3月10日認可)

###### (f) 廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

###### (g) 廃液サージタンク

廃液サージタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)  
建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(h) 廃液サージポンプ

廃液サージポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

b. 床ドレン系

(a) 床ドレン収集タンク

床ドレン収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b) 床ドレン収集ポンプ

床ドレン収集ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(c) 床ドレンろ過器

床ドレンろ過器については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(d) 床ドレンサージタンク

床ドレンサージタンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(e) 床ドレン濃縮器給液ポンプ

床ドレン濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

(f) 床ドレン濃縮器

床ドレン濃縮器については、以下の工事計画届出書により確認している。  
工事計画届出書(総文発官57第685号 昭和57年9月25日届出)

(g) 床ドレン濃縮器復水器

床ドレン濃縮器復水器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)  
建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

(h) 凝縮水貯蔵タンク

凝縮水貯蔵タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

(i) 凝縮水移送ポンプ

凝縮水移送ポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)  
建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

(j) 床ドレン脱塩器

床ドレン脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(k) 床ドレンサンプルタンク

床ドレンサンプルタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(l) 床ドレンサンプルポンプ

床ドレンサンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

c. 再生廃液系

(a) 廃液中和タンク

廃液中和タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b) 廃液中和ポンプ

廃液中和ポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(c) 廃液濃縮器給液ポンプ

廃液濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

(d) 廃液濃縮器

廃液濃縮器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

(e) 廃液濃縮器復水器

廃液濃縮器復水器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(63資庁第14698号 平成元年2月23日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(56資庁第3240号 昭和56年8月19日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

工事計画認可申請書(平成12・03・28資第17号 平成12年4月26日認可)  
工事計画認可申請書(平成14・05・24原第9号 平成14年6月11日認可)  
建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)  
建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)  
建設時第2・3回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)  
工事計画変更認可申請書(56資庁第15242号 昭和57年1月16日認可)  
建設時第1・3回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)  
建設時第2・8回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6号機

a. 機器ドレン系

(a) 機器ドレン収集タンク

機器ドレン収集タンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(b) 機器ドレン混合ポンプ

機器ドレン混合ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第2・6回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(c) ろ過器給液ポンプ

ろ過器給液ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第2・6回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(d) 機器ドレンろ過器

機器ドレンろ過器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第1・6回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(e)機器ドレンろ過水タンク

機器ドレンろ過水タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(f)機器ドレンろ過水ポンプ

機器ドレンろ過水ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第26回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(g)機器ドレン補助ろ過器ポンプ

機器ドレン補助ろ過器ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

(h)機器ドレン補助ろ過器

機器ドレン補助ろ過器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

(i)機器ドレン脱塩器

機器ドレン脱塩器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(j)廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(k)廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては、工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)  
建設時第26回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

b. 床ドレン化学廃液系

(a) 床ドレン化学廃液収集タンク

床ドレン化学廃液収集タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(b) 床ドレン化学廃液混合ポンプ

床ドレン化学廃液混合ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(c) 床ドレン化学廃液ろ過器

床ドレン化学廃液ろ過器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(d) 床ドレン化学廃液ろ過水タンク

床ドレン化学廃液ろ過水タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(e) 床ドレン化学廃液ろ過水ポンプ

床ドレン化学廃液ろ過水ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(f) 蒸発濃縮器給液ポンプ

蒸発濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。  
工事計画届出書(総文発官6第1066号 平成7年2月17日届出)

(g) 蒸発濃縮器

蒸発濃縮器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可)

工事計画届出書(総文発官57第470号 昭和57年7月20日届出)

(h) 蒸発濃縮器復水器

蒸発濃縮器復水器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(i) 蒸留水タンク

蒸留水タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(j) 蒸留水ポンプ

蒸留水ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(k) 蒸留水脱塩器

蒸留水脱塩器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(l) 蒸留水サンプルタンク

蒸留水サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(m) 蒸留水サンプルポンプ

蒸留水サンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)



(n) 蒸発濃縮器循環ポンプ

蒸発濃縮器循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画届出書(総文発官59第928号 昭和59年11月19日届出)

c. 洗浄廃液系

(a) 洗浄廃液収集タンク

洗浄廃液収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(b) 洗浄廃液ポンプ

洗浄廃液ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(c) 洗浄廃液ろ過器

洗浄廃液ろ過器については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画認可申請書(58資庁第2841号 昭和58年3月28日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第8632号 昭和61年7月11日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(3) 5・6号機共用

a. シャワードレン系

(a) シャワードレン受タンク

シャワードレン受タンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(b) シャワードレン移送ポンプ

シャワードレン移送ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(c) シャワードレンタンク

シャワードレンタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(d) シャワードレンポンプ

シャワードレンポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

b. サプレッションプール水サージタンク

サプレッションプール水サージタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書及び工事計画認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

6号機：建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

6号機：建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

#### 2.33.1.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

##### (1) 5号機

建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

工事計画認可申請書(59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第14698号 平成元年2月23日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

建設時第2・3回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

##### (2) 6号機

建設時第4回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画認可申請書(59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第2・6回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

建設時第1・6回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第2・5回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

##### (3) 5・6号機共用

1号機：工事計画認可申請書(48公第657号 昭和48年3月3日認可)

5号機：建設時第3回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

5号機：建設時第2・3回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

## 2.33.2 5・6号機 仮設設備（滞留水貯留設備）

### 2.33.2.1 基本設計

#### 2.33.2.1.1 設置の目的

5・6号機タービン建屋等の大量の滞留水については、一部未復旧の設備がある既設放射性液体廃棄物処理系では処理できないことから、サブドレン設備復旧等による滞留水の発生量抑制及び放射性液体廃棄物処理系の復旧による滞留水の処理ができる時期（サブドレン設備復旧後3年を目途）まで、屋外に滞留水貯留設備を仮設にて設置し処理を行う。

#### 2.33.2.1.2 要求される機能

滞留水を貯留し、放射性物質を閉じ込める機能を有すること。

#### 2.33.2.1.3 設計方針

##### (1) 処理能力

地下水の流入により増加する滞留水に対して、十分対処できる貯留容量とすると共に、散水可能な放射能濃度を満足する性能を有するものとする。

##### (2) 規格・基準等

機器の設計、材料の選定、製作及び検査については、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

##### (3) 滞留水の漏えい防止及び管理されない放出の防止

滞留水の漏えい及び所外への管理されない放出を防止し、信頼性を確保するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいを防止するため、滞留水貯留設備は、設置環境や滞留水の性状に応じた適切な材料を使用すると共に、タンク水位の検出器を設ける。
- b. 異常のないことを巡視点検等により容易に確認できる設備とし、漏えいを停止するための適切な処置ができるようにする。

##### (4) 遮へいに関する考慮

遮へいについては、内包する滞留水の線量が低いため設置は考慮しない。

(5) 監視

漏えいの検知及び貯留状況の確認に必要な水位を監視できる設計とする。また、設備の異常を検知できる設計とする。

(6) 設備の確認

滞留水貯留設備については、設備の健全性及び能力を確認できる設計とする。

2. 33. 2. 1. 4 供用期間中に確認する項目

滞留水貯留設備からの有意な漏えいがないこと。

2. 33. 2. 1. 5 主要な機器

系統概要図 添付資料 4 に示す。

滞留水は、6号機タービン建屋から移送設備により貯留設備に移送され、貯留する。

貯留設備に貯留された滞留水の一部は、浄化装置及び淡水化装置により放射性核種を除去した後、構内散水に使用し、滞留水を低減する。

滞留水は、これまでの実績より地下水の流入により約30m<sup>3</sup>/日で増加しており、構内散水により約25m<sup>3</sup>/日（実績）で増加を抑制している。なお、平成24年11月末現在、貯留タンクの設備容量約10,000m<sup>3</sup>に対し約70%貯留している。今後、地下水流入量の変動が予想されるものの増加傾向にあるため、貯留タンク全体の空き容量\*約2,000m<sup>3</sup>を目安に、貯留能力増強について計画する。

滞留水漏えい時の汚染拡大を防止し信頼性向上を図るため、受入タンク・油分分離装置エリア、受入タンクエリアについて地面の防水処置及び堰の設置を、平成25年度上期を目途に実施する。（添付資料－5 参照）

\*：空き容量は、水位警報設定値の水位高までの容量とする。

(1) 貯留設備

a. タンク（受入タンク及び貯留タンク）

タンクは、屋外に設置された受入タンク及び貯留タンクで構成され、5・6号機の滞留水を貯留する。

受入タンクは、建屋からの滞留水を受け入れる。

貯留タンクは、受入タンクから油分除去した滞留水を受け入れた後、浄化装置により放射性核種を除去し、貯留する。また、淡水化装置の戻り水を貯留する。

b. メガフロート

メガフロートは、港湾内において安全に係留するために自然災害等を考慮した最適な場所を選定し、安全に位置保持する。

## (2) 移送設備

移送設備は、滞留水を貯留設備へ移送することを目的に、移送ポンプ、耐圧ホース及びポリエチレン管で構成する。

移送ポンプは、地下水の流入により増加する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は、移送元のタービン建屋の水位や移送先となる貯留設備の水位の状況に応じて、移送ポンプの起動時間を適宜選定して実施する。

耐圧ホース及びポリエチレン管は、使用環境を考慮した材料を選定し、必要に応じて保温等を設置する。また、屋外で耐圧ホースを使用する箇所は、汚染拡大防止のため、継手部に抜け防止治具の取付けを実施し、継手が外れない処置をする。

## (3) 油分分離装置

油分分離装置は、滞留水に含まれる油分を活性炭により除去する。

## (4) 浄化装置

浄化装置は、内部に充填されたキレート樹脂及びゼオライトにより、滞留水に含まれる放射性核種を除去する。

## (5) 淡水化装置

淡水化装置は、逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる放射性核種を散水可能な放射能濃度<sup>\*1</sup>まで除去する。

また、淡水化後は散水し滞留水の低減を実施しているが、今後、淡水化装置の信頼性向上のため装置の増設を計画する。（添付資料 5 参照）

<sup>\*</sup>1）散水可能な放射能濃度：セシウム134とセシウム137の和が、0.01Bq/cm<sup>3</sup>を満足すること。

## (6) 監視装置

滞留水貯留設備には、設備の状態を正確かつ迅速に把握できるように警報装置及び監視カメラを設置する。

警報装置は、タンク水位高・低及び移送ポンプ用電動機の過負荷を検知し、5・6号機の中央制御室に警報を発する。

## (7) 電源設備

電源設備については、Ⅱ.2.32 参照。

#### 2.33.2.1.6 自然災害対策等

##### (1) 津波

滞留水を貯留するタンク等は、アウターライズ津波が到達しないと考えられる  
0. P. 13. 0m以上の場所に設置する。（Ⅲ. 3. 1. 3 参照）

また、メガフロートについても、アウターライズ津波の影響は小さいが、港湾内構造物に衝突する可能性は否定できないため、被害が最小限になるような場所に係留する。（添付資料－6 参照）

##### (2) 台風・豪雨・竜巻

滞留水貯留設備は、屋外に設置してあるため台風・豪雨・竜巻による直接的な被害を受ける可能性は否定できないが、台風・豪雨・竜巻の発生の可能性が予見される場合には、移送設備の停止等を行い、設備損傷による影響が最小限になるよう対策を図る。

##### (3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については、Ⅱ. 1. 14 参照。

##### (4) 火災

電源設備の近傍に消火器を設置し、初期消火の対応ができるようにする。また、その他の設備についても、可燃物の撤去及び監視カメラによる監視等、火災に対する措置を講じる。

##### (5) 環境条件

滞留水貯留設備については、屋外に設置されているため、紫外線による劣化及び凍結による破損が懸念されるが、貯留設備、油水分離装置、浄化装置及び淡水化装置は、主に鋼製の材料を使用していることから、問題ないとする。また、耐圧ホース及びポリエチレン管については、紫外線による劣化及び凍結による破損が懸念されるため、保温材を取り付ける。

#### 2.33.2.1.7 構造強度

滞留水貯留設備を構成する機器は、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令上、廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが、各機器については、以下のとおり個別に評価する。

(1)貯留設備（タンク・メガフロート）

タンク・メガフロートは、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。

また、これらは全て大気開放のため、水頭圧以上の内圧が作用することはない。

以上のことから、タンク・メガフロートは、必要な構造強度を有するものと評価する。（添付資料 7 参照）

(2)移送設備

a. 移送ポンプ

移送ポンプについては、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、系統の温度（常温）、圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、試運転を行い有意な漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから、移送ポンプは、必要な構造強度を有するものと評価する。

b. 耐圧ホース

「設計・建設規格」上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度（常温）、圧力（約 0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。従って、耐圧ホースは、必要な構造強度を有していると評価する。

c. ポリエチレン管

「設計・建設規格」上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度（常温）、圧力（約 0.25MPa）を考慮して仕様を選定している。また、ポリエチレン管は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保している。

- ・ 日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用。
- ・ 継手は可能な限り融着構造とする。
- ・ 敷設時には漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。

以上のことから、ポリエチレン管は、必要な構造強度を有するものと評価する。

(3)油分分離装置及び浄化装置

油分分離装置及び浄化装置は、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、系統の温度（常温）、圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験を行い、有意な漏えいがないことを確認する。

以上のことから、油分分離装置及び浄化装置は、必要な構造強度を有するものと評価する。



#### (4) 淡水化装置

淡水化装置は、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、系統の温度（常温）、圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で、試運転を行い、有意な漏えいがないこと及び運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから、淡水化装置は、必要な構造強度を有するものと評価する。

#### 2.33.2.1.8 耐震性

滞留水貯留設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」上のBクラス相当の設備と位置付けられる。

耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態に合わせたものを採用する場合もある。

支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、可撓性を有する材料の使用等により、耐震性を確保する。（添付資料 7 参照）

#### 2.33.2.1.9 機器の故障への対応

##### (1) 移送ポンプの故障

移送ポンプが故障した場合は、ポンプの修理または交換を行い、1 週間程度で機能を回復する。

##### (2) 電源喪失

移送ポンプの電源が喪失した場合は、仮設発電機を使用することで、1 週間程度で機能を回復する。

##### (3) 異常時の評価

移送ポンプによる移送が長期に停止した場合、地下水の流入により建屋内の水位が上昇し、冷温停止維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある。

移送停止後、建屋内水位が冷温停止維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある水位に達するまでの水量の余裕は、約 4,500m<sup>3</sup>と想定しているため、地下水が約 30m<sup>3</sup>/日で流入することを考慮しても約 5 ヶ月の余裕がある。

したがって、移送ポンプの故障及び電源喪失した場合でも、1 週間程度で機能を回復できるため、建屋内水位が電源設備に影響するまでの期間内（約 5 ヶ月）に十分復旧可能である。

## 2.33.2.2 基本仕様

### (1)貯留設備

#### a. 受入タンク（完成品）

合計容量	7, 514 m <sup>3</sup> （平成25年7月まで）
基 数	33 基（平成25年7月まで）
容 量	12 m <sup>3</sup> /基 × 1 基（平成25年7月まで）
	35 m <sup>3</sup> /基 × 6 基
	42 m <sup>3</sup> /基 × 6 基
	110 m <sup>3</sup> /基 × 4 基
	160 m <sup>3</sup> /基 × 5 基
	200 m <sup>3</sup> /基 × 2 基
	600 m <sup>3</sup> /基 × 9 基（平成25年7月まで）

#### b. 貯留タンク

合計容量	21, 501 m <sup>3</sup> （平成25年7月より）
基 数	43 基（平成25年7月より）
容 量	50 m <sup>3</sup> /基 × 4 基（完成品）
	90 m <sup>3</sup> /基 × 4 基（完成品）
	299 m <sup>3</sup> /基 × 3 基（完成品）
	508 m <sup>3</sup> /基 × 18 基（完成品）
	1, 100 m <sup>3</sup> /基 × 5 基
	600 m <sup>3</sup> /基 × 9 基（平成25年7月より）

#### c. メガフロート（完成品）

主要寸法	136 m × 46 m × 3 m（長さ×幅×深さ）
基 数	1 基

#### d. 水位警報

##### (a) 受入タンク（35 m<sup>3</sup>、42 m<sup>3</sup>）

設定値	水位高：底部より	1, 835 mm 以下
	水位低：底部より	205 mm 以上

##### (b) 受入タンク（110 m<sup>3</sup>）

設定値	水位高：底部より	2, 051 mm 以下
	水位低：底部より	206 mm 以上

(c) 受入タンク (160 m<sup>3</sup>, 200 m<sup>3</sup>)

設定値 水位高：底部より 4, 100 mm 以下  
水位低：底部より 600 mm 以上

(d) 貯留タンク (50 m<sup>3</sup>)

設定値 水位高：底部より 2, 200 mm 以下  
水位低：底部より 100 mm 以上

(e) 貯留タンク (90 m<sup>3</sup>) (平成25年9月より)

設定値 水位高：底部より 2, 500 mm 以下  
水位低：底部より 100 mm 以上

(f) 貯留タンク (299 m<sup>3</sup>, 508 m<sup>3</sup>)

設定値 水位高：底部より 8, 242 mm 以下  
水位低：底部より 600 mm 以上

(g) 貯留タンク (1, 100 m<sup>3</sup>) (平成25年10月より)

設定値 水位高：底部より 8, 800 mm 以下  
水位低：底部より 1, 500 mm 以上

(2) 移送設備

a. 移送ポンプ (完成品)

台 数	18 台 (平成25年10月より)
容 量	30 m <sup>3</sup> /日 (1台あたり)
揚 程	25 m×1 台 (平成25年9月まで)
	33 m×2 台
	35 m×4 台 (平成25年10月より9台)
	54.4 m×5 台 (平成25年10月より6台)
	65 m×1 台

b. 耐圧ホース (完成品)

呼び径	75 A相当, 100 A相当, 200 A相当
材 質	ポリ塩化ビニル
最高使用圧力	0.98 MPa
最高使用温度	50 ℃

c. ポリエチレン管（完成品）

呼 び 径	75 A相当, 100 A相当
材 質	ポリエチレン
最高使用圧力	0.98 MPa
最高使用温度	40 °C

(3) 油分分離装置

処 理 量	20 m <sup>3</sup> /h
系 列 数	直列2 系列
最高使用圧力	0.6 MPa

(4) 浄化装置

吸 着 剤	キレート樹脂及びゼオライト
処 理 量	20 m <sup>3</sup> /h
系 列 数	1 系列
最高使用圧力	0.6 MPa

(5) 淡水化装置（完成品）

処 理 量	100～200 m <sup>3</sup> /日
基 数	1 基（平成26年2月より2基）
最高使用圧力	0.98 MPa

2.33.3 添付資料

- 添付資料 1 建屋内の滞留水による影響について
- 添付資料－2 6号機 放射性液体廃棄物処理系の未復旧期間における廃液の処理について
- 添付資料－3 6号機 原子が建屋付属棟の一部没水機器について
- 添付資料 4 系統概要図及び全体概要図
- 添付資料－5 滞留水貯留設備の増設及び移設について
- 添付資料 6 メガフロート係留場所の津波に対する考慮について
- 添付資料－7 構造強度及び耐震性に関する評価結果について

### 建屋内の滞留水による影響について

滞留水は５号機タービン建屋地下階・６号機タービン建屋地下階及び６号機原子炉建屋付属棟地下階の３箇所に滞留\*しており、冷温停止維持に必要な設備への影響及び建屋外への漏えいを考慮し、定期的に水位の計測を実施している。（Ⅲ.3.1.5 参照）

\*平成25年7月13時点で、各建屋内滞留水の水量の合計は約5,600m<sup>3</sup>、放射能濃度はセシウム134が約0.02Bq/cm<sup>3</sup>、セシウム137が約0.08Bq/cm<sup>3</sup>である。

#### 1. 冷温停止維持に必要な設備への影響

前述の各建屋に隣接するコントロール建屋等（冷温停止維持に必要な設備の電源室）へ滞留水が流入する可能性のある水位は、各建屋の床面から約2mであるが、仮設の滞留水貯留設備による処理により、水位はその半分以下で推移しているため、問題ないと考ええる。

#### 2. 建屋外への漏えい

５・６号機の各建屋内水位は床面から約2m（O.P.約3.0m）以下で管理しており、現状のサブドレン水位は低い場所でもO.P.約5.0m程度であることから、建屋外への漏えいはないと考える。

6号機 放射性液体廃棄物処理系の未復旧期間における廃液の処理について

5・6号機の廃液については、現状6号機の放射性液体廃棄物処理系が未復旧であることから、5号機の機器ドレン系にて全量処理後、5・6号機の復水貯蔵タンクに回収し、その全量を再使用している。

廃液の発生量は、設備の点検時に約50m<sup>3</sup>程度（月1回以内）であり、仮に、5・6号機の点検が同時期になっても廃液発生量は約100m<sup>3</sup>/月となり、処理能力45m<sup>3</sup>/hを有する5号機の機器ドレン系にて、十分処理可能である。

また、復水貯蔵タンクの容量（5号機：2,500m<sup>3</sup>、6号機：3,194m<sup>3</sup>）に対して、震災以降、5・6号機共に概ねタンクの半分程度の保管量で推移しており、廃液の回収には十分な余裕がある。

なお、廃液の貯留を目的に設置されている、サブプレッションプール水サーージタンクは、津波による損傷が著しく使用できない状態にあるが、上記のとおり復水貯蔵タンクに回収できることから廃液の処理は問題ないとする。

## 6号機 原子炉建屋付属棟の一部没水機器について

原子炉建屋付属棟の地下階は、大量の滞留水により没水している。

滞留水により没水している設備<sup>\*1</sup>のうち、放射性廃液を貯蔵しているタンクは、機器ドレン収集タンク、廃液サンプルタンク、床ドレン化学廃液収集タンク、蒸留水サンプルタンク、蒸留水タンクがある。また、タンクの付属配管についても一部没水している。

タンク及び付属配管の材質は、ステンレス鋼または炭素鋼である。

<sup>\*1</sup>：放射性固体廃棄物処理系のうち、機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク、原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク、使用済樹脂貯蔵タンク、濃縮廃液貯蔵タンク及び各付属配管（使用済樹脂貯蔵タンクを除く）についても一部没水している（II.2.10参照）

## 1. ステンレス鋼製タンク及び付属配管

文献<sup>\*2</sup>によれば、通常の自然水環境において、ステンレス鋼の表面には保護皮膜が形成されるため、腐食速度は無視できるほど小さいが、環境中に濃度の高い塩化物イオンがあると、保護皮膜が局部的に破壊されて、腐食進展速度の大きい局部腐食が生じる場合がある。ステンレス鋼に局部腐食が発生し得る塩化物イオン濃度は、常温で500ppm程度とされているが、現状、設備外面が接する滞留水の塩化物イオン濃度は200ppm程度（水温約20℃）で推移しており、外面から腐食が発生する可能性は小さいと考えられる。なお、滞留水の増加要因は、主に地下水の流入であり、塩化物イオン濃度が増加する可能性は小さいが、引き続き、滞留水中の塩化物イオン濃度を確認する。

一方、設備内面が接する水環境は震災前と変わらないことから、内面からの腐食が発生する可能性も小さいと考えられる。

一部没水しているステンレス鋼製のタンク及び付属配管を表1に示す。

<sup>\*2</sup>：宮坂松甫他、「ポンプの高信頼性と材料」、ターボ機械 第36巻 第9号、2008年9月

表－1 ステンレス鋼製タンク及び付属配管

機 器 名	材 質
床ドレン化学廃液収集タンク	SUS304（エホキシライニング）
機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク	SUS304
原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク	SUS304
使用済樹脂貯蔵タンク	SUS304
床ドレン化学廃液収集タンク付属配管	SUS316TP
濃縮廃液貯蔵タンク付属配管	SUS316LTP
廃液サンプルタンク付属配管	SUS304TP
蒸留水サンプルタンク付属配管	SUS304TP

## 2. 炭素鋼製タンク及び付属配管

タンク及び付属配管は、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、滞留水が溜まっていることから、塗装がはく離し腐食している可能性がある。なお、タンク及び付属配管の内面は腐食がないものとし、ここでは、外面からの腐食について評価する。

### (1) 炭素鋼製タンク

これまでは、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、タンクが滞留水に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック<sup>\*3</sup>によれば、海水中では腐食速度は 0.1mm/年、飛沫帯では 0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は 0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約 10 年以上となると予測される。

一部没水している炭素鋼製タンクの評価結果を表 2 に示す。

<sup>\*3</sup>：腐食防食協会編：腐食防食データブック、丸井、p. 49 (1995)。

表 2 炭素鋼製タンクの評価結果

機器名	材質	肉厚 (mm)	必要肉厚 (mm)	必要肉厚 までの時間	備考
機器ドレン収集タンク	SM41 (エポキシライニング)	10.8	6.73	約 13 年	<sup>*4</sup>
濃縮廃液貯蔵タンク	SM41A (エポキシライニング)	16.2	3.75	約 41 年	<sup>*5</sup>
廃液サンプルタンク	SM41A (エポキシライニング)	6.96	3.81	約 10 年	
蒸留水サンプルタンク	SM41A (エポキシライニング)	9.96	3.81	約 10 年	
蒸留水タンク	SM41A (エポキシライニング)	7.1	3	約 13 年	

<sup>\*4</sup>：建設時第 4 回工事計画認可申請書(49資字第21657号 昭和50年2月5日認可)

<sup>\*5</sup>：建設時第 7 回工事計画変更認可申請書(51資字第9100号 昭和51年10月8日認可)



(2) 炭素鋼製タンク付属配管

付属配管の外表面は防食塗装が施工されているため、急速な腐食の進展は少ないと考えられるが、タンク同様に外表面よりの腐食速度を 0.3mm/年とした結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約 6 年以上となると予測される。

付属配管の内面については、内部流体が常時停滞しており温度も低い等の使用環境から減肉の可能性は低いですが、定期的に肉厚の測定を実施し、減肉評価を実施する。(初回は、平成 25 年度に計画する)

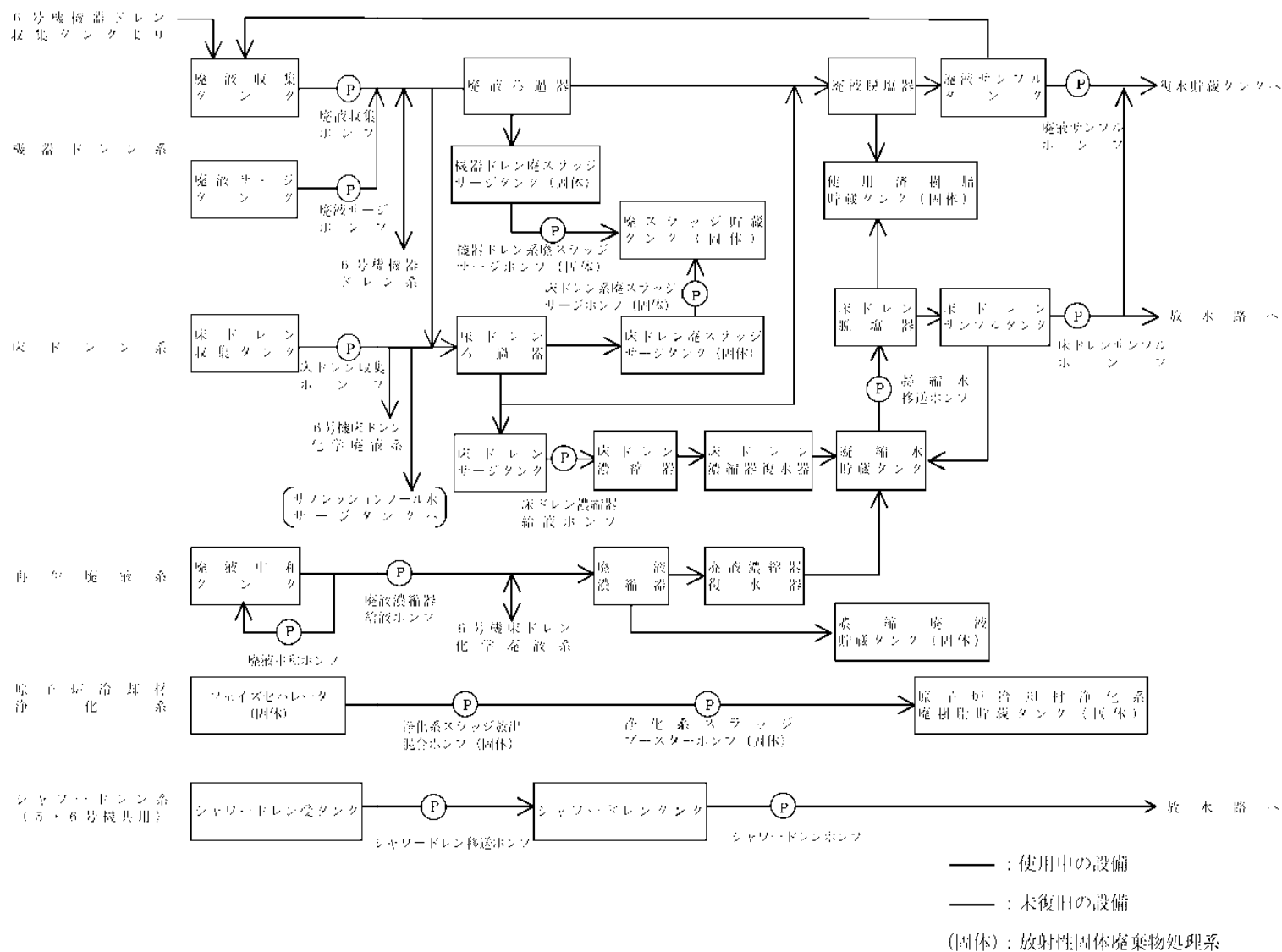
一部没水している炭素鋼製タンク付属配管の評価結果を表－3 に示す。

表－3 炭素鋼製タンク付属配管の評価結果

機器名	口径	材質	肉厚 (mm)	必要肉厚 (mm)	必要肉厚 までの時間	備考
機器ドレン収集タンク付属配管	100A	STPT42	5.2	3.4	6 年	* 6
	80A	STPT42	4.8	3.0	6 年	* 6
	40A	PT42	4.4	2.2	7 年	* 7
原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク付属配管	100A	STPT42	5.2	3.4	6 年	* 6
	80A	STPT42	4.8	3.0	6 年	* 6
	40A	PT42	4.4	2.2	7 年	* 7
機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク付属配管	100A	STPT42	5.2	3.4	6 年	* 6
	80A	STPT42	4.8	3.0	6 年	* 6
	40A	PT42	4.4	2.2	7 年	* 7
蒸留水タンク付属配管	80A	STPT42	4.8	3.0	6 年	* 6
	25A	PT42	3.9	1.7	7 年	* 7

\* 6：建設時第 1 6 回工事計画軽微変更届出書(総文登官第704号 昭和52年8月15日届出)

\* 7：建設時第 2 5 回工事計画軽微変更届出書(総文登官第636号 昭和53年8月31日届出)



図－1 5号機 放射性液体廃棄物処理系 系統概要図

図-2 6号機 放射性液体廃棄物処理系 系統概要図

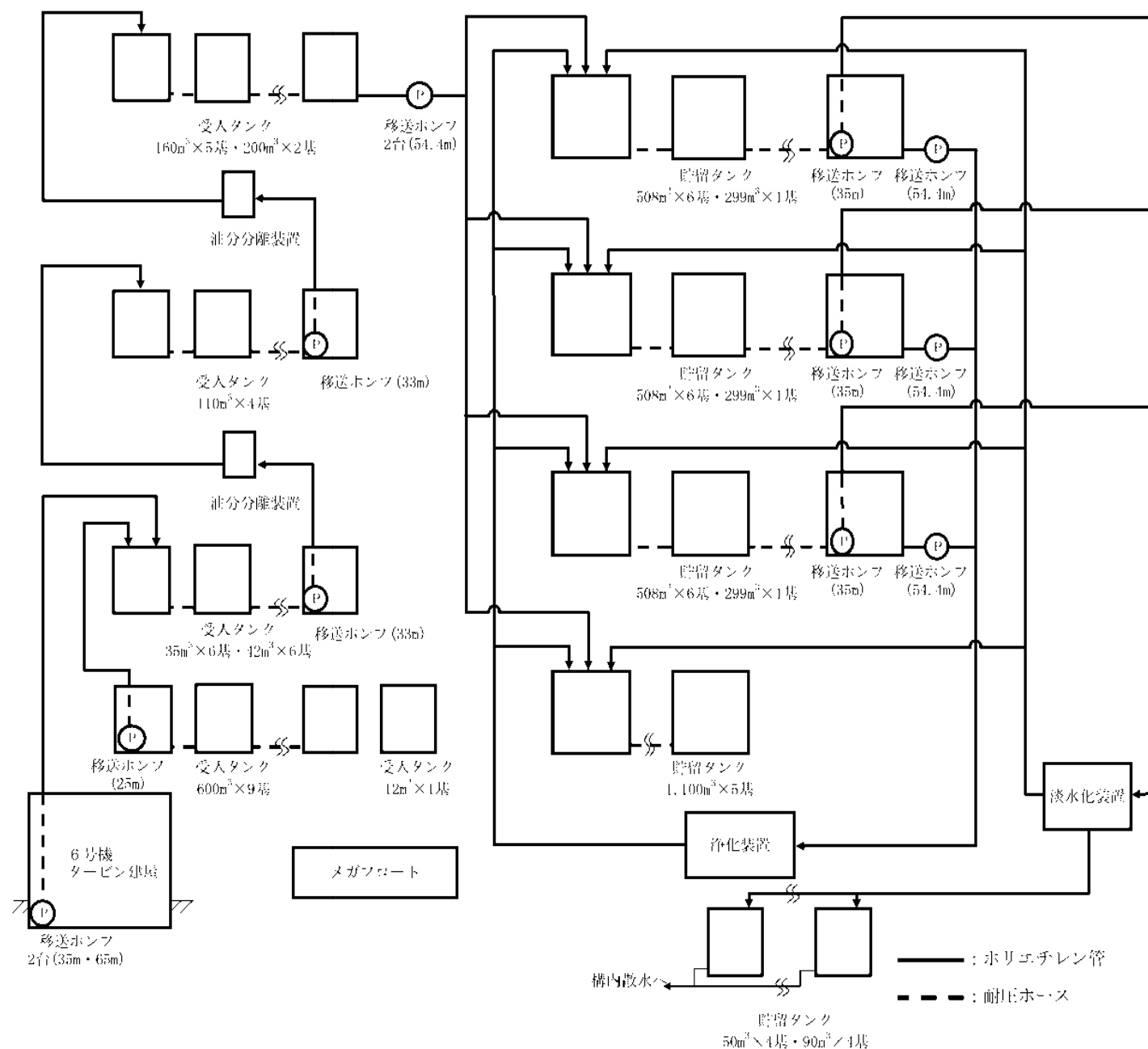


図-3 5・6号機 滞留水貯留設備 系統概要図

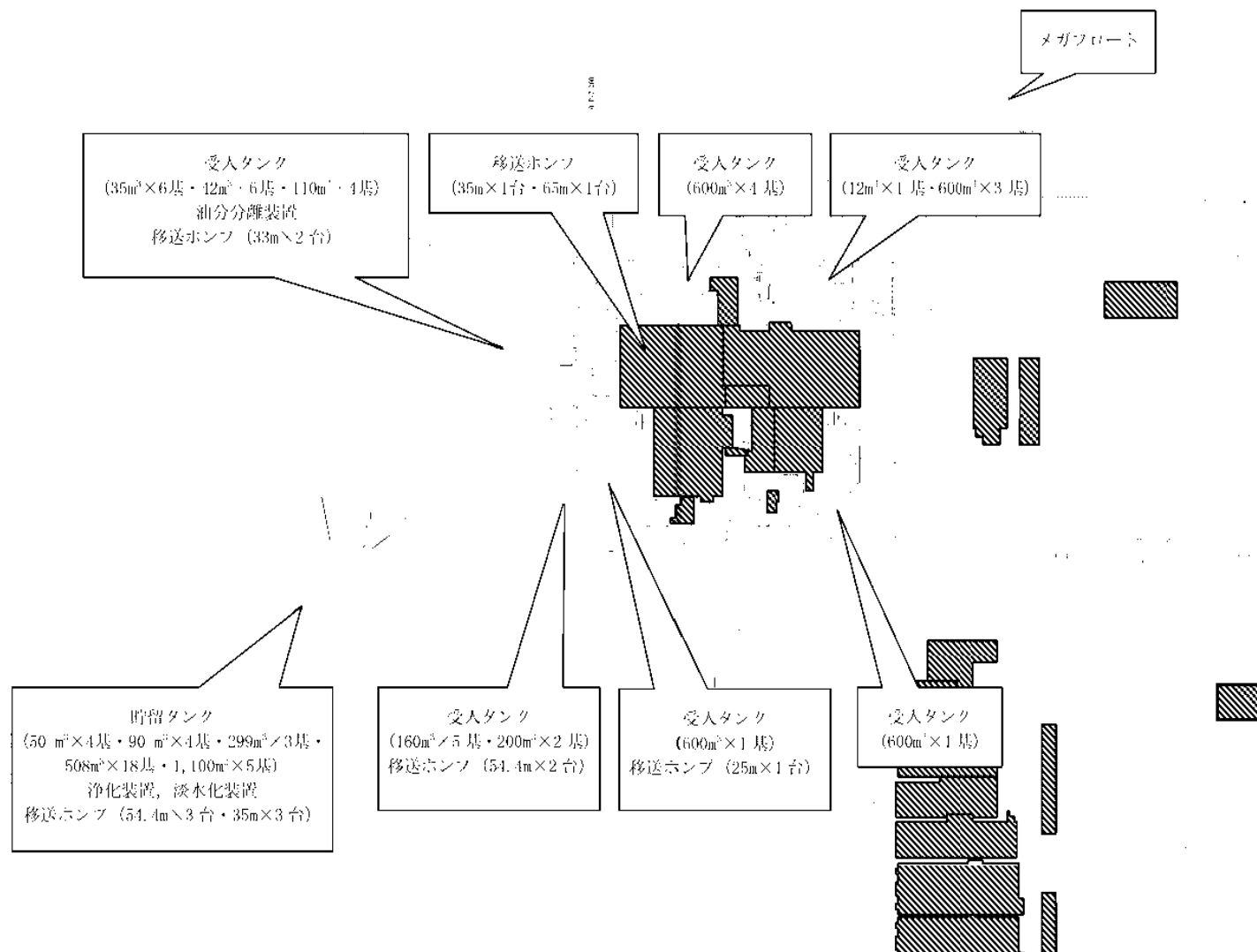


図-4 5・6号機 滞留水滞留設備 全体概要図

### 滞留水貯留設備の増設及び移設について

滞留水貯留設備は、貯留能力増強及び信頼性向上を目的とした以下の工事について計画し実施する。

#### 1. 工事概要

##### (1) 貯留タンク移設

貯留設備の貯留能力増強を図るため、受入タンクのうち 600m<sup>3</sup> タンク 9 基については、貯留タンクとして移設する。また、現在使用しておらず、今後使用見込みのない 12m<sup>3</sup> タンク 1 基については、平成 25 年 7 月に撤去する。

##### (2) 移送ポンプ増設

貯留タンクの移設及び淡水化装置の増設に伴い、移送ポンプの増設を行う。なお、600m<sup>3</sup> タンク 9 基の移設に合わせて移送ポンプ 1 台の撤去を行う。

##### (3) 淡水化装置増設

淡水化装置の信頼性向上を図るため、増設を行う。

##### (4) 堰の設置

滞留水漏えい時の汚染拡大を防止し信頼性向上を図るため、タンク周辺について地面の防水処置及び堰の設置を行う。

#### 2. 設備概要

工事概要図 別添－1 に示す。

系統概要図及び全体概要図（増設及び移設後） 別添－2 に示す。

##### (1) 貯留タンク

###### a. 移 設（完成品）

基 数	9 基
容 量	600 m <sup>3</sup> ／基

（受入タンクから貯留タンクに使用目的を変更する）

###### b. 撤 去

基 数	1 基
容 量	12 m <sup>3</sup> ／基

c. 水位警報 (600 m<sup>3</sup>)

設定値 水位高：底部より 8, 800 mm 以下

水位低：底部より 1, 500 mm 以上。

## (2) 移送ポンプ

a. 増設 (完成品)

台	数	6	台
---	---	---	---

容 量 30 m<sup>3</sup>/日 (1台あたり)

揚 程 35 m×5 台 (水中ポンプ)

54. 4 m×1 台 (横置き型ポンプ)

## b. 撤去

台	数	1	台
---	---	---	---

容 量 30 m<sup>3</sup>/日 (1台あたり)

揚程 25 m×1 台

### (3) 淡水化装置 (完成品)

处理量  $100 \sim 200 \text{ m}^3/\text{d}$ 

基 数 1 基

最高使用压力	0.98 MPa
--------	----------

#### (4) 各設備付属配管

a. 耐压ホース (完成品)

呼び径 75 A相当, 100 A相当, 200 A相当

材 質	ポリ塩化ビニル
-----	---------

最高使用压力	0.98 MPa
--------	----------

最高使用温度	50℃
--------	-----

## b. ポリエチレン管 (完成品)

呼び径 75A相当

材 質                      ポリエチレン

最高使用压力	0.98 MPa
--------	----------

最高使用温度	40℃
--------	-----

(5) 堰

a. 受入タンク・油分分離装置エリア

高 さ 5 0 0 mm 以上

b. 受入タンクエリア

高 さ 5 7 0 mm 以上

c. 貯留タンクエリア

高 さ 5 7 0 mm 以上

3. 工 程

年度	2013									
	6 月	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	
貯留タンク		移設*1*2（撤去含む）								
移送ポンプ				増設（撤去含む）*3						
淡水化装置					装置増設*1					
堰			堰の設置*4							

\* 1 : 各設備付属配管の増設を含む。

\* 2 : 貯留タンク設置後、順次使用予定。

\* 3 : 移送ポンプ設置後、順次使用予定。

\* 4 : 受入タンク・油分分離装置エリア、受入タンクエリアの堰は 9 月までに完了予定。また、貯留タンクエリアの堰については、11 月までに完了予定。

図－1 工事工程



#### 4. 確認事項

表－1 貯留タンク

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	据付状態を確認する。	実施計画のとおりに据付されていること。
	耐圧・漏えい確認	タンク満水まで水張りし、24 時間保持した後、水頭圧に耐え、かつ、漏えいのないことを確認する。	構造物の変形等がないこと。また、各部からの有意な漏えいがないこと。
監視	警報確認	警報が発生することを確認する。	警報が発生すること。

表 2 移送ポンプ（水中ポンプ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
性能	運転確認	ポンプの運転確認を行う。	実施計画に記載の容量を満足すること。

表－3 移送ポンプ（横置き型ポンプ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	据付状態を確認する。	実施計画のとおりに据付されていること。
	耐圧・漏えい確認	運転状態にて、運転圧に耐え、かつ、漏えいのないことを確認する。	各部からの有意な漏えいがないこと。
性能	運転確認	ポンプの運転確認を行う。	実施計画に記載の容量を満足すること。また、異音、振動等の異常がないこと。

表 4 淡水化装置

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度 ・耐震性	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	据付状態を確認する。	実施計画のとおりに据付されていること。
	耐圧・ 漏えい確認	運転状態にて、運転圧に耐え、かつ、漏えいのないことを確認する。	構造物の変形等がないこと。 また、各部からの有意な漏えいがないこと。
性能	性能確認	淡水化装置の性能確認を行う。	実施計画に記載の処理量を満足すること。また、淡水化後の水質が構内散水可能な放射能濃度を満足すること。

表 5 堰

確認事項	確認項目	確認内容	判定
性能	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	寸法確認	高さを確認する。	実施計画に記載の許容範囲内であること。

## 5. 補足事項

- ・許容範囲について

表－6 許容範囲一覧

名称		寸法(mm)	許容範囲 (mm)	根拠
堰の高さ	受入タンク・ 油分分離装置エリア	500 以上*2	500 以上	自主管理値*1
	受入タンクエリア	570 以上*2	570 以上	自主管理値*1
	貯留タンクエリア	570 以上*2	570 以上	自主管理値*1

\*1：想定最大量（水位警報設定値の水位高での容量）が漏えいしても堰外への汚染拡大を防止する。

\*2：高さは、以下の各エリア毎に想定最大量及び堰内の面積から算出。

受入タンク・油分分離装置エリア	想定最大量	408 m <sup>3</sup>	堰内の面積	818 m <sup>2</sup>
受入タンクエリア	想定最大量	1,043 m <sup>3</sup>	堰内の面積	1,850 m <sup>2</sup>
貯留タンクエリア	想定最大量	3,301 m <sup>3</sup>	堰内の面積	5,799 m <sup>2</sup>

## 6. 別添

別添－1 工事概要図

別添－2 系統概要図及び全体概要図（増設及び移設後）

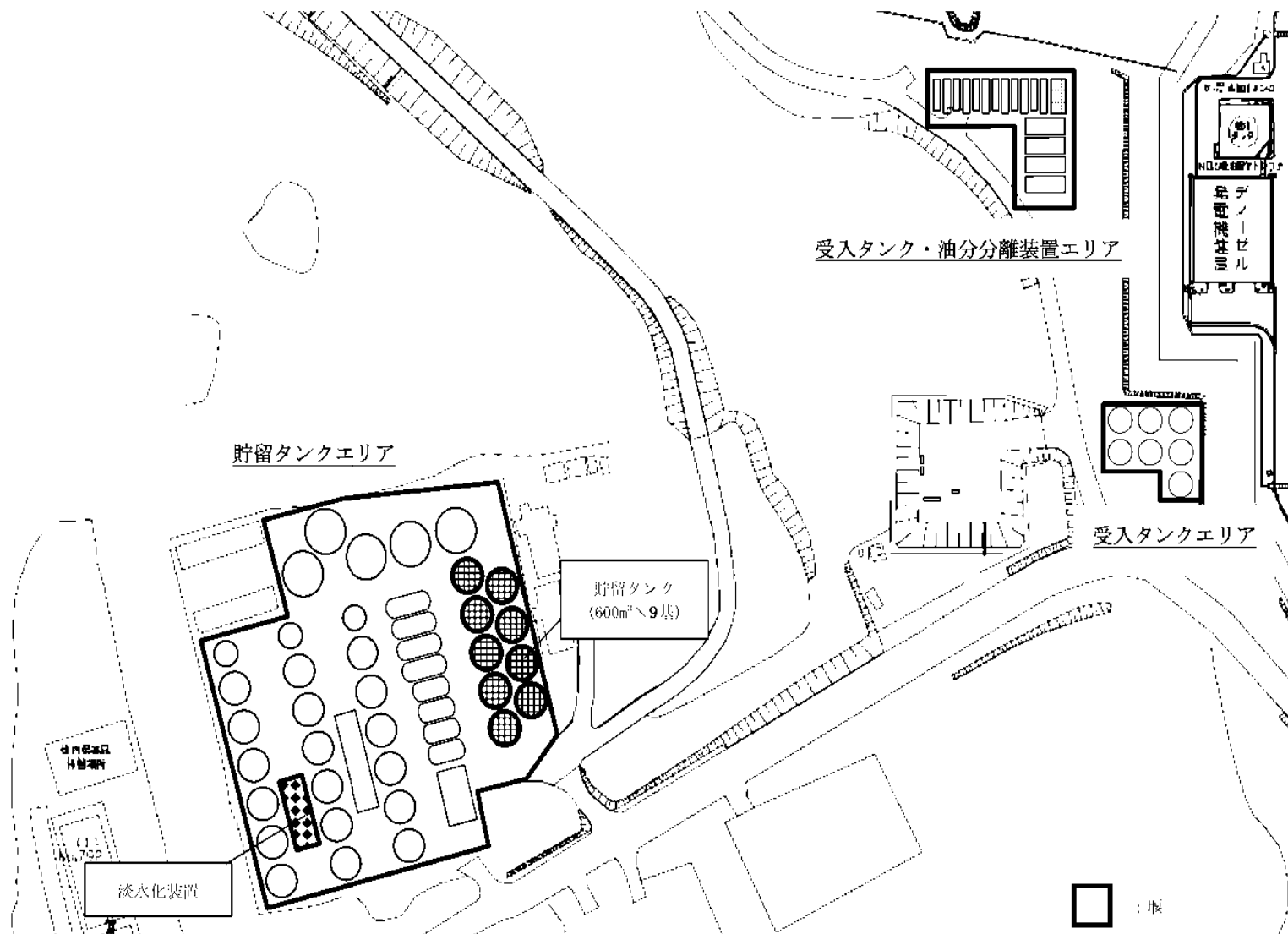
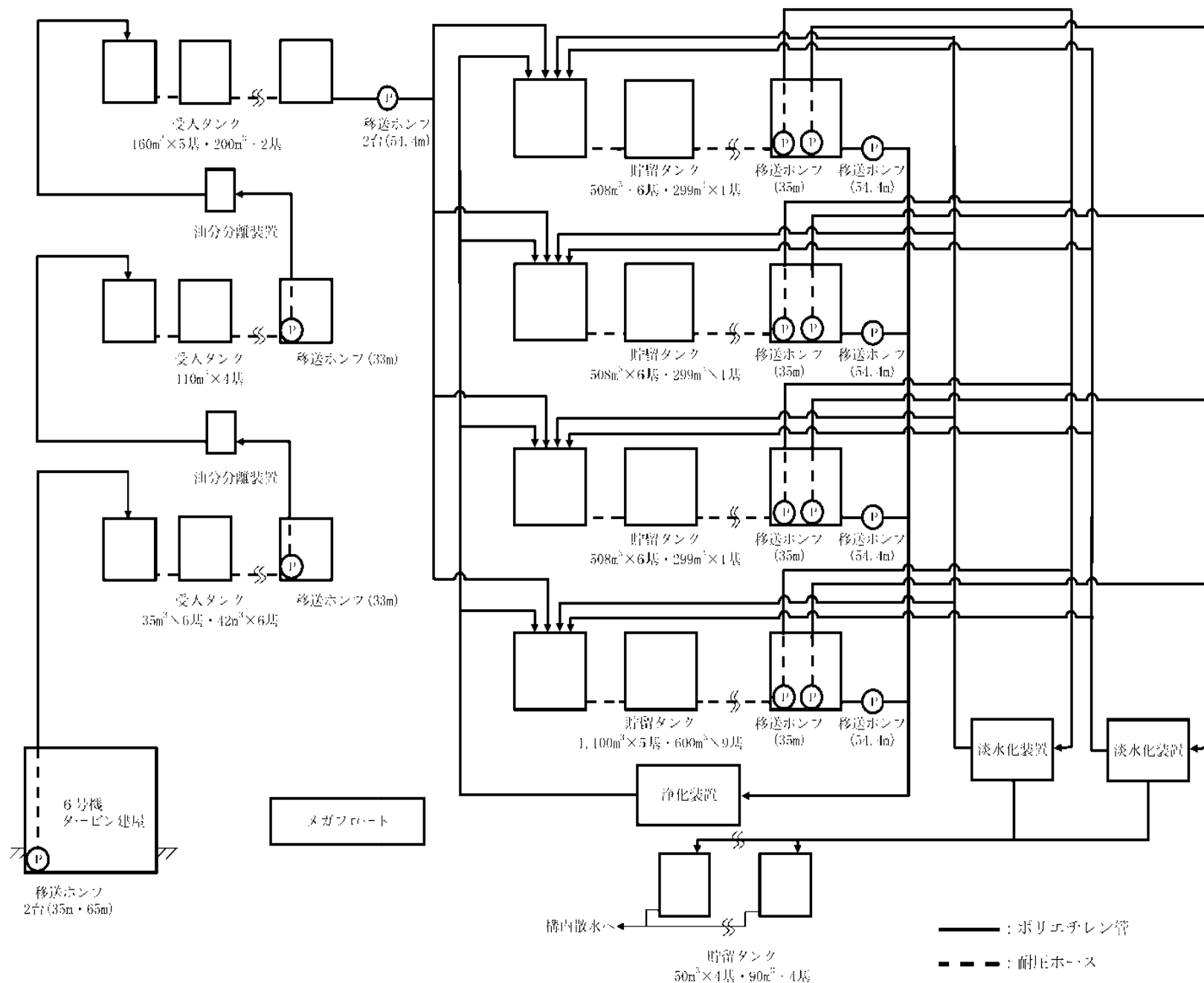
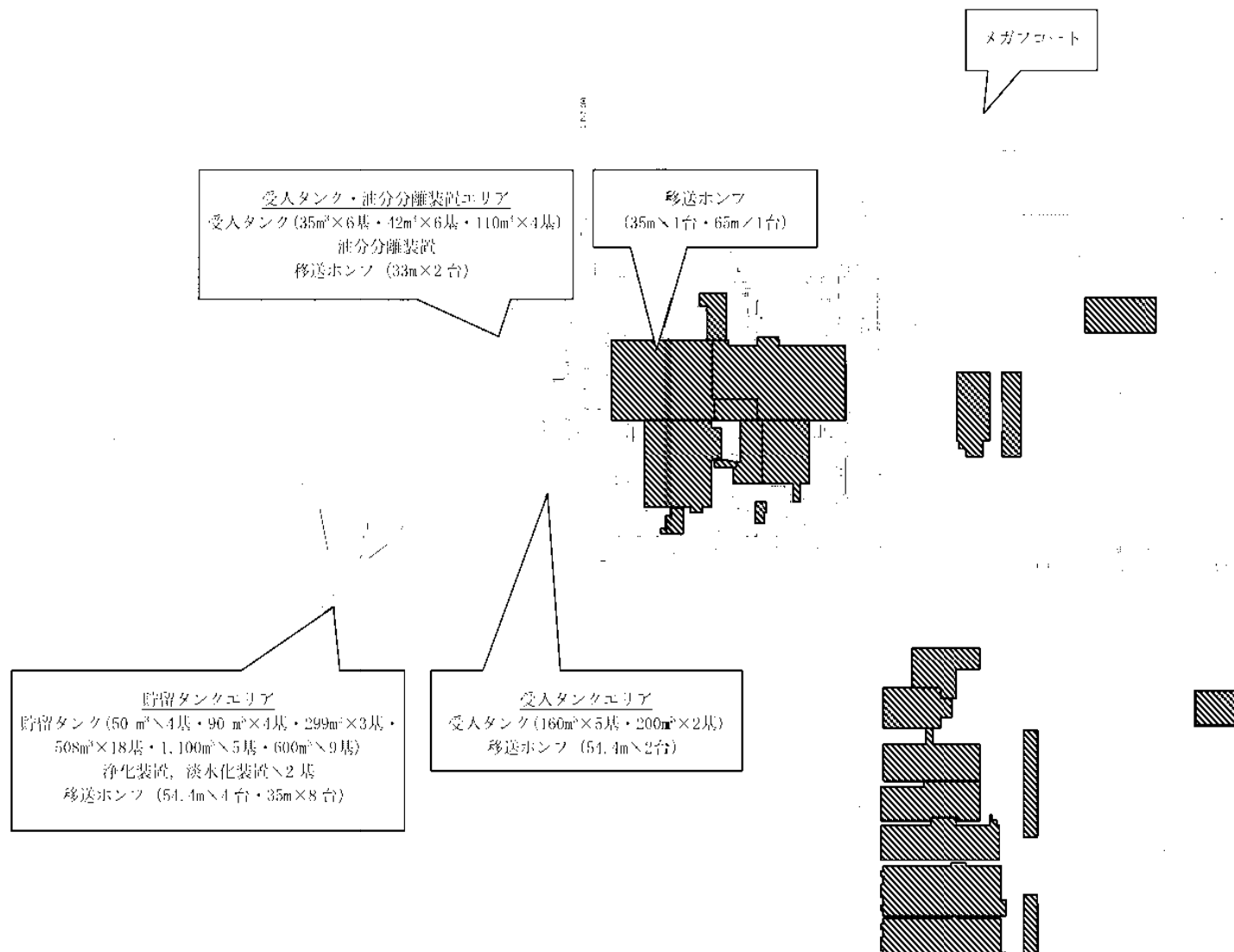


図-1 5・6号機 滞留水貯留設備 工事概要図



図ー1 5・6号機 滞留水貯留設備 系統概要図(増設及び移設後)



図－2 5・6号機 滞留水滞留設備 全体概要図 (増設及び移設後)

### メガフロート係留場所の津波に対する考慮について

アウターライズで発生する津波は周期が長く（10分以上）、メガフロートは津波の潮位変動に応じた上下動を繰り返すと推測される。

アウターライズ津波による引波時には、メガフロート周辺の潮位はO.P. 約-3.0mまで下がると考えられる。これにより船底がO.P. 約-4.6mまで沈下することが推定されるが、最も水深の浅い場所でもO.P. 約-5.0mであるためクリアランスが残る。

同様に、アウターライズ津波による押波時には、潮位が最大O.P. 約5.0m程度に達すると考えられるが、押波の場合は、吃水や潮位上昇量の関係からメガフロートが陸上へ乗り上げる可能性は小さい。

なお、アウターライズの引波の水流や波浪による水平方向の動揺や、押波時の垂直方向への上昇に伴う係留設備の破損で水平方向拘束が緩み、港湾内構造物に衝突する可能性は否定できないため、その可能性を最小限にするため、水深の確保及び海底の障害物の有無を考慮し、港湾内で比較的静穏な場所をメガフロートの係留場所に選定した。

## 構造強度及び耐震性に関する評価結果について

## 1. 構造強度及び耐震性

滞留水貯留設備を構成する機器の構造強度及び耐震性についての評価を行う。

## 2. 構造強度

## (1) 受入タンク及び貯留タンクの評価

円筒形タンクの板厚評価を実施した結果、水頭圧に耐えられることを確認した。

(表 1 参照)

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

$t$  : 胴の必要板厚

$Di$  : 胴の内径

$H$  : 水頭

$\rho$  : 液体の比重

$S$  : 最高使用温度における材料 (SS400)

の許容引張応力

$\eta$  : 長手継手の効率



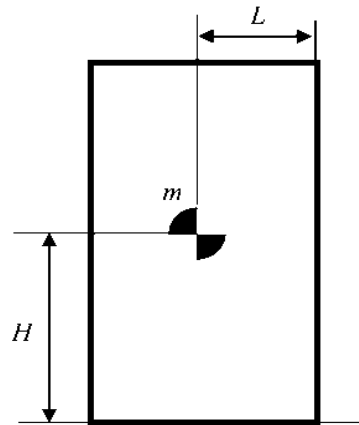
表 1 板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要板厚[mm]	板厚[mm]
受入タンク (容量：160m <sup>3</sup> )	胴板	1.5	4.5
受入タンク (容量：200m <sup>3</sup> )	胴板	1.9	6.0
受入タンク (容量：600m <sup>3</sup> )	胴板	4.4	9.0
貯留タンク (容量：50m <sup>3</sup> )	胴板	0.5	8.0
貯留タンク (容量：90m <sup>3</sup> )	胴板	0.9	21.0
貯留タンク (容量：299m <sup>3</sup> )	胴板	3.1	9.0
貯留タンク (容量：508m <sup>3</sup> )	胴板	4.0	9.0
貯留タンク (容量：1,100m <sup>3</sup> )	胴板	9.6	12.0

### 3. 耐震性

#### (1) 転倒評価

地震時の水平荷重による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、「①地震時の水平荷重による転倒モーメント<②自重による安定モーメント」となることから、転倒しないことを確認した。(表 2, 3 参照)



$C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36)

$m$  : 機器質量

$g$  : 重力加速度

$H$  : 据付面からの重心までの距離

$L$  : 転倒支点から機器重心までの距離

①地震時の水平荷重による転倒モーメント :  $M_1 = C_H \times m \times g \times H$

②自重による安定モーメント :  $M_2 = m \times g \times L$

#### (2) 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を行った。評価の結果、「①地震時の水平荷重によるすべり力<②接地面の摩擦力」となることから、滑動しないことを確認した。(表 2, 3 参照)

①地震時の水平荷重によるすべり力 :  $F_L = C_H \times m \times g$

②接地面の摩擦力 :  $F_\mu = \mu \times m \times g$

$C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36)

$m$  : 機器質量

$g$  : 重力加速度

$\mu$  : 摩擦係数

(コンクリート上 : 0.4,

敷鉄板上 : 0.52)

### (3) 支持力評価

タンクの鉛直荷重と極限支持力を比較して、地震時の支持力に対する評価を行った。支持力の算定式は「社団法人日本道路協会（2002）：道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編」に基づき次式を用いた。評価の結果、「①タンクの鉛直荷重<②タンク基礎底面地盤の極限支持力」となり、安全性を有していることを確認した。（表－2、3 参照）

①タンクの鉛直荷重： $W = m \times g$

②タンク基礎底面地盤の極限支持力： $Q_u = A_c \left( \alpha k c N_c S_c + k q N_q S_q + \frac{1}{2} \gamma_1 \beta B_c N_r S_r \right)$

$m$  : 機器質量

$g$  : 重力加速度

$A_c$  : 有効載荷面積

$\alpha, \beta$  : 基礎の形状係数

$k$  : 根入れ効果に対する割増し係数

$c$  : 地盤の粘着力 ( $c=39\text{kN/m}^2$ )

$N_c, N_q, N_r$  : 荷重の傾斜を考慮した支持力係数

$S_c, S_q, S_r$  : 支持力係数の寸法効果に関する補正係数

$q$  : 上載荷重 ( $q=\gamma_2 D_f$ )

$\gamma_1, \gamma_2$  : 支持地盤及び根入れ地盤の単位重量 ( $\gamma_1, \gamma_2=15.9\text{kN/m}^3$ )

$D_f$  : 基礎の有効根入れ深さ

$B_c$  : 荷重の偏心を考慮した基礎の有効載荷幅 ( $B_c=B-2e_B$ )

$B$  : 基礎幅

$e_B$  : 荷重の偏心量

表－２ 機器質量及び基礎幅 一覧

機器名称	$m^*$ (t)	$B$ (m)
受入タンク (容量：12m <sup>3</sup> )	14.3	2.0
受入タンク (容量：35m <sup>3</sup> )	43.3	2.0
受入タンク (容量：42m <sup>3</sup> )	51.0	2.3
受入タンク (容量：110m <sup>3</sup> )	127.6	4.7
受入タンク (容量：160m <sup>3</sup> )	169.7	6.9
受入タンク (容量：200m <sup>3</sup> )	211.9	6.9
受入タンク (容量：600m <sup>3</sup> )	650.9	9.0
貯留タンク (容量：50m <sup>3</sup> )	93.5	3.1
貯留タンク (容量：90m <sup>3</sup> )	133.5	3.1
貯留タンク (容量：299m <sup>3</sup> )	329.3	6.9
貯留タンク (容量：508m <sup>3</sup> )	553.7	9.0
貯留タンク (容量：1,100m <sup>3</sup> )	1,165.0	12.2
移送ポンプ(横置き型ポンプ)	0.2	0.7
油分分離装置	108.7	4.4
浄化装置	17.0	1.3

＊：タンク及び油分分離装置は水の質量も含む。

表－3 評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	①	②	単位
受入タンク (容量：12m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	48	139	kN・m
		滑動		51	72	kN
	地盤	支持力		141	1,487	kN
受入タンク (容量：35m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	172	428	kN・m
		滑動		153	220	kN
	地盤	支持力		425	3,164	kN
受入タンク (容量：42m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	203	579	kN・m
		滑動		181	260	kN
	地盤	支持力		501	3,937	kN
受入タンク (容量：110m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	577	2,940	kN・m
		滑動		451	650	kN
	地盤	支持力		1,252	11,210	kN
受入タンク (容量：160m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	1,348	5,658	kN・m
		滑動		600	865	kN
	地盤	支持力		1,665	10,048	kN
受入タンク (容量：200m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	2,058	7,065	kN・m
		滑動		749	1,080	kN
	地盤	支持力		2,079	9,241	kN
受入タンク (容量：600m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	11,472	28,200	kN・m
		滑動		2,298	3,319	kN
	地盤	支持力		6,384	13,394	kN
貯留タンク (容量：50m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	718	1,420	kN・m
		滑動		330	476	kN
	地盤	支持力		917	5,693	kN
貯留タンク (容量：90m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	1,025	2,028	kN・m
		滑動		472	680	kN
	地盤	支持力		1,309	4,960	kN
貯留タンク (容量：299m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	5,326	10,937	kN・m
		滑動		1,163	1,679	kN
	地盤	支持力		3,230	7,195	kN

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	①	②	単位
貯留タンク (容量：508m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	9,026	23,989	kN・m
		滑動		1,955	2,823	kN
	地盤	支持力		5,430	14,926	kN
貯留タンク (容量：1,100m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	21,645	68,548	kN・m
		滑動		4,113	4,569	kN
	地盤	支持力		11,425	29,867	kN
移送ポンプ (横置き型ポンプ)	本体	転倒	0.36	0.14	0.34	kN・m
		滑動		0.71	0.78	kN
	地盤	支持力		1.97	192	kN
油分分離装置	本体	転倒	0.36	471	2,337	kN・m
		滑動		384	554	kN
	地盤	支持力		1,066	9,949	kN
浄化装置	本体	転倒	0.36	62	110	kN・m
		滑動		60	66	kN
	地盤	支持力		167	188	kN
淡水化装置 (トラックに中載)	本体	転倒	0.36	144	255	kN・m

## 2.34 5・6号機 計測制御設備

### 2.34.1 系統の概要

計測制御設備は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化、負荷の変化及び外乱に対して、監視及び制御を行うためのものである。

さらに、これらの設備からの情報を基にプラントの主要な系統の運転に必要なパラメータの監視及び機器の操作を集中して管理するための計測制御設備を中央制御室に設ける。

#### 「系統の現況」

冷温停止を維持・管理するための主要な系統の監視及び臨界未満に維持されていることを監視するための主要な機器は復旧済みである。

### 2.34.2 要求される機能

- (1) 冷温停止を維持・管理するために監視ができること。
- (2) 炉心、冷却材圧力バウンダリの健全性を確認するために監視ができること。
- (3) 臨界未満であることを確認するために監視ができること。

### 2.34.3 主要な機器

#### (1) 冷温停止を維持・管理するための監視機器

冷温停止時の運転上の制限（設定値）については、「Ⅲ 特定原子力施設の保安 第2編（5号炉及び6号炉に係る保安措置）第27条」に示す。

##### a. 原子炉系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計，導電率計

##### b. 残留熱除去系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

##### c. 燃料プール冷却浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，水位計，流量計

##### d. 非常用炉心冷却系計測制御設備

圧力計，流量計

##### e. 復水補給水系計測制御設備

圧力計，水位計

##### f. 原子炉冷却材浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

##### g. 原子炉補機冷却系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計

##### h. 制御棒駆動系計測制御設備

圧力計，流量計，水位計

- i. 非常用予備電源装置関連計測制御設備  
圧力計，温度計
- j. 核計測装置  
起動領域モニタ，出力領域モニタ（6号機のみ）
- k. 安全保護系計測制御設備  
地震計
- l. 制御棒駆動機構関連計測制御設備  
原子炉手動制御系，制御棒位置指示系
- m. 非常用ガス処理系計測制御設備  
流量計，差圧計
- n. 原子炉建屋常用換気系及び中央制御室換気系計測制御設備  
流量計，差圧計
- o. 放射線モニタ関連計測制御設備  
エリア放射線モニタ，プロセス放射線モニタ<sup>\*1</sup>

<sup>\*1</sup>：放射性気体廃棄物の放出管理は，主排気筒放射線モニタまたは非常用ガス処理系放射線モニタである。

#### (2) 炉心，冷却材圧力バウンダリの健全性を確認するための監視機器

5・6号機の原子炉格納容器に関しては，現状の開放状態を維持・継続することから除外する。（II.2.20 参照）

- a. 原子炉系計測制御設備  
水位計，温度計

#### (3) 臨界未満であることを確認するための監視機器

- a. 核計測装置  
起動領域モニタ

また，上記監視機器において，既に工事計画軽微変更届出書等により確認している，原子炉水位，原子炉圧力，残留熱除去系熱交換器入口温度（原子炉水温度），残留熱除去系流量，炉心スプレイ系圧力・流量（5号機），低圧炉心スプレイ系流量（6号機），起動領域モニタ，出力領域モニタ（6号機），非常用ガス処理系放射線モニタ，エリア放射線モニタ，主排気筒放射線モニタ（5・6号機共用）のパラメータについては，添付資料－1に示す。

### 2.34.4 添付資料

添付資料－1 パラメーター一覧



パラメーター一覧

1. 5 号機

(1) 原子炉水位

原子炉水位を計測する装置については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第 1 6 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1102 号 昭和 51 年 3 月 17 日届出)

(2) 原子炉圧力

原子炉圧力を計測する装置については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第 1 6 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1102 号 昭和 51 年 3 月 17 日届出)

(3) 残留熱除去系熱交換器入口温度(原子炉水温度)

残留熱除去系熱交換器入口温度を計測する装置については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第 2 4 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1230 号 昭和 52 年 1 月 25 日届出)

(4) 残留熱除去系流量

残留熱除去系流量を計測する装置については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第 2 4 回工事計画軽微変更届出書(総官第 1230 号 昭和 52 年 1 月 25 日届出)

(5) 炉心スプレイ系圧力

炉心スプレイ系圧力を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第 8 回工事計画認可申請書(48 公第 8194 号 昭和 49 年 1 月 7 日認可)

(6) 炉心スプレイ系流量

炉心スプレイ系流量を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第 8 回工事計画認可申請書(48 公第 8194 号 昭和 49 年 1 月 7 日認可)

(7) 起動領域モニタ

起動領域モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 4 第 679 号 平成 4 年 11 月 5 日届出)

(8)非常用ガス処理系放射線モニタ

非常用ガス処理系放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 62 第 319 号 昭和 62 年 6 月 29 日届出)

(9)エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 6 第 18 号 平成 6 年 4 月 19 日届出)

2. 6 号機

(1)原子炉水位

原子炉水位を計測する装置については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第 2 1 回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

(2)原子炉圧力

原子炉圧力を計測する装置については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第 2 1 回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

(3)残留熱除去系熱交換器入口温度(原子炉水温度)

残留熱除去系熱交換器入口温度を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(4)残留熱除去系流量

残留熱除去系流量を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(5) 低圧炉心スプレイ系流量

低圧炉心スプレイ系流量を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(50 資字第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(6) 起動領域モニタ

起動領域モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 182 号 平成 5 年 5 月 26 日届出)

(7) 出力領域モニタ

出力領域モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 182 号 平成 5 年 5 月 26 日届出)

(8) 非常用ガス処理系放射線モニタ

非常用ガス処理系放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 61 第 697 号 昭和 61 年 9 月 30 日届出)

(9) エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 245 号 平成 5 年 7 月 8 日届出)

3. 5・6 号機共用

(1) 主排気筒放射線モニタ

主排気筒放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

5 号機：工事計画届出書(総文発官 62 第 319 号 昭和 62 年 6 月 29 日届出)

### Ⅲ 特定原子力施設の保安

### Ⅲ 特定原子力施設の保安

東北地方太平洋沖地震に伴う事故前の福島第一原子力発電所においては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第37条第1項及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第16条に基づき、原子炉施設の運転管理、保守管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、緊急時の措置（関係機関への通報連絡や医療に関することを含む。）及び保安教育（協力企業従業員への保安教育含む。）等の保安のために必要な措置を「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）」の第1章～第11章に定め、保安規定に基づき保安活動を実施していた。また、事故後においては、「福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その1～その3）」に基づき、事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等の運転管理、保守管理、放射性廃棄物管理及び放射線管理等の保安のために必要な措置を保安規定における第12章として新たに定め、保安規定に基づき保安活動を実施している。

以上を踏まえ、「Ⅲ 特定原子力施設の保安」においては、「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」について措置を講ずべき事項の適切かつ確実な実施を確保し、かつ、作業員及び敷地内外の安全を確保するため、現行保安規定第1章～第12章に定める保安のために必要な措置に、「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」及び現在の福島第一原子力発電所における運用の実態を適切に反映し、「特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項（保安規定）」として第1編（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の保安措置）及び第2編（5号炉及び6号炉の保安措置）を定める。また、第1編および第2編を補足する位置づけとして、運用に係る考え方や背景となっている評価、今後の計画等を第3編（保安に係る補足説明）に記載する。

なお、東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則第13条の2（火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）から第13条の5（大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）については、福島第一原子力発電所の状況を踏まえ対応を検討中であり、検討結果を本実施計画に反映する。

また、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等並びに溶接事業者検査及び定期事業者検査の実施に関する規定については、平成25年10月7日までに本実施計画に反映する。それまでの間は、電気事業法第42条に定める保安規程に従い措置を講ずるものとする。

## 第 1 編

( 1 号炉， 2 号炉， 3 号炉及び 4 号炉に係る保安措置)

## 第1章 総 則

(H的)

### 第1条

この規定第1編は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第64条の3第1項の規定に基づき、福島第一原子力発電所1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉に係る発電用原子炉施設（本編において、以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下「保安活動」という。）を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）又は発電用原子炉（以下「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。

(基本方針)

### 第2条

発電所における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。

(関係法令及び保安規定の遵守)

### 第2条の2

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう、基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 原子力・立地本部長及び品質・安全監査部長は、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

(1) 第1項の基本方針に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

(2) 第3項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

(安全文化の醸成)

第2条の3

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、安全を最優先にするため、安全文化醸成の基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 原子力・立地本部長及び品質・安全監査部長は、安全文化を醸成するため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

(1) 第1項の基本方針に基づき、安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。

(2) 第3項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、安全文化の醸成のための活動を実施する。



## 第2章 品質保証

(品質保証計画)

### 第3条

第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。

#### 【品質保証計画】

##### 1. 目的

本品質保証計画は、福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」（以下「JEAC4111」という。）に従って、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

##### 2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

##### 3. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構造物、系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。（以下「ニューシア」という。）

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条において同じ。）

##### 4. 品質マネジメントシステム

###### 4.1 一般要求事項

- (1) 第4条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。  
また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) 組織は、次の事項を実施する。

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。
  - b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図1のとおりとする。
  - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。
  - d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。
  - e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
  - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。
- (3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、発電用軽水型原子力施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。
- a) プロセス及び特定原子力施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度
  - b) プロセス及び特定原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
  - c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
  - d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
  - e) 運転開始後の特定原子力施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度
- (4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 組織は、原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には、「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

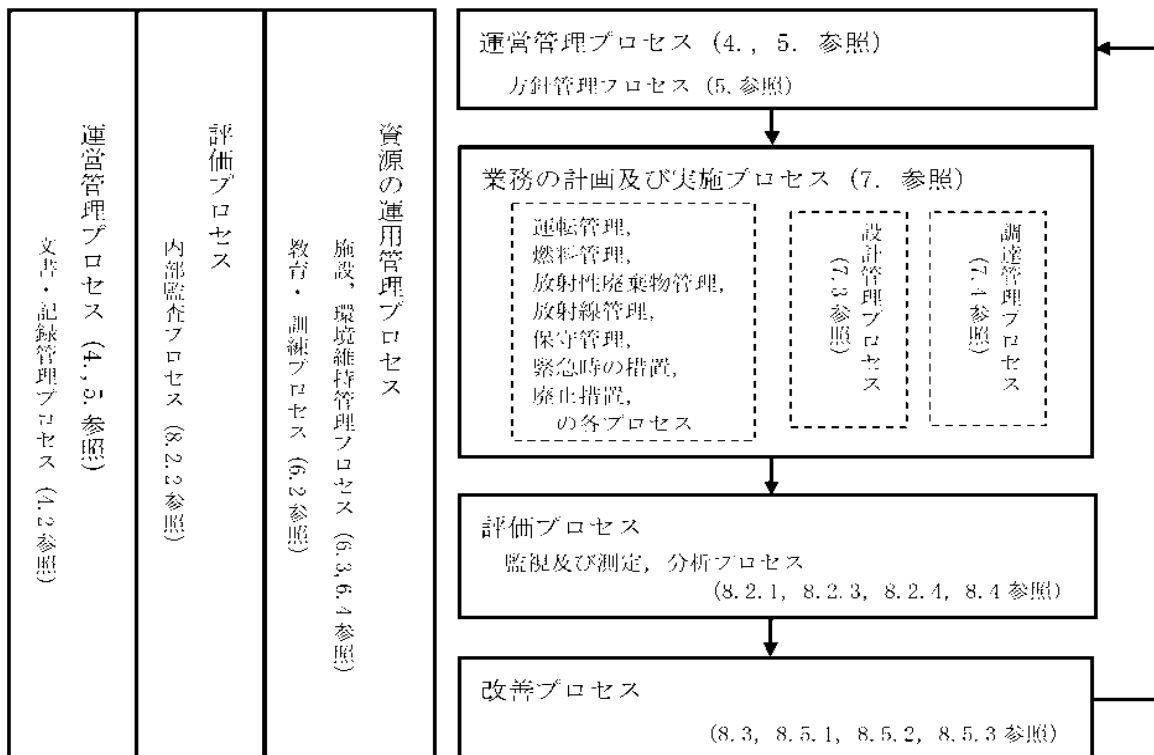


図 1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

#### 4.2 文書化に関する要求事項

##### 4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また、これらの文書体系を図 2 に、各マニュアルと各条文の関連を c) 及び d) の表に示す。なお、記録は適正に作成する。

- a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明
- b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画、②原子力品質保証規程 (Z-21)

- c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順”である以下の文書及び記録

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番号	管理箇所
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NI-12	原子力安全・統括部
8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	AM-19	品質・安全監査部
8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処置基本 マニュアル	NI-11	原子力安全・統括部

d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書 番号	管理箇所	第3条以降の 関連条文
5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施基本マニュアル	NI-17	原子力安全・統括部	第10条
5.5.3	5.5.3	保安管理基本マニュアル	NM-24	原子力運営管理部	第6条～第9条
5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実施基本マニュアル	NI-18	原子力安全・統括部	—
6.2	6.2	教育及び訓練基本マニュアル	NI-20	原子力安全・統括部	第79条～第81条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第12条, 第13条, 第15条～第16条の2, 第18条～第26条, 第28条, 第29条, 第33条, 第81条, 第82条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	燃料管理基本マニュアル	NM-52	原子力運営管理部	第13条, 第35条～第37条, 第81条
		放射性廃棄物管理基本マニュアル	NM-54	原子力運営管理部	第38条, 第39条, 第41条～第43条, 第81条
		保守管理基本マニュアル	NM-55	原子力運営管理部	第29条, 第68条, 第81条
		福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル	NM-58	原子力運営管理部	第45条～第67条, 第81条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	廃止措置基本マニュアル	NP-57	福島第一対策プロジェクトチーム	第12条, 第13条, 第16条～第27条, 第40条, 第68条, 第81条
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基本マニュアル	NM-21	原子力運営管理部	—
7.4	7.4	原子燃料調達基本マニュアル	NC-15	原子燃料サイクル部	—

②発電所品質保証計画書

③要領, 要項, 手引等の手順書

④部門作成文書

⑤外部文書

⑥上記①②③④⑤で規定する記録

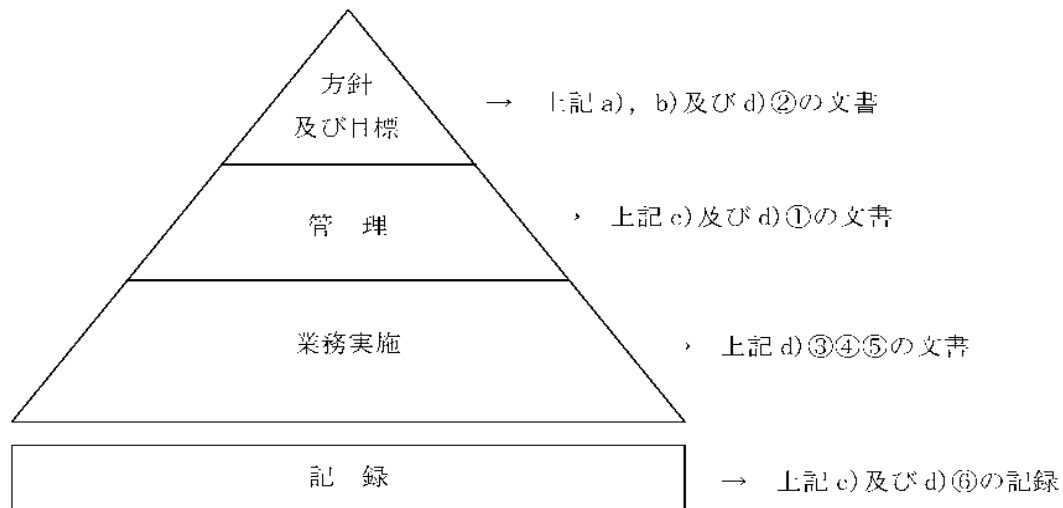


図 2. 品質マネジメントシステム文書体系図

#### 4.2.2 品質マニュアル

組織は、品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し、維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

#### 4.2.3 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。また、記録は、4.2.4 に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 次の活動に必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
  - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書を承認する。
  - b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
  - c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。
  - d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
  - e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
  - f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
  - g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

#### 4.2.4 記録の管理

- (1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。
- (2) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
- (3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

### 5. 経営者の責任

#### 5.1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。
- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。

#### 5.2 原子力安全の重視

社長は、原子力安全を最優先に位置付け、業務に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。

#### 5.3 品質方針

社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 東京電力の経営理念に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。

#### 5.4 計画

##### 5.4.1 品質目標

- (1) 社長は、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1 (3) a) 参照）を設定することを確実にするために、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。

(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。

#### 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

社長は、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れるよう管理する。

#### 5.5 責任、権限及びコミュニケーション

##### 5.5.1 責任及び権限

社長は、全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ、保安活動を実施するための責任及び権限が第 5 条（保安に関する職務）及び第 9 条（主任技術者の職務等）に定められ、組織全体に周知されていることを確実にする。また、社長は第 4 条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による、「Z-10 職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。

##### 5.5.2 管理責任者

(1) 社長は、品質・安全監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限を与える。

(2) 品質・安全監査部長の管理責任者としての責任及び権限

- a) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
- b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
- c) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立、実施及び維持を確実にする。
- b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
- c) 組織全体（品質・安全監査部除く）にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

### 5.5.3 内部コミュニケーション

社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

## 5.6 マネジメントレビュー

### 5.6.1 一般

- (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「XI-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

### 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含む。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
- c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果
- d) 予防処置及び是正処置の状況
- e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- g) 改善のための提案

### 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

- (1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。
  - a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
  - b) 業務の計画及び実施にかかわる改善
  - c) 資源の必要性

## 6. 資源の運用管理

### 6.1 資源の提供

組織は、人的資源、特定原子力施設、作業環境を含め、原子力安全に必要な資源を提供する。



## 6.2 人的資源

### 6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。

### 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

組織は、次の事項を「NI-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には）、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。
- c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。
- d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

## 6.3 特定原子力施設

組織は、原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」及び「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき明確にし、維持管理する。

## 6.4 作業環境

組織は、放射線に関する作業環境を基本とし、異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め、原子力安全の達成のために必要な作業環境に関連するマニュアル等にて明確にし、運営管理する。

## 7. 業務の計画及び実施

### 7.1 業務の計画

- (1) 組織は、保安活動に必要な業務のプロセスを計画し、運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理、廃止措置の各基本マニュアルに定める。また、各基本マニュアルに基づき、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。
- (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1 参照）。
- (3) 組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。
  - a) 業務に対する品質目標及び要求事項
  - b) 業務に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
  - c) その業務のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準
  - d) 業務のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）

(4) この業務の計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。

## 7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

### 7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は、次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

- a) 業務に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが、業務に不可欠な要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

### 7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は、「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは、業務を行う前に実施する。

(2) レビューでは、次の事項を確実にする。

- a) 業務に対する要求事項が定められている。
- b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
- c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。

(4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。

(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

### 7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。

## 7.3 設計・開発

組織は、特定原子力施設を対象として、「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

### 7.3.1 設計・開発の計画

(1) 組織は、特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。

(2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。

- a) 設計・開発の段階
- b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
- c) 設計・開発に関する責任及び権限

- (3) 組織は、効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。

#### 7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する（4.2.4 参照）。インプットには次の事項を含める。
  - a) 機能及び性能に関する要求事項
  - b) 適用される法令・規制要求事項
  - c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
  - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューする。要求事項は、漏れがなく、あいまい（曖昧）でなく、相反することがないようにする。

#### 7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリース前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。
  - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
  - b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。
  - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
  - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

#### 7.3.4 設計・開発のレビュー

- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1 参照）体系的なレビューを行う。
  - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
  - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.3.5 設計・開発の検証

- (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1 参照）検証を

実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。

#### 7.3.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる特定原子力施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも、特定原子力施設の使用前に、妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.3.7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。

(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の特定原子力施設を構成する要素及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

### 7.4 調達

組織は、「NP-57 廃止措置基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

#### 7.4.1 調達プロセス

(1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。

(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

(5) 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

#### 7.4.2 調達要求事項

(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。

- a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
  - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
  - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
- (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

#### 7.4.3 調達製品の検証

- (1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

### 7.5 業務の実施

#### 7.5.1 業務の管理

組織は、「業務の計画」（7.1参照）に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視及び測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが実施されている。

#### 7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
- a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
  - b) 設備の承認及び要員の適格性確認
  - c) 所定の方法及び手順の適用
  - d) 記録に関する要求事項（4.2.4 参照）
  - e) 妥当性の再確認

#### 7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 必要な場合には、組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。
- (2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定 of 要求事項に関連して、業務の状態を識別する。
- (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務について一意の識別を管理し、記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.5.4 組織外の所有物

組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.5.5 調達製品の保存

組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

#### 7.6 監視機器及び測定機器の管理

- (1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。
- (2) 組織は、監視及び測定 of 要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。
- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき、次の事項を満たす。
  - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。
  - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
  - c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
  - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
  - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。

さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4 参照）。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

- (4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

## 8. 評価及び改善

### 8.1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。
- a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。
  - b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
  - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。

### 8.2 監視及び測定

#### 8.2.1 原子力安全の達成

組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

#### 8.2.2 内部監査

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。
- a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7.1 参照）に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
  - b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 組織は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。
- (3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任、並びに要求事項を「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。
- (4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。

#### 8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第10条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき、適切な方法を適用する。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。

#### 8.2.4 検査及び試験

- (1) 組織は、特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「NM-51 運転管理基本マニュアル」及び「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき、特定原子力施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7.1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4.2.4 参照）。
- (2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。
- (3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4.2.4 参照）。
- (4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該特定原子力施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。

#### 8.3 不適合管理

- (1) 組織は、業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
- (3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。
- a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
  - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。
  - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。
  - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。



- (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (6) 組織は、原子力施設の保安の向上を図る観点から、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

#### 8.4 データの分析

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
  - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1 参照）
  - b) 業務に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照）
  - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 8.2.4 参照）
  - d) 供給者の能力（7.4 参照）

#### 8.5 改善

##### 8.5.1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

##### 8.5.2 是正処置

- (1) 組織は、再発防止のため、「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
  - a) 不適合の内容確認
  - b) 不適合の原因の特定
  - c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
  - d) 必要な処置の決定及び実施
  - e) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）
  - f) とった是正処置の有効性のレビュー

### 8.5.3 予防処置

- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、その原因を除去する処置を決める。
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
  - a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
  - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
  - c) 必要な処置の決定及び実施
  - d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）
  - e) とった予防処置の有効性のレビュー

## 第3章 体制及び評価

### 第1節 保安管理体制

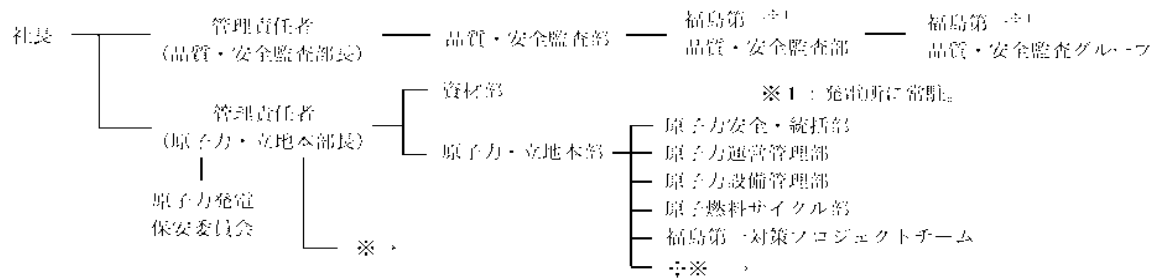
(保安に関する組織)

#### 第4条

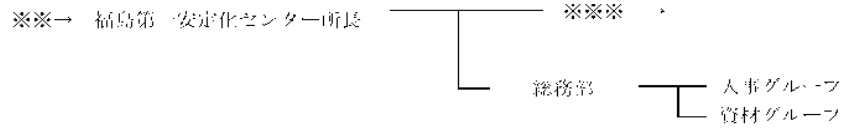
発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。

図4

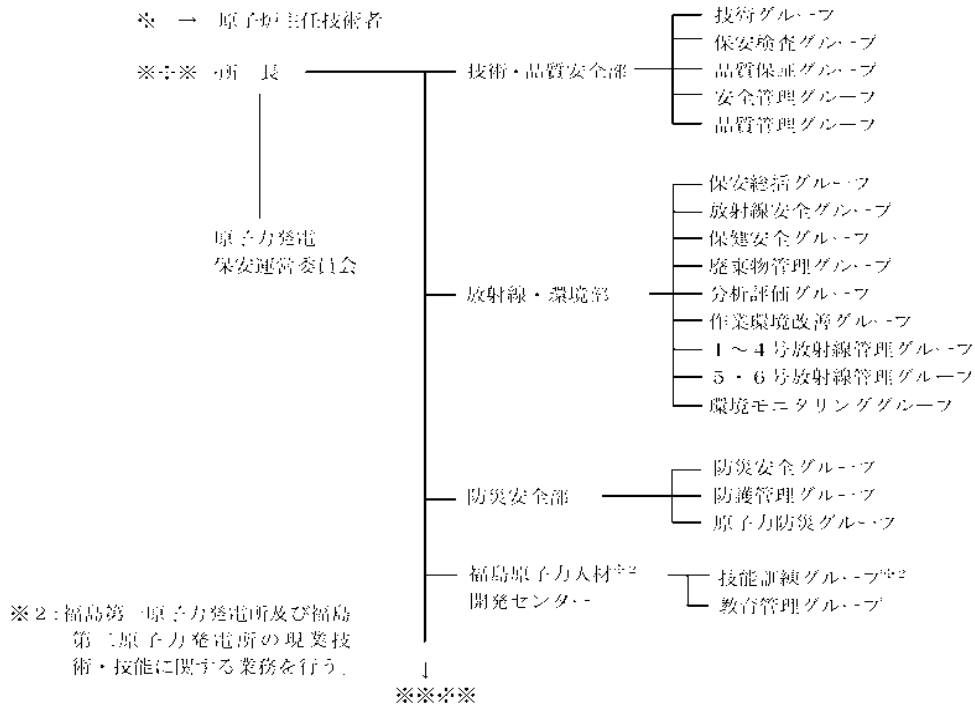
【本店】

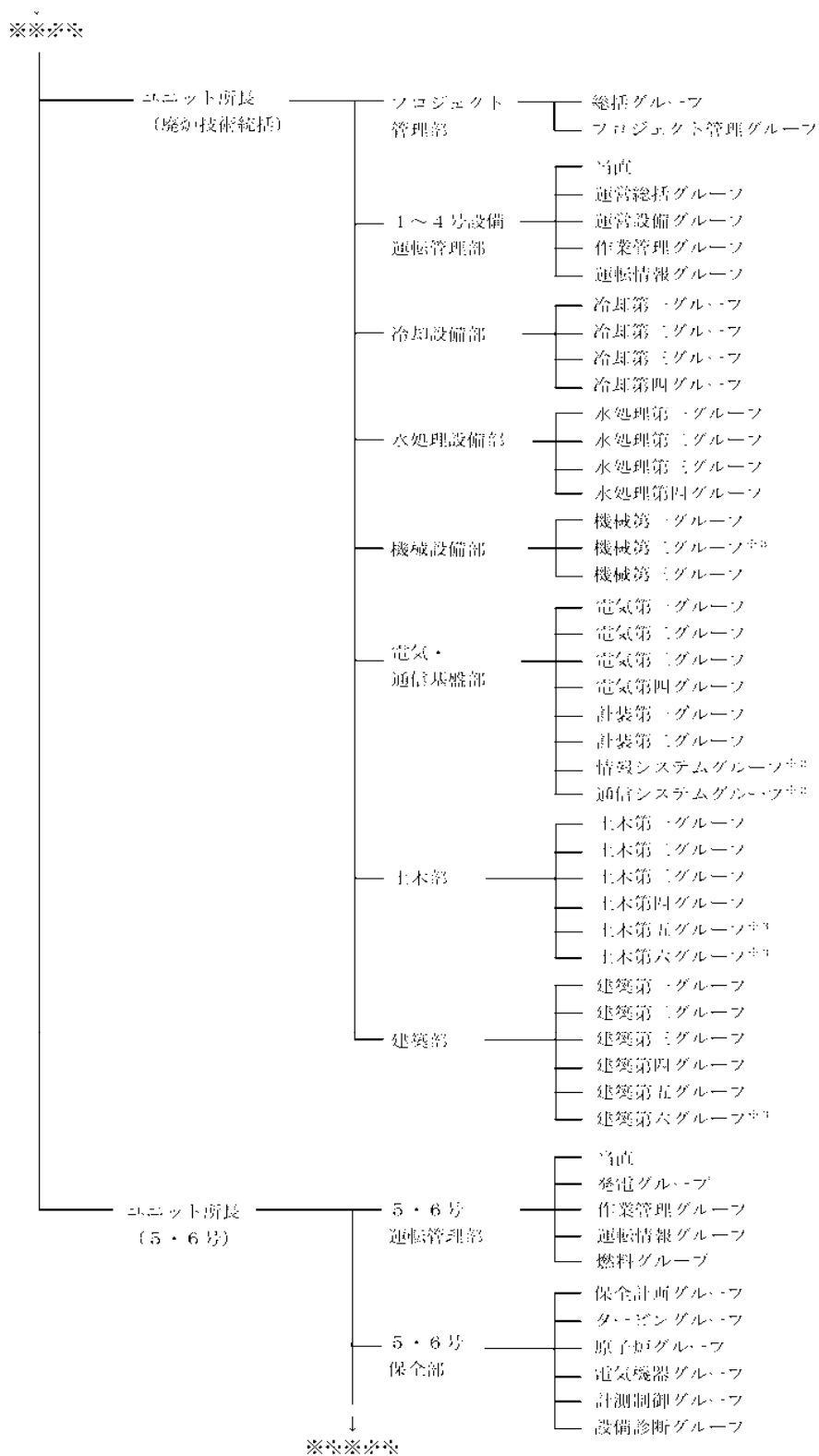


【福島第一安定化センター】

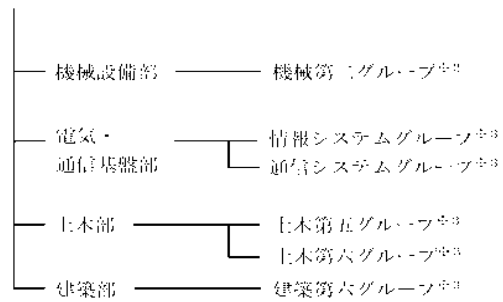


【福島第一原子力発電所】





※※※※



※3：機械第二グループ、情報システムグループ、通信システムグループ、土木第五グループ、土木第六グループ及び建築第六グループは、それぞれ１グループで１～６号館を所管する。

(保安に関する職務)

## 第5条

保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。

- (1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子力主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。
  - (2) 品質・安全監査部長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（品質・安全監査部に限る。）。)
  - (3) 福島第一品質・安全監査グループは、品質保証活動の監査を行う。
  - (4) 原子力・立地本部長は、管理責任者として、資材部、原子力安全・統括部、原子力運営管理部、原子力設備管理部、原子燃料サイクル部、福島第一対策プロジェクトチーム、福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（品質・安全監査部を除く。）。)
  - (5) 資材部は、調達先の評価・選定に関する業務を行う。
  - (6) 原子力安全・統括部は、管理責任者を補佐し、原子力・立地本部における安全・品質の管理及び要員の計画、管理、研修に関する業務を行う。
  - (7) 原子力運営管理部は、原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。
  - (8) 原子力設備管理部は、原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。
  - (9) 原子燃料サイクル部は、原子燃料の調達に関する業務を行う。
  - (10) 福島第一対策プロジェクトチームは、福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定、総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。
2. 保安に関する職務のうち、安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。
- (1) 福島第一安定化センター所長（以下、「安定化センター所長」という。）は、原子力・立地本部長を補佐し、福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。
  - (2) 人事グループは、要員の計画に関する業務を行う。
  - (3) 資材グループは、調達に関する業務を行う。
3. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次

のとおり。

- (1) 所長は、原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し、発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し、その際には主任技術者の意見を尊重する。
- (2) 技術グループは、原子力技術の総括及び原子力安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。
- (3) 保安検査グループは、原子力保安検査に関する業務を行う。
- (4) 品質保証グループは、品質保証体系の総括に関する業務を行う。
- (5) 品質管理グループは、品質の管理に関する業務を行う。
- (6) 安全管理グループは、保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。
- (7) 保安総括グループは、安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第 11 条による。以下、本条において同じ）のうち、放射線管理の総括、放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理（環境モニタリンググループ、機械第二グループ及び計装第二グループが所管する業務を除く）に関する業務を行う。
- (8) 放射線安全グループは、安全確保設備等のうち、出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。
- (9) 保健安全グループは、安全確保設備等のうち、個人線量管理、管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。
- (10) 廃棄物管理グループは、安全確保設備等のうち、作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。
- (11) 分析評価グループは、安全確保設備等のうち、液体廃棄物の放出管理、1～4 号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。
- (12) 作業環境改善グループは、安全確保設備等のうち、構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（1～4 号放射線管理グループ及び 5・6 号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。
- (13) 1～4 号放射線管理グループは、安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
- (14) 5・6 号放射線管理グループは、5 号炉及び 6 号炉に係る放射線管理に関する業務（作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
- (15) 環境モニタリンググループは、安全確保設備等のうち、発電所内外の陸域・海域のモニタリング、1～4 号気体廃棄物の放出測定及びモニタリングポストの管理に関する業務を行う。
- (16) 防災安全グループは、防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (17) 防護管理グループは、周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。



- (18) 原子力防災グループは、原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。
- (19) 技能訓練グループは、現業技術・技能に関する業務を行う。
- (20) 教育管理グループは、保安教育及びその他研修に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (21) 総括グループは、安全確保設備等のうち、廃炉業務総括、要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。
- (22) プロジェクト管理グループは、安全確保設備等のうち、工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。
- (23) 当直（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転、監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。
- (24) 運営総括グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。
- (25) 運営設備グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理、委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転、監視及び巡視点検に関する業務を行う。
- (26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち、保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。
- (27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。
- (28) 冷却第一グループは、安全確保設備等のうち、原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。
- (29) 冷却第二グループは、安全確保設備等のうち、窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検、保守管理に関する業務を行う。
- (30) 冷却第三グループは、安全確保設備等のうち、使用済燃料プール冷却設備の保守管理、消防車の運用、コンクリートポンプ車の運用、保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。
- (31) 冷却第四グループは、安全確保設備等のうち、原子炉格納容器の内部調査、原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。
- (32) 水処理第一グループは、安全確保設備等のうち、滞留水及びサブドレン水の水位管理（当直所管業務を除く。）、高レベル汚染水の移送装置の保守管理に関する業務を行う。

- (33) 水処理第二グループは、安全確保設備等のうち、汚染水処理装置の運用、保守管理に関する業務を行う。
- (34) 水処理第三グループは、安全確保設備等のうち、放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。
- (35) 水処理第四グループは、安全確保設備等のうち、多核種除去装置、地下水バイパス装置、サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。
- (36) 機械第一グループは、安全確保設備等のうち、他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営、建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。
- (37) 機械第二グループは、5号炉及び6号炉の廃棄物処理設備、廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち、共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。
- (38) 機械第三グループは、原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。
- (39) 電気第一グループは、安全確保設備等のうち、電気・通信基盤部に関わる総括、電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
- (40) 電気第二グループは、安全確保設備等のうち、大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。
- (41) 電気第三グループは、安全確保設備等のうち、外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。
- (42) 電気第四グループは、安全確保設備等のうち、所内電源（低圧）、仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。
- (43) 計装第一グループは、安全確保設備等のうち、1号炉及び2号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (44) 計装第二グループは、安全確保設備等のうち、3号炉及び4号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (45) 情報システムグループは、情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。
- (46) 通信システムグループは、通信設備の保守管理に関する業務を行う。
- (47) 土木第一グループは、安全確保設備等のうち、土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。
- (48) 土木第二グループは、安全確保設備等のうち、地下水遮へい壁、港湾整備及び地下水バイパスに関する業務を行う。
- (49) 土木第三グループは、安全確保設備等のうち、冷却水及び水処理廃棄物等の保管設備に関する業務を行う。

- (50) 土木第四グループは、安全確保設備等のうち、瓦礫・伐採木の保管、乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。
- (51) 土木第五グループは、津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち、1～4号炉土木設備内の滞留水に関する業務を行う。
- (52) 土木第六グループは、5号炉及び6号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。
- (53) 建築第一グループは、安全確保設備等のうち、建築工事のプロジェクト管理及び3号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (54) 建築第二グループは、安全確保設備等のうち、1号炉及び4号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (55) 建築第三グループは、安全確保設備等のうち、建屋地下水対策、津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。
- (56) 建築第四グループは、安全確保設備等のうち、建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (57) 建築第五グループは、安全確保設備等のうち、運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。
- (58) 建築第六グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち、各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。
- (59) 当直（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（5・6号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。
- (60) 発電グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (61) 作業管理グループ（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (62) 運転情報グループ（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務の支援、情報連絡に関する業務を行う。
- (63) 燃料グループは、燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (64) 保全計画グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。
- (65) タービングループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (66) 原子炉グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保

守管理に関する業務を行う。

- (67) 電気機器グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (68) 計測制御グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (69) 設備診断グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

4. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。

- (1) 本店各部長は、原子力・立地本部長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (2) 安定化センター部長は、安定化センター所長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (3) 安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各GM」という。）は、グループ員を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。
- (4) ユニット所長（廃炉技術統括）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (5) ユニット所長（5・6号）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (6) 発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は、第4条の定めのとおり、当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。
- (7) 発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長を含む。）は、グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録及び報告を行う。
- (8) グループ員（当直員を含む。）は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。

(原子力発電保安委員会)

#### 第6条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ保安委員会にて定めた事項は、原子力発電保安運営委員会にて審議し、確認する。

（1）実施計画「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」本文に記載の基本設計の変更

（2）実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編及び第2編の変更

（3）その他保安委員会で定めた審議事項

3. 原子力・立地本部長を委員長とする。
4. 保安委員会は、委員長、原子力安全・統括部長、原子力運営管理部長、原子力設備管理部長、安定化センター所長、主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。
5. 委員長は、保安上重要な審議結果について、定期的に社長に報告する。

(原子力発電保安運営委員会)

#### 第7条

発電所に原子力発電保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。

2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

（1）保安管理体制に関する事項

（2）原子炉施設の定期的な評価に関する事項

（3）運転管理に関する事項

（4）燃料管理に関する事項

（5）放射性廃棄物管理に関する事項

（6）放射線管理に関する事項

（7）保守管理に関する事項

（8）原子炉施設の改造に関する事項

（9）緊急時における運転操作に関する事項

（10）保安教育に関する事項

3. 所長を委員長とする。
4. 運営委員会は、委員長、技術・品質安全部長、主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

(原子力主任技術者の選任)

## 第8条

原子力・立地本部長は、主任技術者及び代行者を、主任技術者免状を有する者から選任する。

2. 主任技術者は原子力毎に選任し、1号から4号では兼任させることができる。
3. 主任技術者及び代行者は特別管理職とする。
4. 1号から6号の主任技術者のうち少なくとも1名は部長以上に相当する者とし、第9条に定める職務を専任する。
5. 第4項以外の主任技術者であって、複数の号を兼任していない場合には、副所長又は技術・品質安全部、放射線・環境部若しくは防災安全部の職務を兼務できる。
6. 主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第5項に基づき、改めて主任技術者を選任する。

(主任技術者の職務等)

#### 第9条

主任技術者は、安全確保設備等の運用に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、  
「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。

- (1) 安全確保設備等の運用に関し保安上必要な場合は、運用に従事する者へ指示する。
- (2) 表9-1に定める事項について、所長の承認に先立ち確認する。
- (3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。
- (4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。
- (5) 第82条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。
- (6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。
- (7) その他、安全確保設備等の運用に関する保安の監督に必要な職務を行う。

2. 安全確保設備等の運用に従事する者は、主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表9-1

条 文	内 容
第45条 (管理対象区域の設定及び解除)	第5項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除
	第7項に定める管理対象区域の設定及び解除
第46条 (管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除
	第7項に定める管理区域の設定及び解除
第79条 (所員及び安定化センター員への保安教育)	所員及び安定化センター員への保安教育実施計画
第80条 (協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員への保安教育実施計画

表9－2

条 文	内 容
第16条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第31条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	運転上の制限を満足していると判断した場合
第32条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第82条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	気体廃棄物について放出管理の目標値を超えて放出した場合
	外部放射線に係る線量等量率等に異常が認められた場合
	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第2号、第3号、第5号から第8号、第10号から第12号、第14号、第15号及び第17号に定める報告事象が生じた場合

表9　3

記 録 項 目
1. 運転日誌
2. 燃料管理に係る記録
3. 引継日誌
4. 放射線管理に係る記録
5. 放射性廃棄物管理に係る記録
6. 安全確保設備等の巡視又は点検の結果
7. 保安教育の実施報告書



## 第2節 原子炉施設の定期的な評価

(原子炉施設の定期的な評価)

### 第10条

技術GMは、各号炉毎及び10年を超えない期間毎<sup>※</sup>に、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、各GMは、以下の事項を実施する。

(1) 保安活動の実施の状況の評価

(2) 保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価

2. 組織は、第1項の評価の結果、原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には、その結果を踏まえて、保安活動の計画、実施、評価及び改善並びに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。

※：10年を超えない期間毎とは、「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書(その1)に関する保安規定を施行した日以後10年を経過する日までの期間、及び第1項の評価を実施した日以降10年を超えない期間毎をいう。

## 第4章 運転管理

### 第1節 通則

(構成及び定義)

#### 第11条

第3節(第30条から第33条を除く。)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

- (1) 第1項：運転上の制限
- (2) 第2項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項
- (3) 第3項：運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置

※1：運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。

- (1) 第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各GM<sup>※2</sup>が判断した場合
- (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合
- (3) 第2項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各GM<sup>※2</sup>が判断した場合

※2：各GMが不在で運転上の制限を満足していないと判断できない場合は、当直長<sup>※3</sup>が運転上の制限を満足していないと判断し、要求される措置を開始させる。

※3：本編における「当直長」とは、1／2／3／4号機の当直長をいう。

2. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。

安全確保設備等	<p>「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する『措置を講ずべき事項』に基づく『実施計画』の提出について」を受け、本実施計画「Ⅱ. 1 設計、設備について考慮すべき事項」に係る以下の設備等をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉等の監視</li> <li>(2) 残留熱の除去</li> <li>(3) 原子炉格納施設雰囲気等の監視等</li> <li>(4) 不活性雰囲気等の維持</li> <li>(5) 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理</li> <li>(6) 電源の確保</li> <li>(7) 電源喪失に対する設計上の考慮</li> <li>(8) 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理</li> <li>(9) 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理</li> <li>(10) 放射性気体廃棄物の処理・管理</li> <li>(11) 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等</li> <li>(12) 作業員の被ばく線量の管理等</li> <li>(13) 緊急時対策</li> </ul>
速やかに	<p>第3節運転管理において「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する※4準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。</p>

※4：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。

(運転員の確保)

## 第12条

1～4号設備運転管理部長は、安全確保設備等の運用※<sup>1</sup>にあたり原子炉施設の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉施設の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉施設の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 各GMは、安全確保設備等の運用にあたり、必要な知識を有する者を確保する。なお、安全確保設備等の運用に必要な知識を有する者とは、各GMが安全確保設備等の運用に関する力量の確認を行った者をいう。

3. 1～4号設備運転管理部長は、安全確保設備等の運用※<sup>1</sup>にあたって前項で定める者の中から、1班あたり表12に定める人数の者をそろえ、5班以上編成した上で2交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはならない。また、表12に定める人数のうち、1名は当直長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

表12

	1 / 2 / 3 / 4号炉
1班あたりの人数	6名以上

4. 1～4号設備運転管理部長は、当直長又は当直副長を常時免震重要棟に確保する。

※1：当直長以外の各GMが運用する業務を除く。なお、当直長は、当直長以外の各GMが業務を行うために連絡する必要があると判断した場合には、当直長以外の各GMに連絡を行う。

(巡視点検)

#### 第 13 条

各GMは、安全確保設備等について、定期的に巡視又は点検を行う。

(マニュアルの作成)

#### 第 14 条

各GMは、安全確保設備等について、次の各号に掲げる運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、発電所各部長以上の承認を得る。

- (1) 巡視点検に関する事項
- (2) 異常時の操作に関する事項
- (3) 警報発生時の措置に関する事項
- (4) 各設備の運転操作に関する事項
- (5) 定例試験に関する事項

(引 継)

#### 第 15 条

当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、運転日誌及び引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。

(地震・火災等発生時の対応)

#### 第16条

各GMは、地震・火災が発生した場合は、次の措置を講じるとともに、その結果を安定化センター所長、所長及び主任技術者に報告する。

- (1) 震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後に安全確保設備等の損傷の有無及び火災発生の有無を確認する。
- (2) 安全確保設備等に火災が発生した場合は、早期消火及び延焼防止に努め、鎮火後安全確保設備等の損傷の有無を確認する。

#### 2. 初期消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 防災安全GMは、発電所から消防機関へ通報するため、通報設備を免震重要棟に設置する<sup>※2</sup>
- (2) 防災安全GMは、初期消火活動を行う要員として、10名以上を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。
- (3) 防災安全GMは、初期消火活動を行うため、表16に示す化学消防自動車及び泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。
- (4) 各GMは、第13条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。
- (5) 各GMは、震度5弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後発電所内<sup>※3</sup>の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び主任技術者に報告する。
- (6) 防災安全GMは、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練及び初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表16

設備	数量
化学消防自動車 <sup>※4</sup>	1台 <sup>※5</sup>
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1500リットル以上

#### 3. 各GMは、山火事、台風、津波等の影響により、安全確保設備等に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、1～4号設備運転管理部長に報告する。1～4号設備運転管理部長は、安定化センター所長、所長、主任技術者及び各GMに連絡するとともに、必要に応じて設備の健全性を維持するための措置について協議する。

※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。

※2：通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後又は

修復後は遅滞なく復旧させる。

※3：重要度分類指針におけるクラス1，2，3の機能を有する構造物，系統及び機器とする。

※4：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。

※5：化学消防自動車が，点検又は故障の場合には，※4に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。

(異常時のための措置)

第16条の2

原子が注水設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 冷却第一GM及び当直長は、原子が注水設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を、1年に1回以上実施する。
- (2) 防災安全GMは、表16の2-1に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し、1ヶ月に1回点検を行う。
- (3) 冷却第一GMは、異常時の措置の活動に必要な(2)以外のその他資機材を定め、配備する。
- (4) 冷却第一GMは、表16の2-1に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。
- (5) 冷却第一GMは、(1)、(3)及び(4)に定める事項について、当直長は、(1)に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表16の2-1

設 備	関連条文	台 数
消防車	第18条	3台

2. 使用済燃料プール循環冷却設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 冷却第三GMは、使用済燃料プール循環冷却設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を、1年に1回以上実施する。
- (2) 防災安全GMは、表16の2-2に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し、1ヶ月に1回点検を行う。
- (3) 冷却第三GMは、表16の2-2に定める異常時の措置の活動を行うために必要なコンクリートポンプ車を配備し、1ヶ月に1回点検を行う。
- (4) 冷却第三GMは、異常時の措置の活動に必要な(2)及び(3)以外のその他資機材を定め、配備する。
- (5) 冷却第三GMは、表16の2-2に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。
- (6) 冷却第三GMは、表16の2-2に示すコンクリートポンプ車を操作するために必要な要員を確保する。
- (7) 冷却第三GMは、(1)、(4)、(5)及び(6)に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。



表 1 6 の 2 - 2

設 備	関連条文	台 数
消防車	第 2 0 条, 第 2 2 条	1 台 <sup>※1</sup>
コンクリートポンプ車	第 2 0 条, 第 2 2 条	1 台

※ 1 : 使用済燃料共用プール設備と共用

3. 電気設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 電気第一GMは、電気設備について異常時の措置の活動（電源車の使用）を行うための訓練を、1年に1回以上実施する。
- (2) 電気第一GMは、表 1 6 の 2 - 3 に定める異常時の措置の活動を行うために必要な電源車を配備し、1ヶ月に1回点検を行う。
- (3) 当直長は、表 1 6 の 2 - 3 に定める異常時の措置の活動を行うために必要な所内共通ディーゼル発電機<sup>※2</sup>の動作確認を1ヶ月に1回行う。
- (4) 電気第一GMは、異常時の措置の活動に必要な(2)以外のその他資機材を定め、配備する。
- (5) 電気第一GMは、表 1 6 の 2 - 3 に示す電源車を操作するために必要な要員を確保する。
- (6) 当直長は、表 1 6 の 2 - 3 に示す所内共通ディーゼル発電機<sup>※2</sup>を操作するために必要な要員を確保する。
- (7) 電気第一GMは、(1)、(4)及び(5)に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表 1 6 の 2 - 3

設 備	関連条文	台 数
電源車	第 2 8 条	2 台
所内共通 ディーゼル発電機 <sup>※2</sup>	第 2 8 条	1 台

※ 2 : 「所内共通ディーゼル発電機」とは、所内共通ディーゼル発電機A系（4号炉B系ディーゼル発電機）又は所内共通ディーゼル発電機B系（2号炉B系ディーゼル発電機）をいう。以下、第 2 8 条において同じ。

4. 使用済燃料共用プール設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として、次の措置を講じる。

- (1) 機械第三GMは、使用済燃料共用プール設備について異常時の措置の活動を行うた

めの訓練を，１年に１回以上実施する。

(２) 防災安全GMは，表１６の２－４に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

(３) 機械第三GMは，異常時の措置の活動に必要な(２)以外のその他資機材を定め，配備する。

(４) 機械第三GMは，表１６の２－４に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。

(５) 機械第三GMは，(１)，(３)及び(４)に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表１６の２－４

設 備	関連条文	台 数
消防車	第２１条	１台 <sup>※３</sup>

※３：使用済燃料プール循環冷却設備と共用

５．多核種除去設備で発生した「二次廃棄物<sup>※４</sup>」を収納した容器について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，次の措置を講じる。

(１) 水処理第四GMは，多核種除去設備で発生した「二次廃棄物<sup>※４</sup>」を収納した容器について異常時の措置の活動を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

(２) 水処理第四GMは，表１６の２－５に定める異常時の措置の活動を行うために必要な吸引設備を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

(３) 水処理第四GMは，異常時の措置の活動に必要な(２)以外のその他資機材を定め，配備する。

(４) 水処理第四GMは，表１６の２－５に示す吸引設備を操作するために必要な要員を確保する。

(５) 水処理第四GMは，(１)，(３)及び(４)に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

※４：「二次廃棄物」とは，沈殿処理生成物及び使用済吸着材をいう。以下，第４０条において同じ。

表１６の２－５

設 備	関連条文	台 数
吸引設備	第４０条	１台

## 第2節 運転上の留意事項

### (水質管理)

#### 第17条

分析評価GMは、使用済燃料プール水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）及びpHを3ヶ月に1回確認し、その結果を冷却第三GMに通知する。

2. 分析評価GMは、処理水バッファタンク水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）を3ヶ月に1回確認し、その結果を冷却第三GMに通知する。

3. 分析評価GMは、1号炉、2号炉及び3号炉の復水貯蔵タンク水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）を3ヶ月に1回確認し、その結果を冷却第三GMに通知する。

4. 冷却第三GMは、使用済燃料プール水、処理水バッファタンク水並びに1号炉、2号炉及び3号炉の復水貯蔵タンク水の水質が表17に定める基準値の範囲にない場合は、基準値の範囲内に回復するよう努める。

表17

#### 1. 1号炉、2号炉及び3号炉

項目		基準値
使用済燃料プール水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度 （導電率が40mS/m を 超える場合）	100ppm 以下
	pH	5.6～10.0（25℃において）
処理水バッファタンク水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度 （導電率が40mS/m を 超える場合）	100ppm 以下
復水貯蔵タンク水	導電率	40mS/m 以下（25℃において）
	塩化物イオン濃度 （導電率が40mS/m を 超える場合）	100ppm 以下

2. 4号が<sup>i</sup>

項目		基準値
使用済燃料プール 水	導電率	40mS/m 以下 (25℃において)
	塩化物イオン濃度 (導電率が 40mS/m を 超える場合)	100ppm 以下
	pH	5.6～11.0 (25℃において)

### 第3節 運転上の制限

(原子炉注水系)

#### 第18条

原子炉の状態を維持するにあたって、原子炉注水系<sup>※1</sup>は表18-1に定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合、運転上の制限を満足しないとはみなさない。

- (1) 原子炉注水系の保全作業又は電源停止作業のために、計画的に常用原子炉注水系を一時停止し、非常用原子炉注水系により注水する場合
- (2) 原子炉注水系のポンプ切替時の流量調整又は流量変更時のオーバーシュートにより、一時的に注水量増加幅が1.0m<sup>3</sup>/hを超えた場合
- (3) ほう酸水注入前後のポンプ水源切替に伴い、一時的に原子炉注水系を停止する場合

2. 原子炉注水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 当直長は、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を毎日1回確認し、その結果を技術GMに通知する。
- (2) 技術GMは、注水量の変更が必要な場合は、原子炉の状態に応じ、原子炉の冷却に必要な注水量を評価し、当直長に通知する。
- (3) 当直長は、原子炉注水系を運転し、原子炉の冷却に必要な注水量を確保するとともに、原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていることを毎日1回確認し、その結果を技術GMに通知する。
- (4) 当直長は、原子炉注水系の各設備について、表18-2に定める事項を確認する。

3. 当直長は、原子炉注水系が第1項で定める運転上の制限（原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を除く）を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。また、技術GMは、原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。

※1：原子炉注水系は、常用原子炉注水系と非常用原子炉注水系で構成される。常用原子炉注水系とは、常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びCST炉注水ポンプによる注水系の3系列をいい、非常用原子炉注水系とは、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）の2系列をいう。

表 1 8 - 1

項目	運転上の制限
原子炉圧力容器底部温度	80℃以下※ <sup>2</sup>
格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向※ <sup>2</sup> がないこと
常用原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること
待機中の非常用原子炉注水系	1 系列が動作可能であること※ <sup>3</sup>
任意の 2 4 時間あたりの注水量増 加幅	1. 0m <sup>3</sup> /h 以下※ <sup>4</sup>

※ 2 : 原子炉圧力容器底部温度を監視する温度計指示値が上限値を超えた場合又は格納容器内温度を監視する温度指示値に上昇傾向がある場合において、技術 G M が、一時的な計器指示不良等により実事象ではないと判断した場合には運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※ 3 : 1 系列が動作可能であることとは原子炉の冷却に必要な注水量を確保するために必要となるポンプ台数が動作可能であることをいう。

※ 4 : 以下の場合を除く。

- ①注水量の増加後において、操作を伴わずに注水量が変動した場合。
- ②未臨界維持に必要なほう酸水注入後に注水量を増加させた場合。なお、至近のほう酸水注入後に実施した注水量増加を起点として、2 4 時間以内に注水量を増加する場合は、1. 0m<sup>3</sup>/h 以下であっても、その都度ほう酸水を注入する。

表 1 8 2

項目	頻度
1. 非常用高台炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
2. 純水タンク脇炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回

表 18-3

条件	要求される措置※5	完了時間
A. 原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに
B. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足するように注水量を増加する又は待機中の原子炉注水ポンプを起動する。	速やかに現場対応を行う体制を整えた後 1 時間
C. 待機中の非常用原子炉注水系が 1 系列もない場合	C 1. 非常用原子炉注水系 1 系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
D. 任意の 24 時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の 24 時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに
E. 条件 B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに

※5：要求される措置として注水量を増加させる場合は、任意の 24 時間あたりの注水量増加幅を制限とせず、注水量を元に戻すことを優先し、注水量の増加後に未臨界であることを確認する。

(非常用水源)

#### 第 19 条

非常用水源（ろ過水タンク及び純水タンク）は，表 19－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用水源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

(1) 運営設備 GM は，非常用水源の保有水量（タンク水位）を 1 ヶ月に 1 回確認する。

3. 運営設備 GM は，非常用水源の水位が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，冷却第一 GM に報告し，冷却第一 GM は表 19－3 の措置を講じる。

表 19－1

項 目	運転上の制限
非常用水源	表 19－2 に定める保有水量（タンク水位）が確保されていること

表 19－2

	ろ過水タンク 1 基※ <sup>1</sup>	純水タンク 1 基※ <sup>2</sup>
保有水量（タンク水位）	916m <sup>3</sup> （1.9m）以上	663m <sup>3</sup> （4.6m）以上

※1：ろ過水タンク 1 基とは No.2 ろ過水タンクをいう。

※2：純水タンク 1 基とは No.1 純水タンク，No.2 純水タンクのうち，いずれか 1 基をいう。



表 1 9 - 3

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足しているろ過水タンクが 1 基もない場合	A 1. 純水タンク 1 基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。	速やかに
	及び A 2. ろ過水タンク 1 基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに
B. 運転上の制限を満足している純水タンクが 1 基もない場合	B 1. ろ過水タンク 1 基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。	速やかに
	及び B 2. 純水タンク 1 基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに

(使用済燃料プールの水位及び水温)

## 第20条

使用済燃料プールの水位及び水温は、表20-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日1回確認する。なお、使用済燃料プール循環冷却系が停止中の場合にはオーバーフロー水位付近にあることを評価する。

(2) 当直長は、使用済燃料プールの水温が65℃以下(1号炉は60℃以下)であることを毎日1回確認する。なお、使用済燃料プールの水温が確認できない場合には使用済燃料プールの水温が65℃以下(1号炉は60℃以下)であることを評価する。

3. 当直長は、使用済燃料プールの水位又は水温が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、冷却第三GMに報告し、冷却第三GMは表20-2の措置を講じる。

表20-1

項 目	運転上の制限
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料プールの水温	65℃以下(1号炉は60℃以下)

表20-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プールの水位が運転上の制限を満足しないと判断した場合	A 1. 使用済燃料プールの水位を回復する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに
B. 使用済燃料プールの温度が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 使用済燃料プールの温度を回復する措置を開始する。	速やかに

(使用済燃料共用プールの水位及び水温)

第 2 1 条

使用済燃料共用プールの水位及び水温は、表 2 1 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 使用済燃料共用プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 運営設備 GM は、使用済燃料共用プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること並びに使用済燃料共用プールの水温が 65℃以下であることを毎日 1 回確認する。

3. 運営設備 GM は、使用済燃料共用プールの水位又は水温が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 2 1 - 2 の措置を講じる。

表 2 1 - 1

項 目	運転上の制限
使用済燃料共用プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料共用プールの水温	65℃以下

表 2 1 - 2

条件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料共用プールの水位が運転上の制限を満足しないと判断した場合	A 1. 使用済燃料共用プールの水位を回復する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 使用済燃料共用プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに
B. 使用済燃料共用プールの水温が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 使用済燃料共用プールの水温を回復する措置を開始する。	速やかに

(使用済燃料プール一次系系統の漏えい監視)

## 第 2 2 条

使用済燃料プール一次系系統は、表 2 2 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 使用済燃料プール一次系系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、使用済燃料プール一次系系統に異常な漏えいがないことを毎日 1 回漏えい警報又はスキマサージタンクの水位低下傾向により確認する。

(2) 当直長は、(1) において漏えいのおそれがあると判断した場合には、使用済燃料プール一次系系統の巡視を行う。

3. 当直長は、使用済燃料プール一次系系統が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、冷却第三 GM に報告し、冷却第三 GM は表 2 2 - 2 の措置を講じる。

表 2 2 - 1

項 目	運転上の制限
使用済燃料プール 一次系系統	一次系系統の異常な漏えい※1がないこと

※ 1 : 「異常な漏えい」とは、使用済燃料プールからの自然蒸発や使用済燃料プール水の収縮（温度低下による体積の減少）によるスキマサージタンク水位低下を超えるような水位低下現象をいう。また、現場の巡視点検等において、隔離が不可能であり、かつ漏えい拡大防止の措置が困難と判断される漏えいが確認された場合も含む。

表 2 2 - 2

条件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プール一次系系統が運転上の制限を満足しないと判断した場合	A 1. 使用済燃料プールの水位を回復させる措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 使用済燃料プール一次系系統を異常な漏えいがない状態に復旧させる措置を開始する。	速やかに

(ほう酸水注入設備)

## 第23条

原子炉の状態を維持するにあたって、ほう酸水注入設備は、表23-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の期間は、運転上の制限を満足しないとはみなさない。

(1) ほう酸水の注入準備から、注入後の表23-1で定める範囲内に復旧するまでの期間。なお、注入後は、速やかに表23-1で定める範囲内に復旧する措置を開始すること。

2. ほう酸水注入設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 分析評価GMは、ほう酸水濃度を1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。

(2) 当直長は、ほう酸水タンクの水位及び温度が図23-1, 2の範囲内にあることを1ヶ月に1回確認する。

3. 当直長は、ほう酸水注入設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表23-2の措置を講じる。

表23-1

項 目	運転上の制限
ほう酸水注入設備	ほう酸水タンクの水位及び温度が図23-1, 2の範囲内にあること

表23-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. ほう酸水タンクの水位及び温度が図23-1, 2の範囲内でない場合	A 1. ほう酸水タンクの水位及び温度を図23-1, 2の範囲内に復旧する。	速やかに現場対応を行う体制を整えた後8時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. ほう酸水の注入手段を確保する措置を開始する。	速やかに

図 2 3 - 1

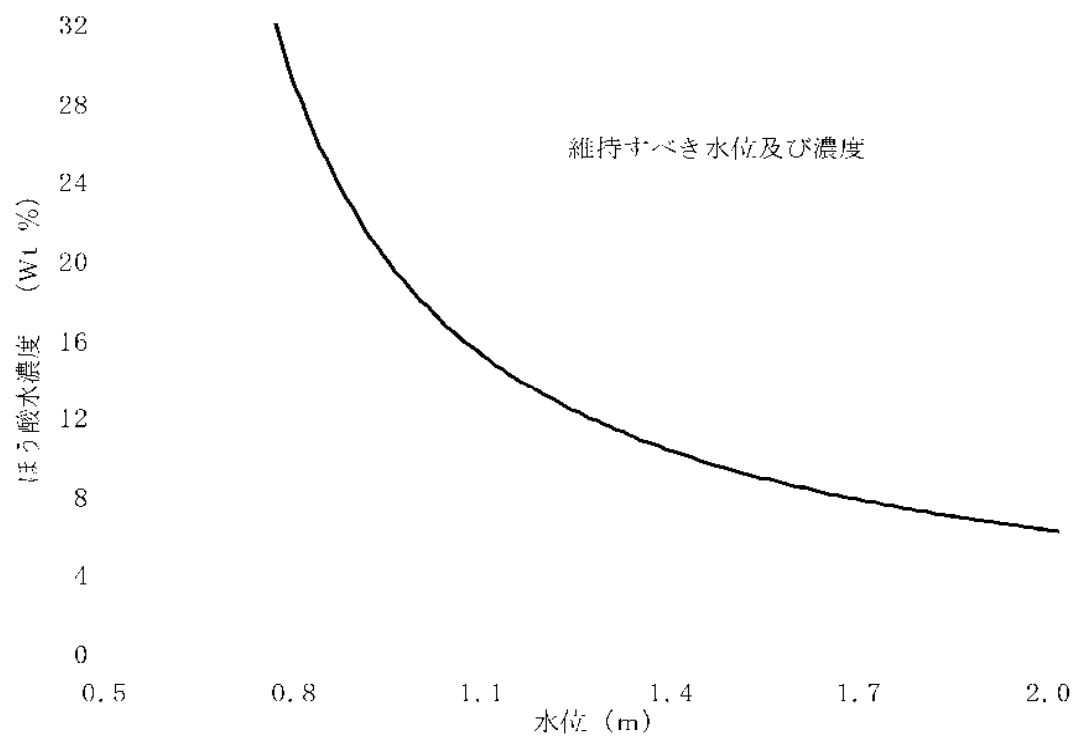
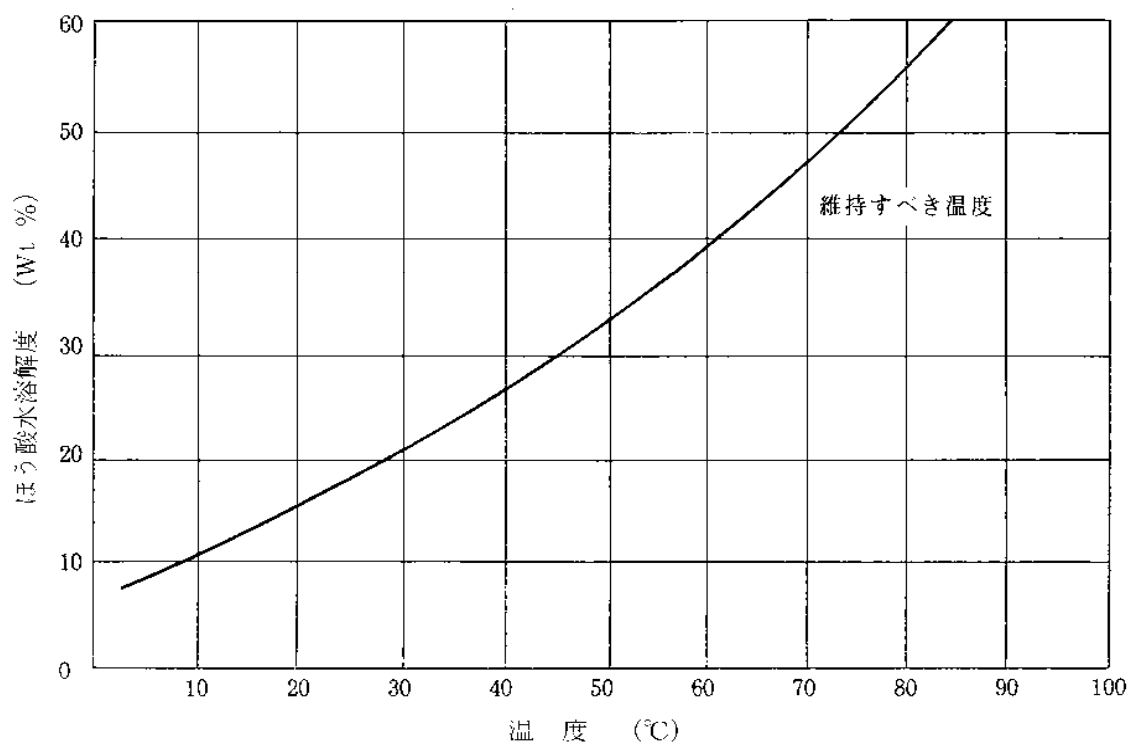


図 2 3 - 2



(未臨界監視)

#### 第24条

原子炉<sup>i</sup>の未臨界を維持するにあたって、原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度及び原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器は表24-1で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号<sup>i</sup>、2号<sup>i</sup>及び3号<sup>i</sup>のみ適用される。

2. 原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度及び原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 当直長は、原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度を、1時間に1回確認する。
- (2) 当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が動作可能であることを1時間に1回確認する。

3. 当直長は、原子炉<sup>i</sup>格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度又は原子炉<sup>i</sup>格納容器ガス管理設備の放射線検出器が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表24-2の措置を講じる。

表24-1

項 目	運転上の制限
短半減期核種の放射能濃度	キセノン135の放射能濃度が1Bq/cm <sup>3</sup> 以下であること
原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器	1チャンネルが動作可能であること※1

※1：動作可能であることとは、原子炉格納容器内のガスが原子炉格納容器ガス管理設備内に通気され、短半減期核種の放射能濃度が監視可能であることをいう。

表 2 4 - 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 短半減期核種の放射能濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. ほう酸水を注入する措置を開始する。	速やかに
B. 動作可能である原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が 1 チャンネルもない場合	B 1. 原子炉圧力容器底部の温度上昇率及びモニタリングポストの空間線量率を記録し、その結果を技術 GM に通知する。 及び B 2. 原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに その後 1 時間に 1 回  速やかに
C. 条件 B で要求される措置を実施中に、未臨界であることが確認できない場合	C 1. ほう酸水を注入する措置を開始する。	速やかに



(格納容器内の不活性雰囲気気の維持機能)

## 第 2 5 条

格納容器内の不活性雰囲気気を維持するにあたって、窒素ガス封入設備は、表 2 5 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。また、格納容器内の水素濃度の監視として、格納容器内水素濃度は表 2 5 - 1 で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉のみ適用される。ただし、以下の場合には、窒素ガス封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。

- (1) 窒素ガス封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素ガス封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを 1 時間に 1 回確認する場合。
- (2) 運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを 1 時間に 1 回確認する。

2. 窒素ガス封入設備及び格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 技術 GM は、格納容器の状態に応じ、必要な窒素封入量を評価し、当直長に通知する。
- (2) 当直長は、運転中の窒素ガス分離装置の封入圧力が格納容器圧力以上であること及び必要な窒素封入量が確保されていることを毎日 1 回確認する。なお、必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。
- (3) 冷却第二 GM は、封入する窒素の濃度が 99% 以上であることを毎日 1 回確認し、当直長に通知する。
- (4) 当直長は、表 2 5 - 2 に定める事項を確認する。
- (5) 技術 GM は、原子炉格納容器ガス管理設備の流量が変更された場合、表 2 5 - 1 に定める格納容器内水素濃度を満足するため、原子炉格納容器ガス管理設備内での大気のインリークを考慮した同設備の水素濃度管理値を評価し、当直長に通知する。
- (6) 当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にあること及び原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを毎日 1 回確認する<sup>※1</sup>。

※ 1 : 原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にない場合又は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合には、次の事項を実施する。

- ① 当直長は、速やかに必要な窒素封入量が確保されていることを確認する。
- ② 当直長は、窒素封入量の減少操作を中止する又は行わない。
- ③ 技術 GM は、格納容器内水素濃度を評価し、当直長に通知する。

④当直長は、格納容器内水素濃度の評価結果が、表 2.5-1 の格納容器内水素濃度以下であることを確認する。

⑤当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器の故障により原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合、速やかに原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器を復旧する措置を開始する。

3. 当直長は、窒素ガス封入設備又は格納容器内水素濃度が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 2.5-3 の措置を講じる。

表 2.5-1

項 目	運転上の制限
窒素ガス封入設備	窒素ガス分離装置 1 台が運転中であること及び非常用窒素ガス分離装置（非常用窒素ガス分離装置用ディーゼル発電機を含む）が動作可能であること
格納容器内水素濃度	2.5% 以下

表 2.5-2

項目	頻度
非常用窒素ガス分離装置（非常用窒素ガス分離装置用ディーゼル発電機を含む）が動作可能であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回

表 2 5 - 3

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転中の窒素ガス分離装置が 1 台もない場合（ただし、速やかに窒素ガス分離装置を再起動させた場合又は切り替えた場合を除く）	A 1. 非常用窒素ガス分離装置を運転状態とする措置を開始する。 及び A 2. 少なくとも 1 台の窒素ガス分離装置を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに  速やかに
B. 非常用窒素ガス分離装置が動作不能の場合	B 1. 非常用窒素ガス分離装置（非常用窒素ガス分離装置用ディーゼル発電機を含む）を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
C. 格納容器内水素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	C 1. 格納容器内水素濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに

(建屋に貯留する滞留水)

## 第26条

建屋に貯留する滞留水は、表26-1、表26-2及び表26-3に定める事項を運転上の制限とする。

2. 建屋に貯留する滞留水及び建屋で発生する水素を管理するとともに、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 当直長は、2号炉及び3号炉の立坑並びにプロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水の水位<sup>※1</sup>を毎日1回確認する。
- (2) 当直長は、1～4号炉タービン建屋、1～4号炉原子炉建屋、1～4号炉廃棄物処理建屋、プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水の水位<sup>※1</sup>を1週間に1回確認し、その結果を水処理第一GMに通知する。
- (3) 水処理第一GMは、(2)で通知された滞留水の水位が建屋近傍のサブドレン水の水位より低いことを1週間に1回確認<sup>※2</sup>する。
- (4) 分析評価GMは、1～4号炉タービン建屋、プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度(セシウム134及びセシウム137)を1週間に1回測定し、その結果を水処理第一GMに通知する。

※1：電源停止、機器の不具合等で確認できない場合は、隣接号が又は移送先の水位計等を確認し水位を評価する。

※2：塩分濃度による比重を考慮した補正值を用いること。

3. 当直長は、建屋に貯留する滞留水(表26-1に定める項目)が、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表26-4の措置を講じる。また、水処理第一GMは、建屋に貯留する滞留水(表26-1に定める項目を除く)が、第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表26-4の措置を講じる。

表26-1

項目	運転上の制限
2号炉の立坑の滞留水水位	OP. 3, 500mm 以下
3号炉の立坑の滞留水水位	OP. 3, 500mm 以下
プロセス主建屋の滞留水水位	OP. 5, 600mm 以下
雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位	OP. 4, 200mm 以下

表 2 6 - 2

項目	運転上の制限
1 号炉 <sup>i</sup> 、2 号炉 <sup>i</sup> 、3 号炉 <sup>i</sup> 及び 4 号炉 <sup>i</sup> タービン建屋の滞留水水位	各建屋近傍のサブドレン水の水位を超えないこと
1 号炉 <sup>i</sup> 、2 号炉 <sup>i</sup> 、3 号炉 <sup>i</sup> 及び 4 号炉 <sup>i</sup> 原子炉建屋の滞留水水位	
1 号炉 <sup>i</sup> 、2 号炉 <sup>i</sup> 、3 号炉 <sup>i</sup> 及び 4 号炉 <sup>i</sup> 廃棄物処理建屋の滞留水水位	
プロセス主建屋の滞留水水位	
雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位	

表 2 6 - 3

項目	運転上の制限
1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉タービン建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度	放射能濃度が $1.0 \times 10^2$ Bq/cm <sup>3</sup> 以下であること
プロセス主建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度	
雑固体廃棄物減容処理建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度	

表 2 6 - 4

条件	要求される措置	完了時間
A. 2 号炉又は 3 号炉の立坑の滞留水水位が表 2 6 - 1 を満足していない場合	A 1 . 当該号炉の立坑の滞留水水位を OP. 3, 500mm 以下に維持する措置を開始する。	速やかに
B. プロセス主建屋の滞留水水位が表 2 6 - 1 を満足していない場合	B 1 . プロセス主建屋の滞留水水位を OP. 5, 600mm 以下に維持する措置を開始する。	速やかに
C. 雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位が表 2 6 - 1 を満足していない場合	C 1 . 雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位を OP. 4, 200mm 以下に維持する措置を開始する。	速やかに

条件	要求される措置	完了時間
D. 各建屋の滞留水水位が表 2 6 - 2 を満足していない場合	D 1. 当該建屋の滞留水水位が建屋近傍のサブドレン水の水位を超えていない状態に復旧する措置を開始する。 及び D 2. 当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を測定する。	速やかに  速やかに以降 3 日に 1 回
E. 各建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度が表 2 6 - 3 を満足していない場合	E 1. 当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。 及び E 2. 当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を測定する。	速やかに  速やかに以降 毎日 1 回

(汚染水処理設備)

## 第 27 条

汚染水処理設備は、表 27-1 に定める事項を運転上の制限とする。ただし、以下の場合は、運転上の制限を満足しないとはみなさない。

- (1) 2 号炉<sup>i</sup>及び 3 号炉<sup>i</sup>の立坑の滞留水水位が OP. 3, 500mm 以下で、動作可能である汚染水処理設備が 1 設備<sup>※1</sup>もなくなった場合において、1 設備もなくなった時点から 3 日以内に汚染水処理設備 1 設備を復旧させた場合

※1：1 設備とは、セシウム吸着装置 4 系列、第二セシウム吸着装置 2 系列又は除染装置をいう。

2. 汚染水処理設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 水処理第二 GM は、汚染水処理設備 1 設備が動作可能<sup>※2</sup>であることを毎日 1 回確認する。また、2 号炉<sup>i</sup>又は 3 号炉<sup>i</sup>の立坑の滞留水水位が OP. 3, 500mm を超えた場合には、さらに 1 設備が動作可能であることを毎日 1 回確認する。

※2：本条における動作可能であることとは、設備が運転中であるか、若しくは、設備が待機状態であってかつ運転が可能と判断される場合をいう。

3. 水処理第二 GM は、汚染水処理設備が、第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 27-2 の措置を講じる。

表 27-1

項目	運転上の制限
汚染水処理設備	1 設備が動作可能であること及び 2 号炉又は 3 号炉の立坑の滞留水水位が OP. 3, 500mm を超える場合は、さらに 1 設備が動作可能であること。

表 27-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 汚染水処理設備が運転上の制限を満足していない場合	A 1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに

(外部電源)

## 第28条

外部電源は、表28-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時及び計画的に電源切替等により停止する場合を除く。

2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表28-2の措置を講じる。

表28-1

項 目	運転上の制限
外部電源	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること

※1：外部電源の系列数は、第29条で要求される交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数の数とする。



表 28-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能である外部電源が 1 系列のみの場合	A 1. 外部電源を 2 系列動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A 2. 非常用ディーゼル発電機※ <sup>2</sup> ※ <sup>3</sup> 1 台が動作可能であることを、当該設備が機能することを示す至近の記録により確認する。	速やかに
	及び A 3. 非常用ディーゼル発電機※ <sup>2</sup> ※ <sup>3</sup> からの電源供給のために必要な交流高圧電源母線が受電可能となる措置を開始する。	速やかに
B. 動作可能である外部電源が 1 系列もない場合	B 1. 外部電源を 1 系列動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び B 2. 1. 非常用ディーゼル発電機※ <sup>2</sup> ※ <sup>3</sup> により電力を供給する措置を開始する。	速やかに
	又は B 2. 2. 第 18 条で要求される設備に対して電源車により電力を供給する措置を開始する。	速やかに

※ 2 : 本条における「非常用ディーゼル発電機」とは、所内共通ディーゼル発電機、5 号炉又は 6 号炉の非常用ディーゼル発電機をいう。

※ 3 : 当直長は、5 号炉及び 6 号炉の非常用ディーゼル発電機が待機状態であることを、当該設備が機能することを示す至近の記録により 1 ヶ月に 1 回確認する。

(所内電源系統)

## 第29条

所内電源系統は、表29-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時及び計画的に電源切替等により一時的に停止する場合を除く。

2. 所内電源系統が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、第18条、第25条及び第27条で要求される設備の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。

(2) 当直長は免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていることを1週間に1回確認し、その結果を建築第6GMに通知する。

3. 当直長は、所内電源系統（免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線を除く）が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表29-2の措置を講じる。また、建築第6GMは、免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表29-2の措置を講じる。

表29-1

項 目	運転上の制限
所内電源系統	第18条、第25条及び第27条で要求される設備並びに免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていること

表29-2

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに

(運転上の制限の確認)

### 第30条

各GMは、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>で確認する。

2. 第3節各条の第2項で定められた頻度及び第3項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表30に定める範囲内で延長することができる<sup>※2</sup>。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。
3. 各GMは、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかった場合、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。
4. 各GMは、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。
5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
6. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第31条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。

※1：第30条から第33条を除く。以下、第31条及び第32条において同じ。

※2：第2節で定められた頻度も適用される。

表 3 0

頻 度		備 考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
1 時間に 1 回	1 5 分	分単位の間隔で確認する。
毎日 1 回		所定の直の時間帯で確認する。
3 日に 1 回	1 日	日単位の間隔で確認する。
1 週間に 1 回	2 日	日単位の間隔で確認する。
1 ヶ月に 1 回	7 日	日単位の間隔で確認する。 なお、1 ヶ月は 3 1 日とする。
3 ヶ月に 1 回	2 3 日	日単位の間隔で確認する。 なお、3 ヶ月は 9 2 日とする。

(運転上の制限を満足しない場合)

### 第31条

運転上の制限を満足しない場合とは、各GMが第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、各GMは、この判断を速やかに行う。

2. 各GMは、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に関係する事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 各GMは、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
4. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した場合、当直長及び1～4号設備運転管理部長に報告し、1～4号設備運転管理部長は安定化センター所長、所長及び主任技術者に報告する。
5. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。
6. 各GMは、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、当直長及び1～4号設備運転管理部長に報告し、1～4号設備運転管理部長は主任技術者に報告する。
7. 各GMは、次の各号を適用することができる。
  - (1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。
  - (2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。
  - (3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。
  - (4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が当該条文の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。

(保全作業を実施する場合)

### 第32条

各GMは、保全作業（試験を含む）を実施するため計画的に運転上の制限外に移行する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※1</sup>を定め、主任技術者の確認を得て実施する。

2. 第1項の実施については、第31条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。
3. 各GMは、第1項に基づく保全作業を行う場合、関係GMと協議し実施する。
4. 各GMは、第1項に基づく保全作業を開始する場合、当直長に報告する。第1項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業の開始時間の起点とする。
5. 各GMは、第1項を実施する場合、第31条第3項及び第7項に準拠する。
6. 第1項において、保全作業中に必要な安全措置が満たされなかった場合、各GMは当該運転上の制限を満足していないと判断する。
7. 各GMは、第1項を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、当直長及び1～4号設備運転管理部長に報告し、1～4号設備運転管理部長は主任技術者に報告する。

※1：第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、必要な安全措置に代えることができる。

(運転上の制限に関する記録)

### 第33条

当直長は、各GMから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合又は自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限及び満足していないと判断した時刻
- (2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果(保全作業を含む)
- (3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻

2. 当直長は、各GMから第32条第1項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合又は自ら第32条第1項で定める保全作業を実施した場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 第32条第1項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻及び保全作業の内容
- (2) 安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果
- (3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻

## 第 5 章 燃料管理

(新燃料の貯蔵)

### 第 3 5 条

機械第三GMは、1号炉、2号炉、3号炉、4号炉又は使用済燃料共用プールに新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールに貯蔵すること。
- (2) 使用済燃料共用プールに貯蔵する場合は、日につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- (3) 使用済燃料プールにおいては、クレーン又は燃料取扱機を使用し、使用済燃料共用プールにおいては、天井クレーン又は燃料取扱装置を使用すること。
- (4) 使用済燃料共用プールにおいて新燃料が臨界に達しない措置を講じること。



(使用済燃料の貯蔵)

### 第36条

機械第三GMは、1号か、2号か、3号か又は4号かの使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 表36に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール又は使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵すること。使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する場合には、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納されていることを確認すること。
- (2) 使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置を使用すること。
- (3) 使用済燃料共用プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 使用済燃料輸送容器保管建屋において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

2. 燃料GMは、1号か、2号か、3号か又は4号かの使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 表36に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵すること。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する場合には、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納されていることを確認すること。
- (2) 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

3. 機械第三GMは、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に1号か、2号か、3号か又は4号かの使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 福島第一が規則第15条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。
- (2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。

4. 機械第三GMは、使用済燃料共用プール及び使用済燃料輸送容器保管建屋の日につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

5. 燃料GMは、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の日につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

6. 機械第三GMは、使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器の遮へい性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

7. 当直長は、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の密封性能及び除熱性能が保持されていることを監視するとともに、その結果、異常が認められた場合には燃料GMに連絡し、燃料GMは必要な措置を講じる。ただし、密封性能及び除熱性能の監視を行うための監視設備が設置されるまでの間は、機

械第三GMは密封性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

表3 6

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設
1号炉	1号炉の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール※ <sup>1</sup> 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ <sup>2</sup>
2号炉	2号炉の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール※ <sup>1</sup> 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ <sup>2</sup>
3号炉	3号炉の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール※ <sup>1</sup> 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ <sup>2</sup>
4号炉	4号炉の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール※ <sup>1</sup> 、使用済燃料輸送容器保管建屋※ <sup>3</sup> 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※ <sup>2</sup>

※1：使用済燃料共用プールには、使用済燃料プールで19ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。

※2：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については4年以上、増設については13年以上冷却され、かつ運転中のデータ、シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8燃料、新型8×8燃料及び新型8×8ジルコニウムライナ燃料）を収納する。ただし、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した燃料を使用済燃料共用プールに貯蔵した燃料と入れ替える場合は、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで13年以上冷却された燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器には、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで18年以上冷却され、かつ運転中のデータ、シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8燃料、新型8×8燃料及び新型8×8ジルコニウムライナ燃料）を収納するとともに、使用済燃料のタイプ、燃焼度に応じた配置とする。

※3：使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には、使用済燃料プールで4年以上冷却され、かつ運転中のデータ、シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8燃料、新型8×8燃料及び新型8×8ジルコニウムライナ燃料）を収納する。

(使用済燃料の運搬)

### 第37条

機械第三GMは、発電所内において、使用済燃料共用プールから使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料共用プールにおいて使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納する。

- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
- (2) 燃料取扱装置を使用すること。
- (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 収納する使用済燃料のタイプ、冷却期間及び配置が、容器の収納条件に適合していること。

2. 機械第三GMは、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
- (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、誘導車を配置すること。
- (4) 車両を徐行させること。
- (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
- (6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

3. 機械第三GMは、使用済燃料共用プールにおいて、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器から使用済燃料を取り出す場合、燃料取扱装置を使用する。

4. 機械第三GMは、使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式貯蔵容器を搬出する場合は、放射線被ばく上の影響が十分小さくなるように取り扱う。

## 第6章 放射性廃棄物管理

(放射性固体廃棄物の管理)

### 第38条

各GMは、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>※1</sup>又は保管する。

- (1) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、燃料GMが使用済燃料プールに貯蔵、若しくはチャンネルボックス等については使用済燃料共用プールに貯蔵する。
  - (2) その他の雑固体廃棄物は、各GMがドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、廃棄物管理GMが固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。
  - (3) 廃棄物管理GMは、貯蔵庫に保管されたドラム缶を貯蔵庫以外に一時的に仮置きする場合は、ドラム缶等仮設保管設備<sup>※2</sup>に運搬するとともに、ドラム缶等仮設保管設備に保管されているドラム缶等<sup>※3</sup>について以下の事項を実施する。
    - イ 関係者以外がむやみに立入らないよう、ドラム缶等仮設保管設備又は柵等による区画を行い、立入りを制限する旨を表示する。
    - ロ ドラム缶の表面線量当量率が0.1mSv/h以下であることを確認し、保管する。
    - ハ ドラム缶を3段に積み重ねて設置する場合には、転倒防止対策を施す。
    - ニ ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し、測定結果を表示する。
2. 各GMは、放射性固体廃棄物を封入又は固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表8-1-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。
3. 各GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。
- (1) 廃棄物管理GMは、貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回貯蔵庫を巡視するとともに、事故前の保管量の推定値を元に保管物の出入りを確認する。
  - (2) 廃棄物管理GMは、サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。また、燃料GMは、使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、事故前の貯蔵量の推定値を元に貯蔵物の出入りを確認するとともに、使用済燃料共用プールについては、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等の貯蔵状況を確認するために、1ヶ月に1回使用済燃料共用プールを巡視

するとともに、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。

(3) 運営設備GMは、運用補助共用施設の沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。

(4) 廃棄物管理GMは、ドラム缶等仮設保管設備におけるドラム缶等の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回巡視を行うとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。なお、ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

4. 廃棄物管理GMは貯蔵庫及びサイトバンカの日につきやすい場所に、管理上の注意事項を掲示する。

5. 各GMは、管理対象区域内において放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。

(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。

※2：ドラム缶等仮設保管設備とは、ドラム缶等を仮置きする蛇腹ハウスをいう。以下、本条において同じ。

※3：ドラム缶等とは、ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物をいう。以下、本条において同じ。

(発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理)

### 第39条

発電所の敷地内で発生した瓦礫等<sup>※1</sup>について、廃棄物管理GMは、仮設保管設備<sup>※2</sup>、固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設<sup>※3</sup>及び伐採木一時保管槽<sup>※4</sup>を含む。）について、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

2. 各GMは、次に定める瓦礫等の種類に応じて、回収したものを一時保管エリアに運搬する。また、切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

(1) 発電所敷地内で発生した瓦礫類<sup>※5</sup>は、各GMが、瓦礫類の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物管理GMがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した仮設保管設備、貯蔵庫、覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し、遮へいや容器収納、シート養生等の措置を講じる。

(2) 発電所において発生した使用済保護衣等<sup>※6</sup>は、廃棄物管理GMが、袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお、廃棄物管理GMは圧縮等を行うことができる。

(3) 伐採木は、各GMが、発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限、通気性確保、伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

3. 廃棄物管理GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等、伐採木の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。

(2) 覆土式一時保管施設において、覆土完了後、槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。

(3) 伐採木一時保管槽において、定期的に温度監視を実施する。

(4) 仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

※1：瓦礫等とは、瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下、本条において同じ。

※2：仮設保管設備とは、瓦礫等を一時保管する設備のうち、テント、蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下、本条において同じ。

- ※3：覆土式一時保管施設とは、線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下、本条において同じ。
- ※4：伐採木一時保管槽とは、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下、本条において同じ。
- ※5：瓦礫類とは、発電所敷地内において、今回の地震、津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい、回収した土壌を含む。以下、本条において同じ。
- ※6：使用済保護衣等とは、使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下、本条において同じ。



(汚染水処理設備で発生した廃棄物の管理)

#### 第40条

水処理第三GMは、次に定める放射性廃棄物の種類に応じて、それぞれ定められた施設に貯蔵する。

- (1) セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置で使用した吸着塔(使用済吸着塔)は、使用済セシウム吸着塔保管施設(使用済セシウム吸着塔仮保管施設又は使用済セシウム吸着塔一時保管施設)に貯蔵する。
- (2) 除染装置の凝集沈殿装置で発生した凝集沈殿物(廃スラッジ)は、廃スラッジ貯蔵施設(造粒固化体貯槽又は廃スラッジ一時保管施設)に貯蔵する。
- (3) 多核種除去設備で発生した二次廃棄物を収納した容器及び使用済処理カラムは、使用済セシウム吸着塔一時保管施設に貯蔵する。

2. 水処理第三GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

- (1) 使用済セシウム吸着塔保管施設における使用済吸着塔の貯蔵量を確認するとともに、必要となる貯蔵可能容量が確保されていることを1週間に1回確認する。
- (2) 廃スラッジ貯蔵施設における廃スラッジの貯蔵量を確認するとともに、必要となる貯蔵可能容量が確保されていることを1週間に1回確認する。
- (3) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設における多核種除去設備で発生した二次廃棄物を収納した容器及び使用済処理カラムの貯蔵量を確認するとともに、必要となる貯蔵可能容量が確保されていることを1週間に1回確認する。

(放射性液体廃棄物の管理)

#### 第41条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2. 分析評価GMは、地下水の流入量が異常に増加した場合等において、放射性液体廃棄物をやむを得ず放出する際は、あらかじめタンク等においてサンプリングを行い、放射性物質の濃度を測定し、放出量を確認するとともに、放水口における放射性物質濃度が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないことを確認する。

(気体廃棄物の管理)

第42条

気体廃棄物の放出管理について、次の事項を実施する。

- (1) 環境モニタリングGMは、表42-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。
- (2) 環境モニタリングGMは、表42-1の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の敷地境界における空気中の濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を下回ることを確認する。
- (3) 環境モニタリングGMは、表42-1の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の放出量が、放出管理の日標値を下回ることを確認する。
- (4) 当直長は、表42-2の放出箇所から放射性物質を含む空気を放出する場合は、ダスト放射線モニタ及びガス放射線モニタを監視する。
- (5) 環境モニタリングGMは、表42-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。
- (6) 環境モニタリングGMは、表42-3の放出箇所において、粒子状の放射性物質濃度に有意な上昇傾向が無いことを確認する。

表42-1

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
1号炉原子炉建屋 上部	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
1号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
2号炉原子炉建屋 排気設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
2号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
3号炉原子炉建屋 上部	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
3号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回

表 4 2 - 2

放出箇所	監視項目	計測器種類	監視頻度
1 号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
2 号炉原子炉建屋 排気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
2 号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
3 号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	

表 4 2 - 3

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
建屋内地上部開口部	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1 ヶ月に 1 回
汚染水処理設備・貯留 設備のうち除染装置 及び造粒固化体貯槽	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	除染装置運転時 及び廃棄物受入時
使用済燃料共用プー ルオペフロ階	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	使用済燃料取扱い時

(放出管理用計測器の管理)

#### 第 4 3 条

各 GM は、表 4 3 に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。  
ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表 4 3

分 類	計測器種類	所管 GM	数 量
放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	保安総括 GM	1 台※ 1

※ 1 : 表 6 1 の試料放射能測定装置と共用

(頻度の定義)

第44条

本章でいう測定※<sup>1</sup>頻度に関する考え方は、表44のとおりとする。

表44

頻度	考え方
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施
常時	測定※ <sup>1</sup> 可能な状態において常に測定※ <sup>1</sup> することを意味しており、点検時等の測定※ <sup>1</sup> 不能な期間を除く。

※1：監視も含む。

## 第 7 章 放射線管理

(管理対象区域の設定及び解除)

### 第 4 5 条

管理対象区域は、添付 2 に示す区域とする。

2. 1～4 号放射線管理 GM は、管理対象区域を柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、管理対象区域境界と周辺監視区域境界が同一の場合であって、周辺監視区域境界に第 5 7 条の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 1～4 号放射線管理 GM は、管理対象区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 1～4 号放射線管理 GM は、添付 2 における建物等の内部の管理対象区域境界付近において、表 4 5 に示す作業を行う場合で、3 ヶ月以内に限り管理対象区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、1～4 号放射線管理 GM は H 的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、1～4 号放射線管理 GM はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 1～4 号放射線管理 GM は、第 4 項以外で、建物等の内部において一時的に管理対象区域を設定又は解除する場合は、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、1～4 号放射線管理 GM は H 的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、1～4 号放射線管理 GM はあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 1～4 号放射線管理 GM は、第 5 項にかかわらず、緊急を要する場合は管理対象区域を設定することができる。設定にあたって、1～4 号放射線管理 GM は法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 1～4 号放射線管理 GM は、第 6 項における管理対象区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを 1～4 号放射線管理 GM が確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 4 5

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理区域の設定及び解除)

#### 第46条

管理区域は、添付1に示す区域とする。

2. 1～4号放射線管理GMは、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、壁、柵等の区画物が損壊により区画ができない場合であって、管理対象区域境界に第45条第2項の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 1～4号放射線管理GMは、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 1～4号放射線管理GMは、添付1における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表46に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、1～4号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、1～4号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 1～4号放射線管理GMは、第4項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、1～4号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、1～4号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 1～4号放射線管理GMは、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、1～4号放射線管理GMは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 1～4号放射線管理GMは、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを1～4号放射線管理GMが確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 4 6

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置



(管理対象区域内における区域区分)

#### 第47条

- 1～4号放射線管理GMは、管理対象区域を管理区域と管理区域を除く区域に区分する。
2. 管理区域と管理区域を除く区域は、添付2に示す区域とする。
3. 1～4号放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにする。

(管理対象区域のうち管理区域を除く区域内における区域区分)

#### 第48条

1～4号放射線管理GMは、管理区域を除く管理対象区域を次のとおり区分することができる。

- (1) 表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理対象区域」という。）
- (2) 表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域
2. 汚染のおそれのない管理対象区域は、添付2に示す区域とする。
3. 1～4号放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、1～4号放射線管理GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。
4. 1～4号放射線管理GMは、汚染のおそれのない管理対象区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に注意事項を掲示する。
5. 1～4号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、汚染のおそれのない管理対象区域で表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超える場所を確認した場合は、直ちに当該箇所を区画、第1項(2)に定める区分に変更する等の応急措置を講じるとともに、除染等の措置により管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

(管理区域内における区域区分)

#### 第49条

1～4号放射線管理GMは、管理区域を次のとおり区分することができる。

- (1) 表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理区域」という。）
  - (2) 表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域
2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付1に示す区域とする。ただし、放射線レベルが高く、区域区分に係る条件を満足できない場合は、第48条第1項(1)又は第48条第1項(2)の区域とみなす。
3. 1～4号放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、1～4号放射線管理GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。
4. 1～4号放射線管理GMは、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。

(管理対象区域内における特別措置)

#### 第50条

管理対象区域内における特別措置が必要な区域は、次に示す区域とする。

- (1) 放射線レベルが高い場所
- (2) 放射線レベルが確認されていない場所
- (3) 滞留水を貯留する場所

2. 各GMは、第1項に定める各区域について、次の措置を講じる。

- (1) 1～4号放射線管理GMは、管理対象区域に立ち入る者が見やすい場所に、第1項(1)及び(2)に示す場所を明確にしたサーベイマップを掲示して周知する他、作業員以外が立ち入る可能性及び措置に伴う被ばくを考慮して必要な場合に限り第1項(1)の場所にロープ等による立入制限の措置を講じる。
- (2) 各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(3)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

3. 各GMは、管理対象区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案するとともに、第1項の区域内で作業を行う場合は、放射線防護上の措置について1～4号放射線管理GMのレビューを受ける。

(管理区域内における特別措置)

#### 第51条

1～4号放射線管理GMは、管理区域のうち次の基準を超える場合又は超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。

(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト

(2) 空気中の放射性物質濃度又は床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍

2. 各GMは、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、1～4号放射線管理GMのレビューを受ける。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。

3. 各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

4. 1～4号放射線管理GMは、床・壁等の損壊や放射線レベルが高い又は未確認であるため第1項の措置を講じることができない場合、管理区域内における特別措置は第50条に定める管理区域を除く区域における特別措置と同一とする。

(管理対象区域への出入管理)

## 第52条

保健安全GMは、管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

(1) 放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者

(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であつて、放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。ただし、所員又は安定化センター員で緊急作業に従事する間に受けた実効線量が100ミリシーベルト超過者が管理対象区域で定められた移動経路を経て、管理対象区域でない箇所執務する場合に限り、放射線業務従事者の随行を必要としない。

2. 放射線安全GMは、第1項にて許可していない者について、管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし、防護管理GMが、あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え、車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。

3. 放射線安全GMは、管理対象区域の出入管理箇所において、人の出入り等を監視する。

4. 放射線安全GMは、第3項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。ただし、管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であつて、防護管理GMが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は、この限りでない。

5. 放射線安全GMは、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。

6. 放射線安全GMは、放射線レベルが高いため第5項の措置を講じることができない場合、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、スクリーニングレベル※1を超えないような措置を講じる。

7. 放射線安全GM又は作業環境改善GMは、第48条第1項(2)の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が、バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※1：スクリーニングレベルとは、原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成23年9月16日付・原子力非常災害対策本部長通知）をいう。以下、第62条において同じ。

(管理区域への出入管理)

## 第53条

管理区域への出入管理は、第52条に定める管理対象区域への出入管理と同一とする。

(管理対象区域出入者の遵守事項)

#### 第54条

放射線安全GMは、管理対象区域に出入りする所員及び安定化センター員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。

- (1) 出入管理箇所を経由すること。ただし、放射線安全GMの承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。
- (2) 管理対象区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって保健安全GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (3) 管理対象区域に立入る場合は、所定の保護衣及び保護具を着用すること。ただし、下記のいずれかに該当する場合は、この限りでない。
  - ・ 汚染のおそれのない管理対象区域に立入る場合
  - ・ 放射線安全GMの承認を得て、その指示に従う場合
- (4) 第50条第1項(3)に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。
- (5) 管理対象区域から退出する場合又は管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する場合は、身体及び身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、第52条第5項又は第52条第6項に基づく放射線安全GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙をしないこと。

(管理区域出入者の遵守事項)

#### 第55条

管理区域出入者の遵守事項は、第54条に定める管理対象区域出入者の遵守事項と同一とする。

(保全区域)

第 56 条

保全区域は、添付 3 に示す区域とする。

2. 防護管理 GM は、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

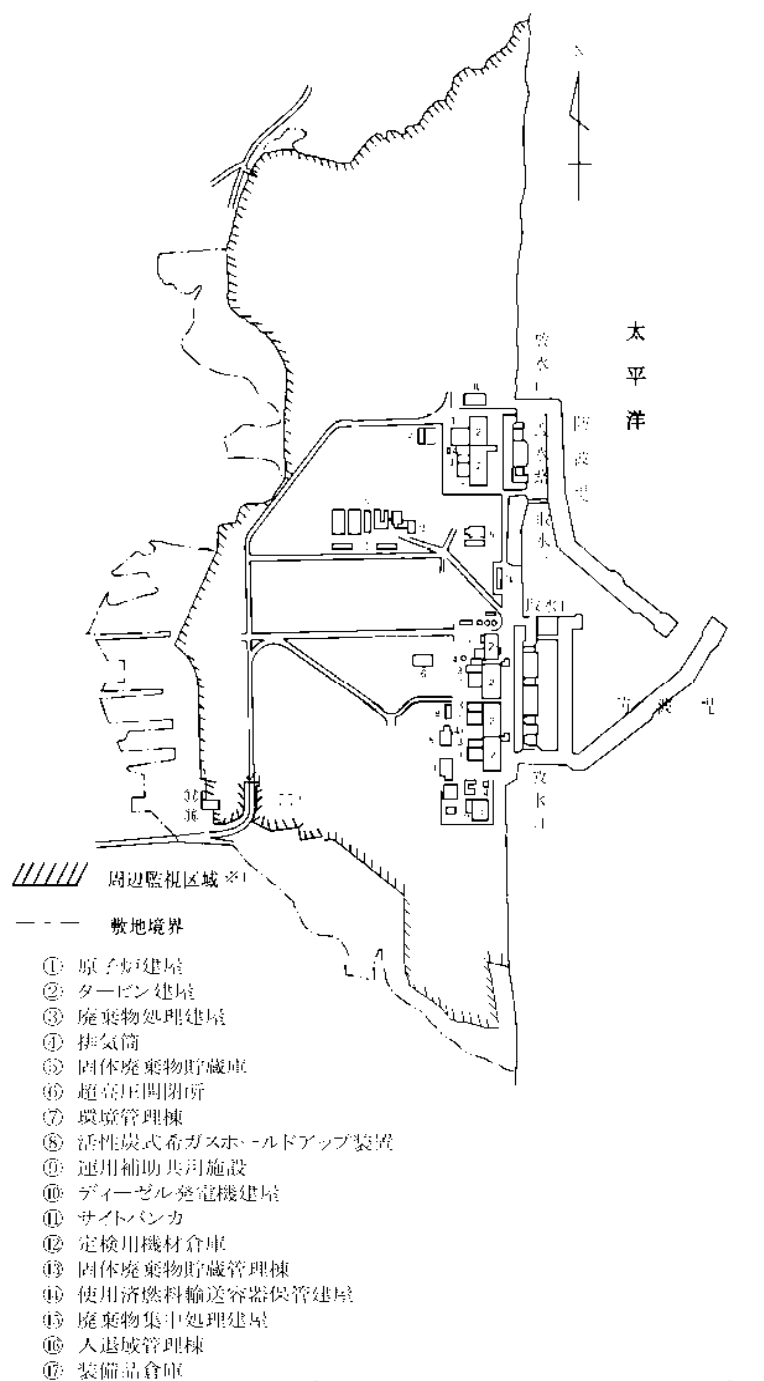
(周辺監視区域)

第 57 条

周辺監視区域は、図 57 に示す区域とする。

2. 防護管理 GM は、第 1 項の周辺監視区域境界に、柵を設ける又は標識を掲げること等により、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。

15 7





(線量の評価)

第58条

保健安全GMは、所員及び安定化センター員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表58に定める項目及び頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表58

項 目	頻 度
外部被ばくによる線量	3ヶ月に1回※ <sup>1</sup>
内部被ばくによる線量	3ヶ月に1回※ <sup>1</sup>

※1：女子（妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）  
にあつては、1ヶ月に1回とする。

(管理対象区域内の床，壁等の除染)

#### 第59条

各GMは、管理対象区域内において法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床，壁等に発生させた場合又は発見した場合であつて、この汚染の除去を行う場合は、1～4号放射線管理GM又は作業環境改善GMに連絡する。

2. 第1項の汚染箇所に係る作業の所管GMは、汚染状況等について1～4号放射線管理GM又は作業環境改善GMの確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。

3. 第2項の所管GMは、その措置結果について、1～4号放射線管理GM又は作業環境改善GMの確認を得る。

(外部放射線に係る線量当量率等の測定)

#### 第60条

各GMは、表60-1及び表60-2（第48条第1項（2）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理対象区域については、この限りでない。

2. 環境モニタリングGMは、表60-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図60に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。

3. 1～4号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、第1項の測定により、環境モニタリングGMは、第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

4. 各GMは、第1項に定める測定結果を1～4号放射線管理GMに連絡する。1～4号放射線管理GMは、測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表60-1

場 所	測定項目	所管GM	測定頻度
1. 管理対象区域内 (管理区域内を含む) ※1	外部放射線に係る線量当量率	各GM	放射線レベルに応じて
		1～4号放射線管理GM ※2	毎日運転中に1回
	外部放射線に係る線量当量	1～4号放射線管理GM	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度	1～4号放射線管理GM	1週間に1回
	表面汚染密度	1～4号放射線管理GM	1週間に1回
2. 周辺監視区域境界 付近	空気吸収線量	環境モニタリングGM	3ヶ月に1回
	空気吸収線量率※3	環境モニタリングGM	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	環境モニタリングGM	3ヶ月に1回

※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

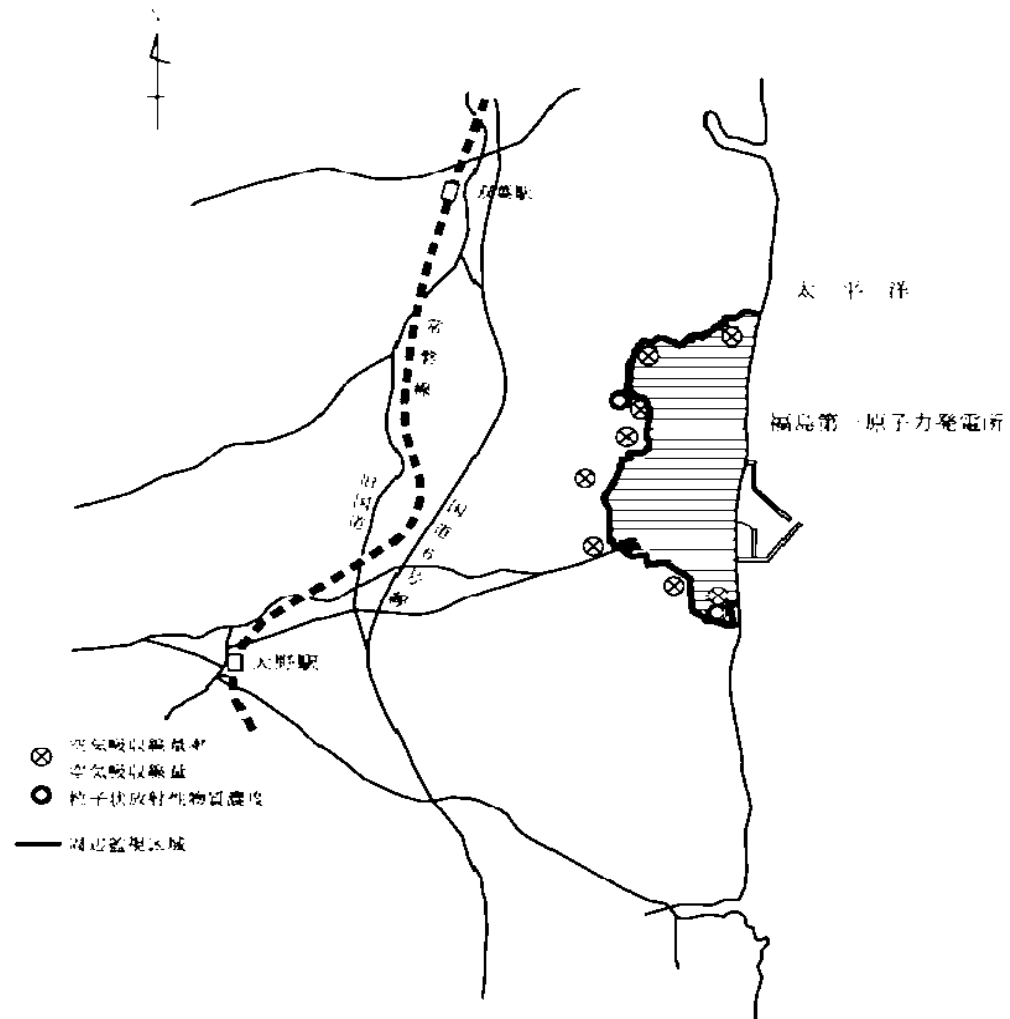
※2：使用済燃料共用プールのエリアモニタ及び使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタにおいて測定する項目

※3：モニタリングポストにおいて測定する項目

表 6 0 2

場 所	測定項目	所管 GM	測定頻度
汚染のおそれのない管理対象区域内	表面汚染密度	1 ～ 4 号放射線管理 GM 又は 作業環境改善 GM	毎日 1 回 (汚染のおそれのない管理対象区域が設定されている期間)
	空気中の放射性物質濃度		

図 6 0



(放射線計測器類の管理)

第61条

各GMは、表61に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。  
ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表61

分 類	計測器種類	所管GM	数量※1
1. 被ばく管理 用計測器	電子式線量計	保安総括GM	1式
	ホールボディカウンタ	保安総括GM	1台
2. 放射線管理 用計測器	線量当量率測定用サー ベイメータ	保安総括GM	7台
	汚染密度測定用サー ベイメータ	保安総括GM	7台
	退出モニタ	保安総括GM	2台
	試料放射能測定装置	保安総括GM	1台※2
	集積線量計	保安総括GM	1式
3. 放射線監視 用計測器	モニタリングポスト	環境モニタリングGM	8台
	エリアモニタ	機械第二GM	7台※3
		計装第二GM	3台※4
4. 環境放射能 用計測器	試料放射能測定装置	保安総括GM	1台※2
	積算線量計測定装置	保安総括GM	1台

※1：5号炉及び6号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量（エリアモニタを除く。）

※2：表43の試料放射能測定装置と共用

※3：使用済燃料共用プールにおけるエリアモニタの合計の台数（エリアモニタが復旧して  
いない場合には、未復旧のエリアモニタを除いた台数とする。）

※4：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備におけるエリアモニタの合計の台数

(管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

#### 第62条

放射線安全GMは、各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

2. 放射線安全GMは、放射線レベルが高いため第1項の確認ができない場合、各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が、スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。
3. 1～4号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。
4. 1～4号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料、使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は、容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

(管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

#### 第63条

管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定は、第62条に定める管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定と同一とする。

(発電所外への運搬)

#### 第64条

各GMは、核燃料物質によって汚染された物（新燃料、使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

(管理対象区域内における協力企業の放射線防護)

#### 第65条

保安総括GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 管理対象区域出入者の遵守事項

- イ、出入方法に関する事。
- ロ、個人線量計の着用に関する事。
- ハ、保護衣の着用に関する事。
- ニ、汚染拡大防止措置に関する事。
- ホ、放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙の禁止に関する事。

(2) 線量評価の項目及び頻度に関する事。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事。

2. 各GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

(管理区域内における協力企業の放射線防護)

#### 第66条

管理区域内における協力企業の放射線防護は、第65条に定める管理対象区域内における協力企業の放射線防護と同一とする。

(頻度の定義)

第67条

本章でいう測定※1頻度に関する考え方は、表67のとおりとする。

表67

頻度	考え方
毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施
常時	測定※1可能な状態において常に測定※1することを意味しており、点検時等の測定※1不能な期間を除く。
放射線レベルに応じて	作業場所に応じて下記の測定頻度とする。ただし、測定の結果により作業開始又は作業継続ができないと判断する場合には測定を中断してもよい。 (1) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できない場所 作業予定エリアに入域できるか判断するために、作業開始前に測定を1回実施する。作業中は線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。 (2) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できる場所 作業中の線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。

※1：監視も含む。



## 第8章 保守管理

(保守管理)

### 第68条

各GMは、第18条から第29条、第40条及び第61条<sup>※1</sup>に定める設備又は機器の単位ごとに保全方式<sup>※2</sup>及び保全方法<sup>※3</sup>を定めた保全計画（必要に応じて消耗品等の準備を含む）を策定し、これに基づき点検、補修、取替え及び改造等の保全を実施するとともに、その結果を記録する。

※1：放射線計測器類のうち、エリアモニタのみ該当する。

※2：時間基準保全、状態基準保全又は事後保全をいう。

※3：保全方式にあわせた保全方法を定める。なお、事後保全における保全方法とは、運転管理上の巡視点検や定例試験等を行う中で機器に異常の兆候が確認された場合に点検、補修、取替え及び改造等の保全を実施することをいう。

## 第9章 緊急時の措置

(原子力防災組織)

### 第69条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、原子力防災GMは、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。
3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。(以下、本章において同じ。)

(原子力防災組織の要員)

### 第70条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(原子力防災資機材等)

### 第71条

各GM及び安定化センター各GMは、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 技術GMは、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定及び改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

(通報経路)

### 第72条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合の社内及び国、県、町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急時演習)

### 第73条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を1年に1回以上実施し、所長に報告する。

(通報)

#### 第74条

当直長等は、原子力施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である場合は、第72条に定める通報経路にしたがって、所長に通報する。

2. 所長は、緊急事態の発生について通報を受け、又は自ら発見した場合は、第72条に定める通報経路にしたがって、社内及び社外関係機関に通報する。

(緊急時態勢の発令)

#### 第75条

所長は、緊急事態が発生した場合は、緊急時態勢を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。

(応急措置)

#### 第76条

本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急事態において次の応急措置を実施する。

- (1) 警備及び避難誘導
- (2) 放射能影響範囲の推定
- (3) 医療活動
- (4) 消火活動
- (5) 汚染拡大の防止
- (6) 線量評価
- (7) 応急復旧
- (8) 原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置

(緊急時における活動)

#### 第77条

原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、第76条で定める応急措置を継続実施する。

(緊急時態勢の解除)

#### 第78条

本部長は、事象が収束し、緊急時態勢を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時態勢を解除し、その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。

## 第 10 章 保安教育

(所員及び安定化センター員への保安教育)

### 第 79 条

安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NI-20-1 保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

- (1) 教育管理GMは、毎年度、安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて作成し、主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。
- (2) 教育管理GMは、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、運営委員会の確認を得る。
- (3) 各GM及び安定化センター各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。教育管理GMは、年度毎に所員及び安定化センター員の保安教育実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

- (4) 教育管理GMは、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。

(協力企業従業員への保安教育)

#### 第80条

各GM又は安定化センター各GMは、安全確保設備等に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全に必要な教育が「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

2. 各GM又は安定化センター各GMは、安全確保設備等に関する作業のうち管理対象区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全に必要な教育が「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

3. 運営設備GMは、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。
4. 運営設備GMは、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、運営設備GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

5. 燃料GMは、燃料取扱いに関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち、「燃料取扱いの業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。
6. 燃料GMは、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、燃料GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

## 第 1 1 章 記録及び報告

(記録)

### 第 8 1 条

各GM及び安定化センター各GMは、表 8 1 1 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。ただし、汚染等により、適正に保存することができない場合を除く。

2. 組織は、表 8 1 2 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。

表 8 1 1

記録	記録すべき場合 <sup>※1</sup>	保存期間
1. 原子炉注水流量 <sup>※2</sup>	連続して <sup>※3</sup>	10年間
	毎日1回	10年間
2. 原子炉压力容器底部温度 <sup>※2</sup>	連続して <sup>※3</sup>	10年間
	毎日1回	10年間
3. 格納容器内温度 <sup>※2</sup>	連続して <sup>※3</sup>	10年間
	毎日1回	10年間
4. 使用済燃料プール水温 <sup>※4</sup>	毎日1回	10年間
5. 使用済燃料共用プール水温	毎日1回	10年間
6. 短半減期核種の放射能濃度 <sup>※2</sup>	1時間ごと	10年間
7. 窒素封入量 <sup>※2</sup>	毎日1回	10年間
8. 格納容器水素濃度 <sup>※2</sup>	毎日1回	10年間
9. 滞留水水位 <sup>※4</sup>	毎日1回	10年間
10. サブドレン水の水位及び放射能濃度 <sup>※1</sup>	測定の都度	10年間
11. 安全確保設備等の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名	巡視又は点検の都度	巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後5年が経過するまでの期間
12. 安全確保設備等の点検・補修等の結果及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した施設又は設備を廃棄した後5年が経過するまでの期間
13. 運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに、これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項 <sup>※4</sup>	交代の都度	1年間
14. 原子炉に使用している処理水の純度 <sup>※2</sup>	測定の都度	1年間
15. 本編で定める運転上の制限に関する警報装置から発せられた警報の内容	その都度	1年間
16. 安全確保設備等の事故発生及び復旧の日時	その都度	※5
17. 安全確保設備等の事故の状況及び事故に際して採った処置	同上	※5

記録	記録すべき場合※ <sup>1</sup>	保存期間
18. 安全確保設備等の事故の原因	同上	※5
19. 安全確保設備等の事故後の処置	同上	※5
20. 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の蓋間圧力及び表面温度	1ヶ月に1回	10年間
21. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	5年間
22. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録 (1) 外観 (2) 最高燃焼度 (3) 取出しから容器への封入までの期間 (4) 使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間
23. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録 (1) 外観 (2) 漏えい率 (3) 真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分、量及び圧力 (4) 容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観 (5) 重量	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間
24. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設※ <sup>6</sup> 、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間
25. 気体廃棄物の放出箇所※ <sup>7</sup> における放射性物質の濃度及び3月間についての平均濃度	放射性物質の濃度にあつては測定の都度、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間

記録	記録すべき場合※ <sup>1</sup>	保存期間
26. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子 <sup>※8</sup> の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の中出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月ごとに1回、1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※9
27. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回	※9
28. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※9
29. 発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	1年間
30. 廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日、場所及び方法	廃棄の都度	※10
31. 放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法	封入又は固型化の都度	※10
32. 放射性物質による汚染の広がり の防止及び除去を行った場合には、その状況及び担当者の氏名	広がりの防止及び除去の都度	1年間
33. 風向及び風速	連続して※ <sup>3</sup>	10年間
34. 降雨量	同上	10年間
35. 大気温度	同上	10年間
36. 保安教育の実施計画	策定の都度	3年間
37. 保安教育の実施日時、項目及び受けた者の氏名	実施の都度	3年間
38. 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※10



記録	記録すべき場合※1	保存期間
39. 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価	評価の都度	※10

※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており，点検，故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※2：1号炉，2号炉及び3号炉のみ。

※3：デジタルデータにより保存することができる。

※4：1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉のみ。

※5：廃止措置が終了し，その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて，原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。

※6：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備内における線量当量率

※7：表42-1に示す放出箇所

※8：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※9：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が5年を超えた場合において，その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。

※10：廃止措置が終了し，その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて，原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間

表 8 1 - 2 \* 11

記録	記録すべき場合	保存期間
1. 品質保証計画に関する以下の文書		
第 3 条品質保証計画の「4. 2. 1a」～ d」に定める文書	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間
2. JEAC4111 の要求事項に基づき作成 する以下の記録		
(1) マネジメントレビューの結果の記録	作成の都度	5 年
(2) 教育、訓練、技能及び経験について 該当する記録	作成の都度	5 年
(3) 業務のプロセス及びその結果が、 要求事項を満たしていることを実 証するために必要な記録	作成の都度	5 年
(4) 業務に対する要求事項のレビュー の結果の記録、及びそのレビューを 受けてとられた処置の記録	作成の都度	5 年
(5) 特定原子力施設の要求事項に関連 する設計・開発へのインプットの記 録	作成の都度	5 年
(6) 設計・開発のレビューの結果の記 録、及び必要な処置があればその記 録	作成の都度	5 年
(7) 設計・開発の検証の結果の記録、 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の 記録、及び必要な処置があればその 記録	作成の都度	5 年
(9) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5 年
(10) 設計・開発の変更のレビューの結 果の記録、及び必要な処置があれば その記録	作成の都度	5 年
(11) 供給者の評価の結果の記録、及び 評価によって必要とされた処置があ ればその記録	作成の都度	5 年

記録	記録すべき場合	保存期間
(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録	作成の都度	5 年
(13) 業務に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5 年
(14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5 年
(15) 校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	5 年
(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5 年
(17) 校正及び検証の結果の記録	作成の都度	5 年
(18) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5 年
(19) 検査及び試験の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5 年
(20) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録	作成の都度	5 年
(21) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5 年
(22) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5 年
(23) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5 年

※ 11：表 8 1－1 を適用する場合は、本表を適用しない。

(報告)

## 第 8 2 条

各GM又は1～4号設備運転管理部長は、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合は、直ちに安定化センター所長、所長及び主任技術者に報告する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合 (第 3 1 条)
  - (2) 気体廃棄物について放出管理の目標値を超えて放出した場合 (第 4 2 条)
  - (3) 外部放射線に係る線量等量率等に異常が認められた場合 (第 6 0 条)
  - (4) 福島第一が規則第18条第2号、第3号、第5号から第8号、第10号から第12号、第14号、第15号及び第17号に定める報告事象が生じた場合
2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。
  3. 第 1 項又は第 2 項に基づく報告が、不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は、「NM-51-11トラブル等の報告マニュアル」による。
  4. 第 1 項 (1) に該当する場合は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、直ちに原子力規制委員会に報告する。

## 附 則

附則（ ）

（施行期日）

### 第 1 条

この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日の翌日から施行する。

2. 第 16 条の 2 第 5 項、第 40 条第 1 項（3）及び第 2 項（3）の多核種除去設備については、A 系に適用し、多核種除去設備 A 系の汚染水を用いた通水試験の結果を原子力規制委員会に通知し確認を得た後、全系列に適用する。
3. 第 17 条第 3 項及び第 4 項の 1 号が、2 号が及び 3 号がの復水貯蔵タンク水については、各号炉の復水貯蔵タンクの運用開始時点からそれぞれ適用する。
4. 第 18 条の C S T が注水ポンプについては、各号がの C S T が注水ポンプ運用開始時点から、それぞれ適用する。
5. 第 61 条における表 61 の計装第 2 GM が所管する使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタの数量については、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタを規定台数設置した時点から適用することとし、規定台数を設置するまでの期間においては、未設置のエリアモニタを除いた台数を規定台数とする。
6. 第 39 条については、臨時の出入管理所の一時保管エリアが解除された時点から適用することとし、適用以前の間は以下の通りとする。
7. 第 2 条の 2、第 2 条の 3、第 3 条、第 4 条、第 5 条、第 6 条、第 8 条、第 79 条及び第 80 条については、原子力規制委員会の認可を受けた日から 60 日以内に適用することとし、適用以前の間は以下の通りとする。
8. 添付 2（管理対象区域図）の地下水バイパス一時貯留タンク図における「汚染のおそれのない管理対象区域」については、それぞれの区域における区域区分の変更をもって適用する。
9. 第 42 条の表 42-1 及び表 42-2 については、1 号が原子炉建屋カバー解体に伴う 1 号炉原子炉建屋カバー排気設備停止時点から適用することとし、適用以前の間は以下の通りとする。

附則第 1 条第 6 項の適用以前の間は次の通り。

（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

### 第 39 条

発電所の敷地内及び臨時の出入管理箇所が発生した瓦礫等<sup>※1</sup>について、廃棄物管理 GM

又は放射線安全GMは以下の事項を実施する。

- (1) 廃棄物管理GMは、仮設保管設備<sup>\*2</sup>、固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設<sup>\*3</sup>及び伐採木一時保管槽<sup>\*4</sup>を含む。）について、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。
  - (2) 放射線安全GMは、臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。
2. 各GMは、次に定める瓦礫等の種類に応じて、回収したものを一時保管エリアに運搬する。また、切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。
- (1) 発電所敷地内で発生した瓦礫類<sup>\*5</sup>は、各GMが、瓦礫類の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物管理GMがあらかじめ定めた線量率の日安値に応じて指定した仮設保管設備、貯蔵庫、覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し、遮へいや容器収納、シート養生等の措置を講じる。
  - (2) 発電所において発生した使用済保護衣等<sup>\*6</sup>は、廃棄物管理GMが、袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお、廃棄物管理GMは圧縮等を行うことができる。
  - (3) 臨時の出入管理箇所において発生した使用済保護衣等は、放射線安全GMが、袋又は容器に収納して臨時の出入管理箇所の一時保管エリアに運搬する。なお、放射線安全GMは圧縮等を行うことができる。
  - (4) 伐採木は、各GMが、発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限、通気性確保、伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。
3. 廃棄物管理GM又は放射線安全GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。
- (1) 廃棄物管理GMは、仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等、伐採木の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。
  - (2) 放射線安全GMは、臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。
  - (3) 廃棄物管理GMは、覆土式一時保管施設において、覆土完了後、槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。
  - (4) 廃棄物管理GMは、伐採木一時保管槽において、定期的に温度監視を実施する。
  - (5) 廃棄物管理GMは、仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等及び伐

採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

- (6) 放射線安全GMは、臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

- ※1：瓦礫等とは、瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下、本条において同じ。
- ※2：仮設保管設備とは、瓦礫等を一時保管する設備のうち、テント、蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下、本条において同じ。
- ※3：覆土式一時保管施設とは、線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下、本条において同じ。
- ※4：伐採木一時保管槽とは、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下、本条において同じ。
- ※5：瓦礫類とは、発電所敷地内において、今回の地震、津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい、回収した土壌を含む。以下、本条において同じ。
- ※6：使用済保護衣等とは、使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下、本条において同じ。

附則第1条第7項の適用以前の間は次の通り。

(関係法令及び保安規定の遵守)

## 第2条の2

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう、基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

- (1) 第1項の基本方針に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。
- (2) 第3項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況进行评估し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。
- (3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の

意識を定着させるための活動を実施する。

(安全文化の醸成)

#### 第2条の3

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、安全を最優先にするため、安全文化醸成の基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は、安全文化を醸成するため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

(1) 第1項の基本方針に基づき、安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。

(2) 第3項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、安全文化の醸成のための活動を実施する。

(品質保証計画)

#### 第3条

第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。

#### 【品質保証計画】

##### 1. 目的

本品質保証計画は、福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」（以下「JEAC4111」という。）に従って、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

##### 2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

##### 3. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構造物、系統及び機器等の総称



原子力施設情報公開ライブラリー：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。（以下「ニューシア」という。）

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条において同じ。）

#### 4. 品質マネジメントシステム

##### 4.1 一般要求事項

(1) 第4条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 組織は、次の事項を実施する。

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。
- b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図1のとおりとする。
- c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。
- d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。
- e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
- f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。

(3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、発電用軽水型原子力施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。

- a) プロセス及び特定原子力施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度
- b) プロセス及び特定原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
- c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
- d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
- e) 運転開始後の特定原子力施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度

(4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。

- (5) 組織は、原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には、「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

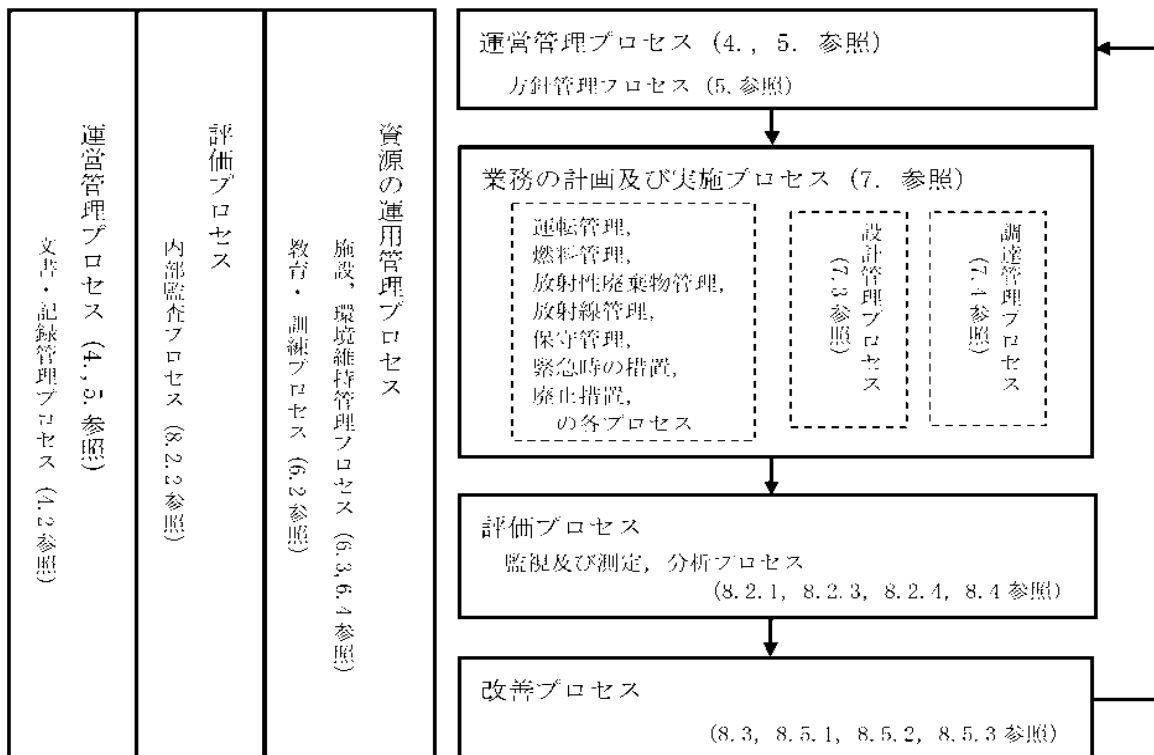


図 1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

#### 4.2 文書化に関する要求事項

##### 4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また、これらの文書体系を図 2 に、各マニュアルと各条文の関連を c) 及び d) の表に示す。なお、記録は適正に作成する。

- a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明
- b) 以下の品質マニュアル

① 本品質保証計画、② 原子力品質保証規程 (Z-21)

- c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順”である以下の文書及び記録

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番号	管理箇所
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NQ 12	原子力品質・安全部
8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	NA-19	原子力品質監査部
8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処置基本 マニュアル	NQ 11	原子力品質・安全部

d)組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書 番号	管理箇所	第3条以降の 関連条文
5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施基本マニュアル	NK-17	原子力・立地業務部	第10条
5.5.3	5.5.3	保安管理基本マニュアル	NM-24	原子力運営管理部	第6条～第9条
5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実施基本マニュアル	NK-18	原子力・立地業務部	—
6.2	6.2	教育及び訓練基本マニュアル	NK-20	原子力・立地業務部	第79条～第81条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第12条, 第13条, 第15条～第16条 の2, 第18条～第 25条, 第28条, 第 29条, 第33条, 第 81条, 第82条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	燃料管理基本マニュアル	NM-52	原子力運営管理部	第13条, 第35条～ 第37条, 第81条
		放射性廃棄物管理基本マニュアル	NM-54	原子力運営管理部	第38条, 第39条, 第41条～第43条, 第81条
		保守管理基本マニュアル	NM-55	原子力運営管理部	第29条, 第68条, 第81条
		福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル	NM-58	原子力運営管理部	第45条～第67条, 第81条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	廃止措置基本マニュアル	NP-57	福島第一対策プロジェクトチーム	第12条, 第13条, 第16条～第27条, 第40条, 第68条, 第81条
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション基本マニュアル	NM-21	原子力運営管理部	
7.4	7.4	原子燃料調達基本マニュアル	NC-15	原子燃料サイクル部	—

②発電所品質保証計画書

③要領，要項，手引等の手順書

④部門作成文書

⑤外部文書

⑥上記①②③④⑤で規定する記録

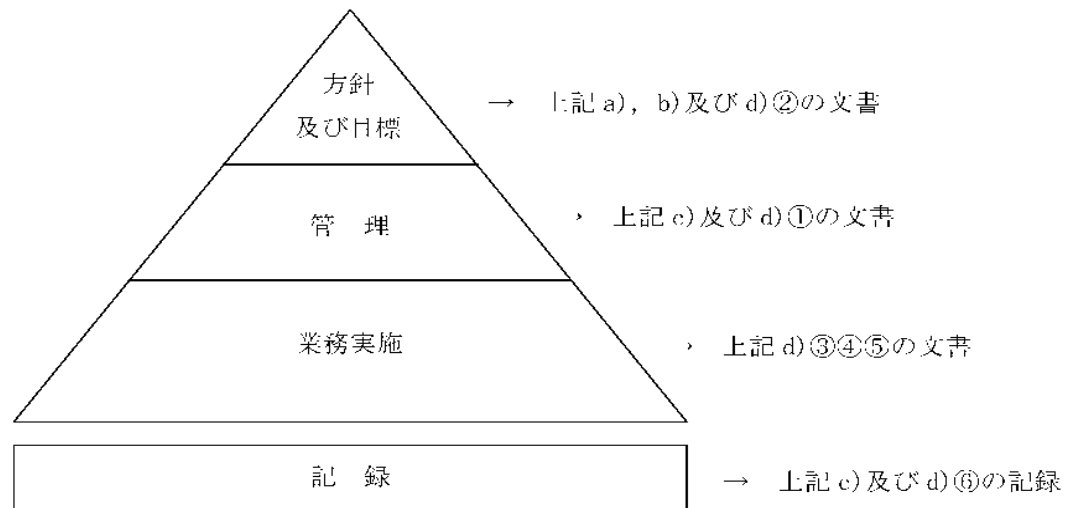


図 2. 品質マネジメントシステム文書体系図

#### 4.2.2 品質マニュアル

組織は、品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し、維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

#### 4.2.3 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。また、記録は、4.2.4 に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 次の活動に必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
  - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書を承認する。
  - b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
  - c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。
  - d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
  - e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
  - f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
  - g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

#### 4.2.4 記録の管理

- (1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。
- (2) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
- (3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

### 5. 経営者の責任

#### 5.1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。
- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。

#### 5.2 原子力安全の重視

社長は、原子力安全を最優先に位置付け、業務に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。

#### 5.3 品質方針

社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 東京電力の経営理念に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。

#### 5.4 計画

##### 5.4.1 品質目標

- (1) 社長は、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1 (3) a) 参照）を設定することを確実にするために、「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。

(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。

#### 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

社長は、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れるよう管理する。

#### 5.5 責任、権限及びコミュニケーション

##### 5.5.1 責任及び権限

社長は、全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ、保安活動を実施するための責任及び権限が第 5 条（保安に関する職務）及び第 9 条（主任技術者の職務等）に定められ、組織全体に周知されていることを確実にする。また、社長は第 4 条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による、「Z-10 職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。

##### 5.5.2 管理責任者

(1) 社長は、原子力品質監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限を与える。

(2) 原子力品質監査部長の管理責任者としての責任及び権限

- a) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
- b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
- c) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立、実施及び維持を確実にする。
- b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
- c) 組織全体（原子力品質監査部除く）にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

### 5.5.3 内部コミュニケーション

社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

## 5.6 マネジメントレビュー

### 5.6.1 一般

- (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「NK-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

### 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含む。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
- c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果
- d) 予防処置及び是正処置の状況
- e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- g) 改善のための提案

### 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

- (1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。
  - a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
  - b) 業務の計画及び実施にかかわる改善
  - c) 資源の必要性

## 6. 資源の運用管理

### 6.1 資源の提供

組織は、人的資源、特定原子力施設、作業環境を含め、原子力安全に必要な資源を提供する。



## 6.2 人的資源

### 6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。

### 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

組織は、次の事項を「NK-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には）、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。
- c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。
- d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

## 6.3 特定原子力施設

組織は、原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」及び「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき明確にし、維持管理する。

## 6.4 作業環境

組織は、放射線に関する作業環境を基本とし、異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め、原子力安全の達成のために必要な作業環境に関連するマニュアル等にて明確にし、運営管理する。

## 7. 業務の計画及び実施

### 7.1 業務の計画

- (1) 組織は、保安活動に必要な業務のプロセスを計画し、運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理、廃止措置の各基本マニュアルに定める。また、各基本マニュアルに基づき、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。
- (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1 参照）。
- (3) 組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。
  - a) 業務に対する品質目標及び要求事項
  - b) 業務に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
  - c) その業務のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準
  - d) 業務のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）

(4) この業務の計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。

## 7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

### 7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は、次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

- a) 業務に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが、業務に不可欠な要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

### 7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は、「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは、業務を行う前に実施する。

(2) レビューでは、次の事項を確実にする。

- a) 業務に対する要求事項が定められている。
- b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
- c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。

(4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。

(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

### 7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「XM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。

## 7.3 設計・開発

組織は、特定原子力施設を対象として、「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

### 7.3.1 設計・開発の計画

(1) 組織は、特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。

(2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。

- a) 設計・開発の段階
- b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
- c) 設計・開発に関する責任及び権限

- (3) 組織は、効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。

#### 7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する（4.2.4 参照）。インプットには次の事項を含める。
  - a) 機能及び性能に関する要求事項
  - b) 適用される法令・規制要求事項
  - c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
  - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューする。要求事項は、漏れがなく、あいまい（曖昧）でなく、相反することがないようにする。

#### 7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリース前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。
  - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
  - b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。
  - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
  - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

#### 7.3.4 設計・開発のレビュー

- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1 参照）体系的なレビューを行う。
  - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
  - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.3.5 設計・開発の検証

- (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1 参照）検証を

実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。

#### 7.3.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる特定原子力施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも、特定原子力施設の使用前に、妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.3.7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。

(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の特定原子力施設を構成する要素及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

### 7.4 調達

組織は、「NP-57 廃止措置基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

#### 7.4.1 調達プロセス

(1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。

(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

(5) 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

#### 7.4.2 調達要求事項

(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。

- a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
  - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
  - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
- (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

#### 7.4.3 調達製品の検証

- (1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

### 7.5 業務の実施

#### 7.5.1 業務の管理

組織は、「業務の計画」（7.1参照）に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視及び測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが実施されている。

#### 7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
- a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
  - b) 設備の承認及び要員の適格性確認
  - c) 所定の方法及び手順の適用
  - d) 記録に関する要求事項（4.2.4 参照）
  - e) 妥当性の再確認

#### 7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 必要な場合には、組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。
- (2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務の状態を識別する。
- (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務について一意の識別を管理し、記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.5.4 組織外の所有物

組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.5.5 調達製品の保存

組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

#### 7.6 監視機器及び測定機器の管理

- (1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。
- (2) 組織は、監視及び測定 of 要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。
- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき、次の事項を満たす。
  - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。
  - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
  - c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
  - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
  - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。

さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4 参照）。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

- (4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

## 8. 評価及び改善

### 8.1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。
- a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。
  - b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
  - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。

### 8.2 監視及び測定

#### 8.2.1 原子力安全の達成

組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

#### 8.2.2 内部監査

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。
- a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7.1 参照）に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
  - b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 組織は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。
- (3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任、並びに要求事項を「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。
- (4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。

#### 8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第10条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき、適切な方法を適用する。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。

#### 8.2.4 検査及び試験

- (1) 組織は、特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「NM-51 運転管理基本マニュアル」及び「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき、特定原子力施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7.1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4.2.4 参照）。
- (2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。
- (3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4.2.4 参照）。
- (4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該特定原子力施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。

#### 8.3 不適合管理

- (1) 組織は、業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
- (3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。
- a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
  - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。
  - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。
  - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。



- (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (6) 組織は、原子力施設の保安の向上を図る観点から、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

#### 8.4 データの分析

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
  - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1 参照）
  - b) 業務に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照）
  - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 8.2.4 参照）
  - d) 供給者の能力（7.4 参照）

#### 8.5 改善

##### 8.5.1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

##### 8.5.2 是正処置

- (1) 組織は、再発防止のため、「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
  - a) 不適合の内容確認
  - b) 不適合の原因の特定
  - c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
  - d) 必要な処置の決定及び実施
  - e) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）
  - f) とった是正処置の有効性のレビュー

### 8.5.3 予防処置

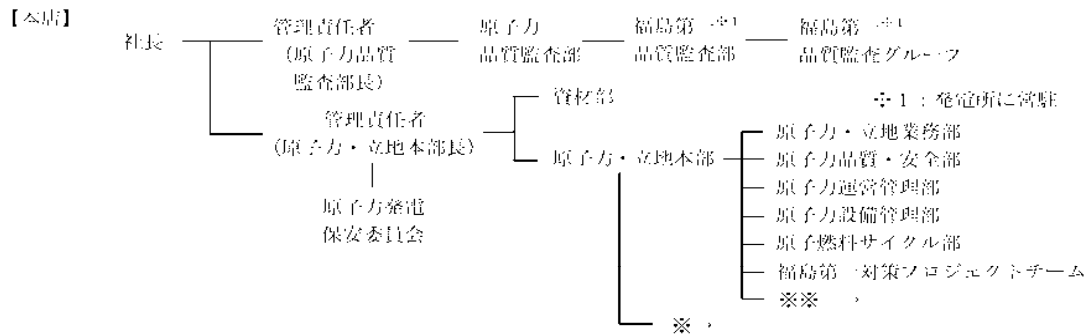
- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、その原因を除去する処置を決める。
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
  - a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
  - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
  - c) 必要な処置の決定及び実施
  - d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）
  - e) とった予防処置の有効性のレビュー

（保安に関する組織）

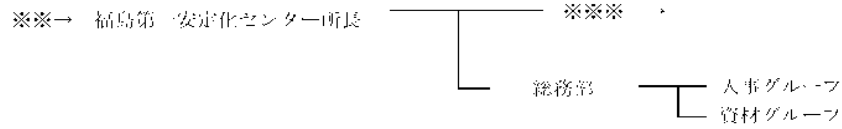
#### 第4条

発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。

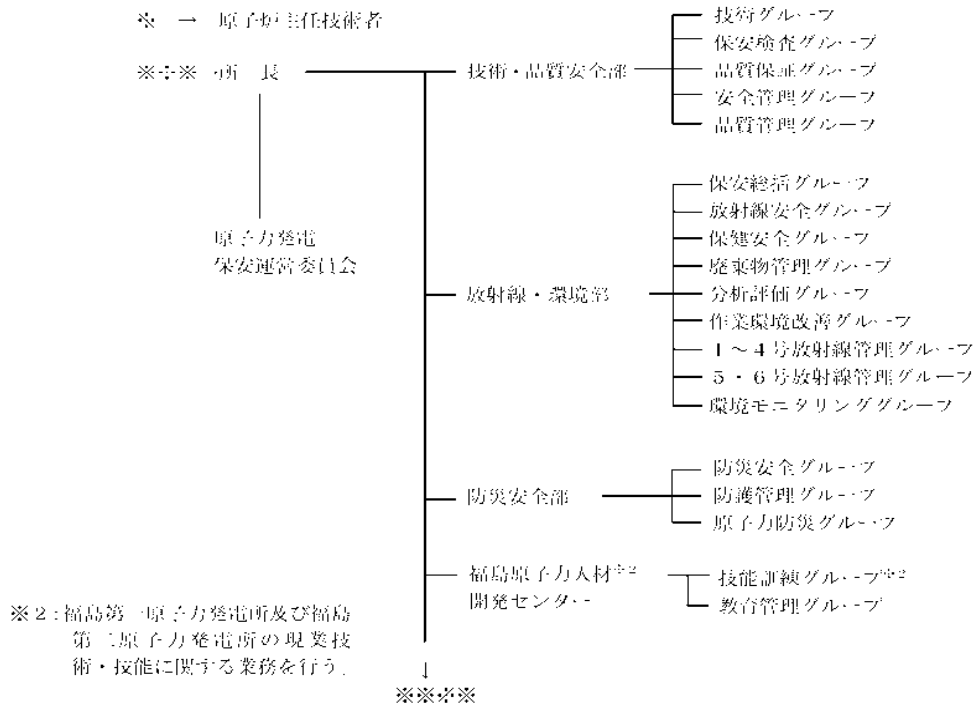
図4

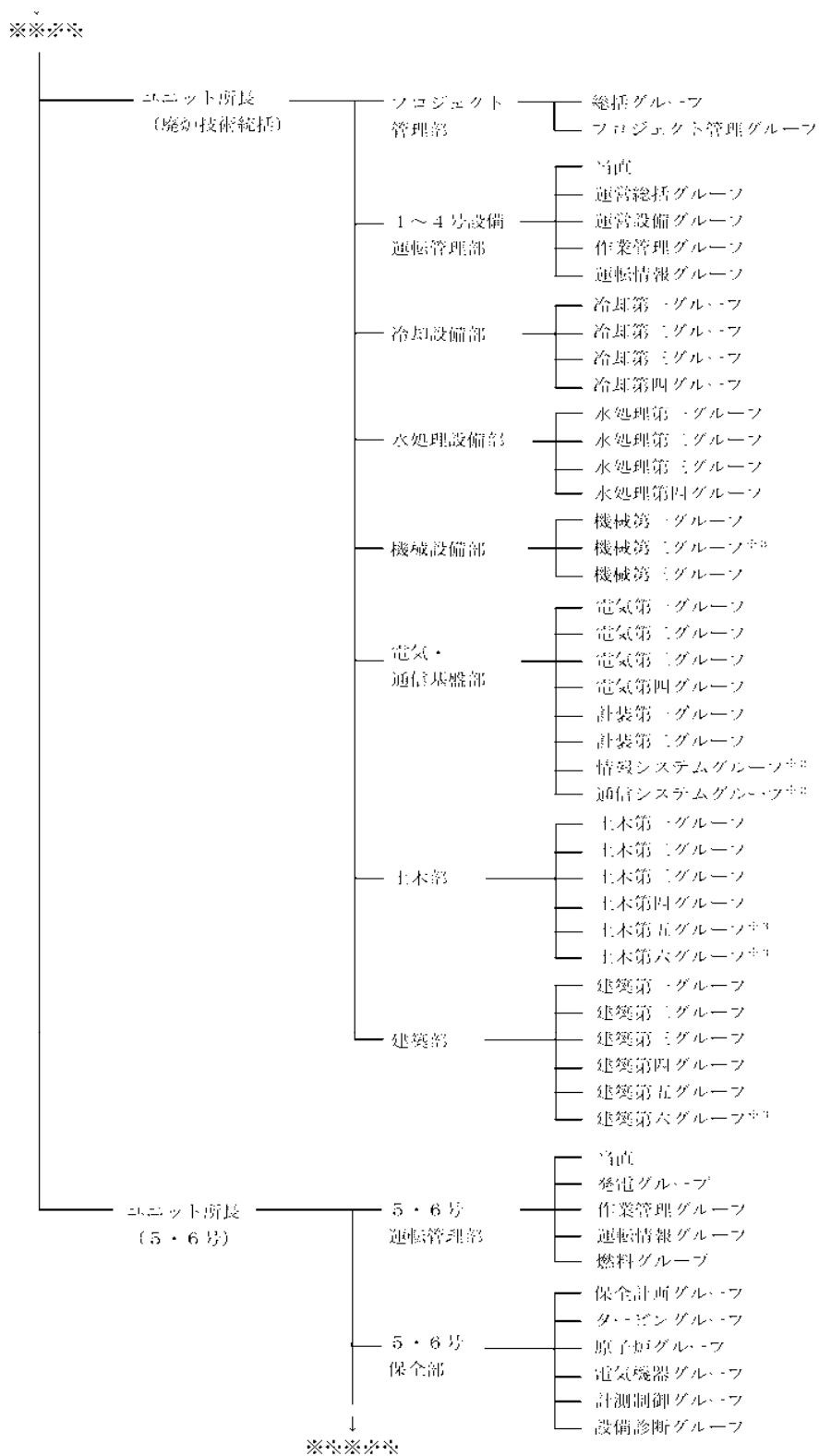


【福島第一安定化センター】

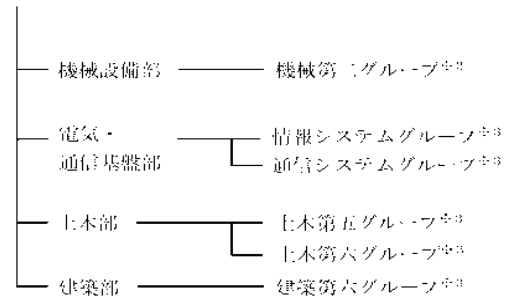


【福島第一原子力発電所】





※※※※



※3：機械第二グループ、情報システムグループ、通信システムグループ、土木第五グループ、土木第六グループ及び建築第六グループは、それぞれ1グループで1～6号館を所管する。

(保安に関する職務)

## 第5条

保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。

- (1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子力主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。
  - (2) 原子力品質監査部長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部に限る。）。)
  - (3) 福島第一品質監査グループは、品質保証活動の監査を行う。
  - (4) 原子力・立地本部長は、管理責任者として、資材部、原子力・立地業務部、原子力品質・安全部、原子力運営管理部、原子力設備管理部、原子燃料サイクル部、福島第一対策プロジェクトチーム、福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部を除く。）。)
  - (5) 資材部は、調達先の評価・選定に関する業務を行う。
  - (6) 原子力・立地業務部は、管理責任者を補佐し、品質マネジメント推進及び要員の計画、管理、研修に関する業務を行う。
  - (7) 原子力品質・安全部は、業務プロセスの改善・標準化及び安全管理に関する業務を行う。
  - (8) 原子力運営管理部は、原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。
  - (9) 原子力設備管理部は、原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。
  - (10) 原子燃料サイクル部は、原子燃料の調達に関する業務を行う。
  - (11) 福島第一対策プロジェクトチームは、福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定、総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。
2. 保安に関する職務のうち、安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。
- (1) 福島第一安定化センター所長（以下、「安定化センター所長」という。）は、原子力・立地本部長を補佐し、福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。

- (2) 人事グループは、要員の計画に関する業務を行う。
  - (3) 資材グループは、調達に関する業務を行う。
3. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次のとおり。
- (1) 所長は、原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し、発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し、その際には主任技術者の意見を尊重する。
  - (2) 技術グループは、原子力技術の総括及び原子炉安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。
  - (3) 保安検査グループは、原子力保安検査に関する業務を行う。
  - (4) 品質保証グループは、品質保証体系の総括に関する業務を行う。
  - (5) 品質管理グループは、品質の管理に関する業務を行う。
  - (6) 安全管理グループは、保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。
  - (7) 保安総括グループは、安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第11条による。以下、本条において同じ）のうち、放射線管理の総括、放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理（環境モニタリンググループ、機械第二グループ及び計装第二グループが所管する業務を除く。）に関する業務を行う。
  - (8) 放射線安全グループは、安全確保設備等のうち、出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。
  - (9) 保健安全グループは、安全確保設備等のうち、個人線量管理、管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。
  - (10) 廃棄物管理グループは、安全確保設備等のうち、作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。
  - (11) 分析評価グループは、安全確保設備等のうち、液体廃棄物の放出管理、1～4号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。
  - (12) 作業環境改善グループは、安全確保設備等のうち、構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（1～4号放射線管理グループ及び5・6号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。
  - (13) 1～4号放射線管理グループは、安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
  - (14) 5・6号放射線管理グループは、5号炉及び6号炉に係る放射線管理に関する業務（作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
  - (15) 環境モニタリンググループは、安全確保設備等のうち、発電所内外の陸域・海域のモニタリング、1～4号炉気体廃棄物の放出測定及びモニタリングポストの管理に関する業務を行う。
  - (16) 防災安全グループは、防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する

る業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

- (17) 防護管理グループは、周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (18) 原子力防災グループは、原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。
- (19) 技能訓練グループは、現業技術・技能に関する業務を行う。
- (20) 教育管理グループは、保安教育及びその他研修に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (21) 総括グループは、安全確保設備等のうち、廃炉業務総括、要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。
- (22) プロジェクト管理グループは、安全確保設備等のうち、工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。
- (23) 当直（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転、監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。
- (24) 運営総括グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。
- (25) 運営設備グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理、委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転、監視及び巡視点検に関する業務を行う。
- (26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち、保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。
- (27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。
- (28) 冷却第一グループは、安全確保設備等のうち、原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。
- (29) 冷却第二グループは、安全確保設備等のうち、窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検、保守管理に関する業務を行う。
- (30) 冷却第三グループは、安全確保設備等のうち、使用済燃料プール冷却設備の保守管理、消防車の運用、コンクリートポンプ車の運用、保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。
- (31) 冷却第四グループは、安全確保設備等のうち、原子炉格納容器の内部調査、原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。



- (32) 水処理第一グループは、安全確保設備等のうち、滞留水及びサブドレン水の水位管理（当直所管業務を除く。）、高レベル汚染水の移送装置の保守管理に関する業務を行う。
- (33) 水処理第二グループは、安全確保設備等のうち、汚染水処理装置の運用、保守管理に関する業務を行う。
- (34) 水処理第三グループは、安全確保設備等のうち、放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。
- (35) 水処理第四グループは、安全確保設備等のうち、多核種除去装置、地下水バイパス装置、サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。
- (36) 機械第一グループは、安全確保設備等のうち、他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営、建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。
- (37) 機械第二グループは、5号炉及び6号炉の廃棄物処理設備、廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち、共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。
- (38) 機械第三グループは、原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。
- (39) 電気第一グループは、安全確保設備等のうち、電気・通信基盤部に関わる総括、電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
- (40) 電気第二グループは、安全確保設備等のうち、大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。
- (41) 電気第三グループは、安全確保設備等のうち、外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。
- (42) 電気第四グループは、安全確保設備等のうち、所内電源（低圧）、仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。
- (43) 計装第一グループは、安全確保設備等のうち、1号炉及び2号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (44) 計装第二グループは、安全確保設備等のうち、3号炉及び4号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (45) 情報システムグループは、情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。
- (46) 通信システムグループは、通信設備の保守管理に関する業務を行う。
- (47) 土木第一グループは、安全確保設備等のうち、土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。
- (48) 土木第二グループは、安全確保設備等のうち、地下水遮へい壁、港湾整備及び地下

水バイパスに関する業務を行う。

- (49) 土木第三グループは、安全確保設備等のうち、冷却水及び水処理廃棄物等の保管設備に関する業務を行う。
- (50) 土木第四グループは、安全確保設備等のうち、瓦礫・伐採木の保管、乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。
- (51) 土木第五グループは、津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち、1～4号が土木設備内の滞留水に関する業務を行う。
- (52) 土木第六グループは、5号炉及び6号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。
- (53) 建築第一グループは、安全確保設備等のうち、建築工事のプロジェクト管理及び3号が原子が建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (54) 建築第二グループは、安全確保設備等のうち、1号が及び4号が原子が建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (55) 建築第三グループは、安全確保設備等のうち、建屋地下水対策、津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。
- (56) 建築第四グループは、安全確保設備等のうち、建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (57) 建築第五グループは、安全確保設備等のうち、運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。
- (58) 建築第六グループは、5号が及び6号がに係る原子が施設のうち、各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。
- (59) 当直（5・6号運転管理部）は、5号が及び6号がに係る原子が施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（5・6号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。
- (60) 発電グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (61) 作業管理グループ（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (62) 運転情報グループ（5・6号運転管理部）は、5号が及び6号がに係る原子が施設の運転に関する業務の支援、情報連絡に関する業務を行う。
- (63) 燃料グループは、燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (64) 保全計画グループは、5号が及び6号がに係る原子が施設の保守の総括に関する業務を行う。

- (65) タービングループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (66) 原子炉グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (67) 電気機器グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (68) 計測制御グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (69) 設備診断グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

4. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。

- (1) 本店各部長は、原子力・立地本部長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (2) 安定化センター部長は、安定化センター所長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (3) 安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各GM」という。）は、グループ員を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。
- (4) ユニット所長（廃炉技術統括）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (5) ユニット所長（5・6号）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (6) 発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は、第4条の定めのとおり、当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。
- (7) 発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長を含む。）は、グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録及び報告を行う。
- (8) グループ員（当直員を含む。）は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。

（原子力発電保安委員会）

第6条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ保安委員会にて定めた事項は、原子力発電保安運営委員会にて審議し、確認する。

(1) 実施計画「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」本文に記載の基本設計の変更

(2) 実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編及び第2編の変更

(3) その他保安委員会で定めた審議事項

3. 原子力・立地本部長を委員長とする。

4. 保安委員会は、委員長、原子力・立地業務部長、原子力品質・安全部長、原子力運営管理部長、原子力設備管理部長、安定化センター所長、主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

5. 委員長は、保安上重要な審議結果について、定期的に社長に報告する。

(原子炉主任技術者の選任)

#### 第8条

原子力・立地本部長は、主任技術者及び代行者を、主任技術者免状を有する者から選任する。

2. 主任技術者は原子炉毎に選任し、同一型式（沸騰水型）の原子炉では兼任させることができる。

3. 主任技術者は、第9条に定める職務を専任する。

4. 代行者の職位は、GM以上、所長付、安全品質担当、安全担当、運転技術担当、環境担当、技術総括担当、運転管理担当又は保全担当のいずれかとする。

5. 主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第3項に基づき、改めて主任技術者を選任する。

(所員及び安定化センター員への保安教育)

#### 第79条

安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NK-20-1 保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

(1) 教育管理GMは、毎年度、安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を「NK-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて作成し、主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。

(2) 教育管理GMは、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、運営委員会の確認を得る。

(3) 各GM及び安定化センター各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。教育管理GMは、年度毎に所員及び安定化センター員の保安教育実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項H

の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

- (4) 教育管理GMは、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。

(協力企業従業員への保安教育)

#### 第80条

各GM又は安定化センター各GMは、安全確保設備等に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が「NK-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

2. 各GM又は安定化センター各GMは、安全確保設備等に関する作業のうち管理対象区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全上必要な教育が「NK-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

3. 運営設備GMは、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、「NK 20 1 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。
4. 運営設備GMは、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、運営設備GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

5. 燃料GMは、燃料取扱いに関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、「NK-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち、「燃料取扱いの業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。
6. 燃料GMは、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため

教育現場に適宜立ち会う。

ただし、燃料GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

附則第1条第9項の適用以前の間は次の通り。

(気体廃棄物の管理)

#### 第42条

気体廃棄物の放出管理について、次の事項を実施する。

- (1) 環境モニタリングGMは、表42-1に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。
- (2) 環境モニタリングGMは、表42-1の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の敷地境界における空気中の濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を下回ることを確認する。
- (3) 環境モニタリングGMは、表42-1の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の放出量が、放出管理の目標値を下回ることを確認する。
- (4) 当直長は、表42-2の放出箇所から放射性物質を含む空気を放出する場合は、ダスト放射線モニタ及びガス放射線モニタを監視する。
- (5) 環境モニタリングGMは、表42-3に定める項目について、同表に定める頻度で測定する。
- (6) 環境モニタリングGMは、表42-3の放出箇所において、粒子状の放射性物質濃度に有意な上昇傾向が無いことを確認する。

表42-1

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
1号炉原子炉建屋 カバー排気設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
1号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
2号炉原子炉建屋 排気設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
2号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
3号炉原子炉建屋 上部	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
3号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回

表4-2-2

放出箇所	監視項目	計測器種類	監視頻度
1号炉原子炉建屋 カバー排気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
1号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
2号炉原子炉建屋 排気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
2号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
3号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	

表4-2-3

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
建屋内地上部開口部	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回
汚染水処理設備・貯留 設備のうち除染装置 及び造粒固化体貯槽	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	除染装置運転時 及び廃棄物受入時
使用済燃料共用プー ルオペフロ階	粒子状物質 (主要ガンマ線放出核種)	試料放射能 測定装置	使用済燃料取扱い時

添付 1 については核物質防護上の理由から  
公開しないこととしております。

## 添付 1 管 理 区 域 図

(第 4 6 条及び第 4 9 条関連)



添付 2 については核物質防護上の理由から  
公開しないこととしております。

## 添付 2 管 理 対 象 区 域 図

(第 4 5 条, 第 4 7 条及び第 4 8 条関連)

添付 3 については核物質防護上の理由から  
公開しないこととしております。

## 添付 3 保 全 区 域 図

(第 5 6 条関連)

## 第 2 編

( 5 号炉及び 6 号炉に係る保安措置)

## 第1章 総 則

(H的)

### 第1条

この規定第2編は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第64条の3第1項の規定に基づき、福島第一原子力発電所5号炉及び6号炉に係る発電用原子炉施設（本編において、以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下「保安活動」という。）を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）又は発電用原子炉（以下「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。

(基本方針)

### 第2条

発電所における保安活動は、安全文化を基礎とし、放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを、定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに、災害の防止のために、適切な品質保証活動に基づき実施する。

(関係法令及び保安規定の遵守)

### 第2条の2

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう、基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 原子力・立地本部長及び品質・安全監査部長は、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

(1) 第1項の基本方針に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

(2) 第3項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

(安全文化の醸成)

第2条の3

社長は、第2条に係る保安活動を実施するにあたり、安全を最優先にするため、安全文化醸成の基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

2. 原子力・立地本部長及び品質・安全監査部長は、安全文化を醸成するため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

(1) 第1項の基本方針に基づき、安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。

(2) 第3項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2)の活動状況の評価結果及び指示を、安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、安全文化の醸成のための活動を実施する。

## 第2章 品質保証

(品質保証計画)

### 第3条

第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。

#### 【品質保証計画】

##### 1. 目的

本品質保証計画は、福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」(以下「JEAC4111」という。)に従って、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

##### 2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

##### 3. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構造物、系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。(以下「ニューシア」という。)

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。(以下、本条及び第107条において同じ。)

##### 4. 品質マネジメントシステム

###### 4.1 一般要求事項

(1) 第4条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。

また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 組織は、次の事項を実施する。

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。
  - b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図 1 のとおりとする。
  - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。
  - d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。
  - e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
  - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。
- (3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、発電用軽水型原子力施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。
- a) プロセス及び特定原子力施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度
  - b) プロセス及び特定原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
  - c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
  - d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
  - e) 運転開始後の特定原子力施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度
- (4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。
- (5) 組織は、原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には、「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

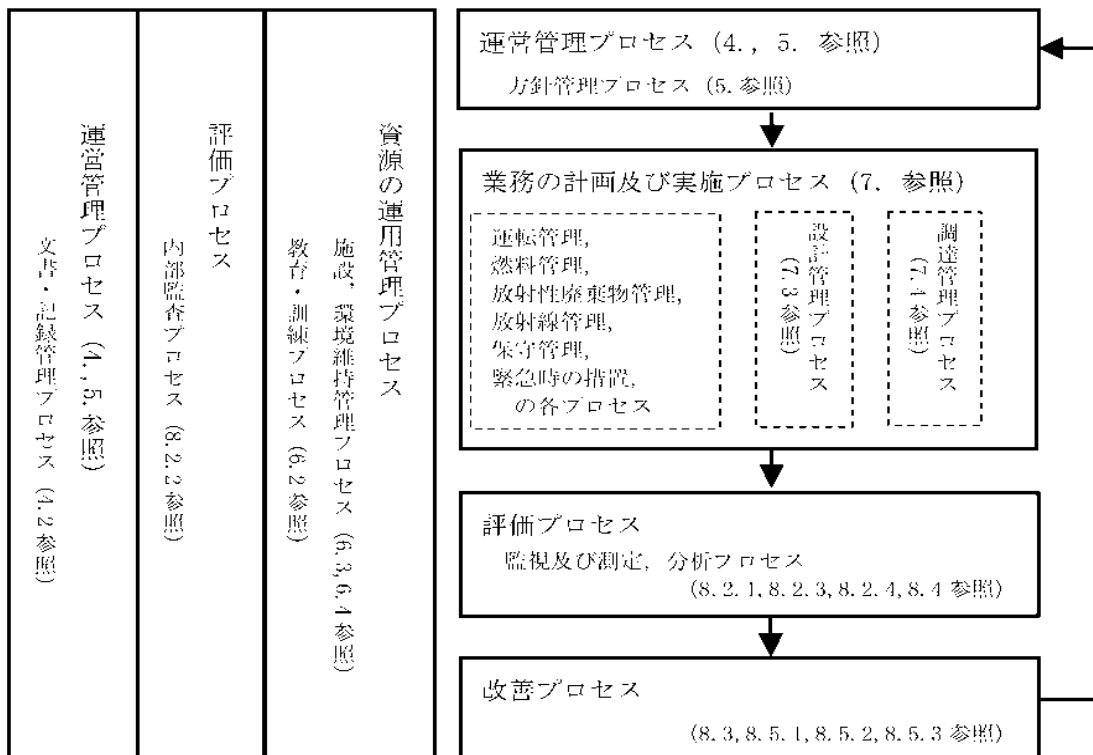


図1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

#### 4.2 文書化に関する要求事項

##### 4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また、これらの文書体系を図2に、各マニュアルと各条文の関連をc)及びd)の表に示す。なお、記録は適正に作成する。

- a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明
- b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画、②原子力品質保証規程 (Z-21)

- c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順”である以下の文書及び記録

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番号	管理箇所
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NI-12	原子力安全・統括部
8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	AM-19	品質・安全監査部
8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処置基本 マニュアル	NI-11	原子力安全・統括部



- d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書 番号	管理箇所	第3条以降の 関連条文
5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施 基本マニュアル	N1-17	原子力安全・統 括部	第10条
5.5.3	5.5.3	保安管理基本マニュアル	NM-24	原子力運営管理 部	第6条～第9条
5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実 施基本マニュアル	N1-18	原子力安全・統 括部	
6.2	6.2	教育及び訓練基本マニ ュアル	N1-20	原子力安全・統 括部	第118条～第120条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理 部	第7条, 第11条の2, 第12条 ～第78条, 第84条, 第87条, 第94条, 第95条, 第108条～ 第117条, 第120条, 第121条
		燃料管理基本マニュアル	NM-52	原子力運営管理 部	第19条～第23条, 第25条～ 第27条, 第55条, 第56条, 第69条, 第72条, 第79条～ 第86条, 第103条, 第104条, 第120条
		放射性廃棄物管理基本マ ニュアル	NM-54	原子力運営管理 部	第87条～第90条, 第120条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	保守管理基本マニュアル	NM-55	原子力運営管理 部	第90条, 第102条, 第107条, 第107条の2, 第120条
6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5	6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5	福島第一原子力発電所放 射線管理基本マニュアル	NM-58	原子力運営管理 部	第92条～第99条, 第100条～ 第106条, 第120条
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション 基本マニュアル	NM-21	原子力運営管理 部	—
7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	NE-16	原子力設備管理 部	
7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	NE-14	原子力設備管理 部	—
		原子燃料調達基本マニ ュアル	NC-15	原子燃料サイク ル部	
8.2.4	8.2.4	検査及び試験基本マニ ュアル	NM-13	原子力運営管理 部	第19条, 第22条, 第24条, 第27条, 第30条, 第32条, 第39条, 第41条～第44条, 第47条, 第49条～第54条, 第57条, 第60条, 第63条, 第81条, 第84条, 第107 条, 第120条

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書 番号	管理箇所	第3条以降の 関連条文
8.2.4	8.2.4	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理部	第21条, 第24条, 第27条, 第39条, 第41条, 第51条 ～第54条, 第58条, 第60 条, 第61条, 第67条, 第 84条, 第120条

- ②発電所品質保証計画書
- ③要領, 要項, 手引等の手順書
- ④部門作成文書
- ⑤外部文書
- ⑥上記①②③④⑤で規定する記録

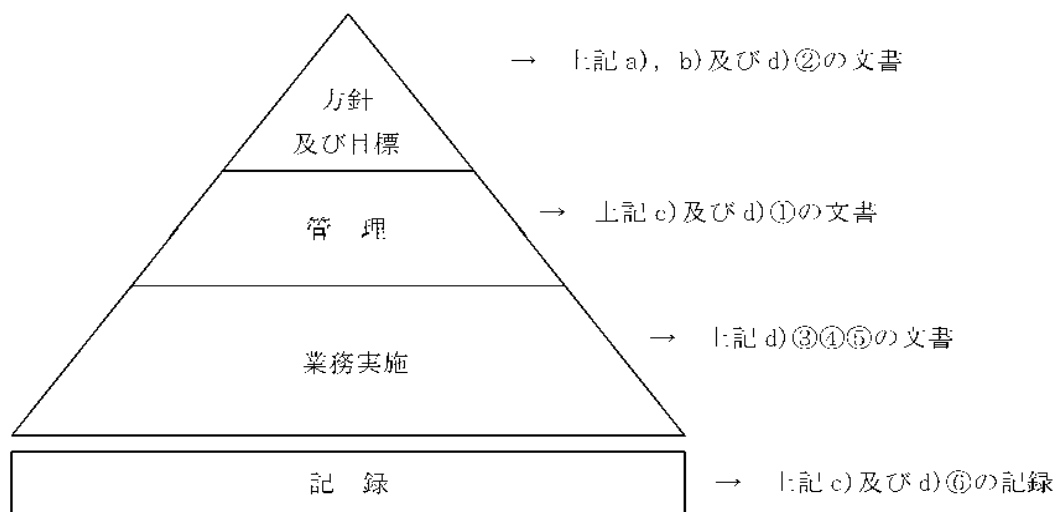


図2. 品質マネジメントシステム文書体系図

#### 4.2.2 品質マニュアル

組織は、品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し、維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

#### 4.2.3 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。また、記録は、4.2.4に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 次の活動に必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
  - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書を承認する。
  - b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
  - c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。
  - d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
  - e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
  - f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
  - g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

#### 4.2.4 記録の管理

- (1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。
- (2) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
- (3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

### 5. 経営者の責任

#### 5.1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。

- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。

## 5.2 原子力安全の重視

社長は、原子力安全を最優先に位置付け、業務に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。

## 5.3 品質方針

社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 東京電力の経営理念に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。

## 5.4 計画

### 5.4.1 品質目標

- (1) 社長は、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1 (3) a) 参照）を設定することを確実にするために、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。
- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。

### 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

社長は、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れるよう管理する。

## 5.5 責任、権限及びコミュニケーション

### 5.5.1 責任及び権限

社長は、全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ、保安活動を実施するための責任及び権限が第 5 条（保安に関する職務）及び第 9 条（主任技術者の職務等）に定められ、組織全体に周知されていることを確実にする。また、社長は第 4 条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による、「Z-10 職制および職務権限規程」に基

づく保安活動への支援を確実にする。

#### 5.5.2 管理責任者

- (1) 社長は、品質・安全監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限を与える。
- (2) 品質・安全監査部長の管理責任者としての責任及び権限
  - a) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
  - b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
  - c) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。
- (3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限
  - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立、実施及び維持を確実にする。
  - b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
  - c) 組織全体（品質・安全監査部除く）にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

#### 5.5.3 内部コミュニケーション

社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

### 5.6 マネジメントレビュー

#### 5.6.1 一般

- (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「NI-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含む。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
- c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果
- d) 予防処置及び是正処置の状況
- e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- g) 改善のための提案

### 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

(1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。

- a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画及び実施にかかわる改善
- c) 資源の必要性

## 6. 資源の運用管理

### 6.1 資源の提供

組織は、人的資源、特定原子力施設、作業環境を含め、原子力安全に必要な資源を提供する。

### 6.2 人的資源

#### 6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。

#### 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

組織は、次の事項を「NI-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には）、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。
- c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。
- d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

### 6.3 特定原子力施設

組織は、原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき明確にし、維持管理する。

### 6.4 作業環境

組織は、放射線に関する作業環境を基本とし、異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め、原子力安全の達成のために必要な作業環境に関連するマニュアル等にて明確にし、運営管理する。

## 7. 業務の計画及び実施

### 7.1 業務の計画

- (1) 組織は、保安活動に必要な業務のプロセスを計画し、運転管理（緊急時の措置含む）、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理の各基本マニュアルに定める。また、各基本マニュアルに基づき、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。
- (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1 参照）。
- (3) 組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。
  - a) 業務に対する品質目標及び要求事項
  - b) 業務に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
  - c) その業務のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準
  - d) 業務のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）
- (4) この業務の計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。

### 7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

#### 7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は、次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

- a) 業務に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが、業務に不可欠な要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

#### 7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

- (1) 組織は、「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは、業務を行う前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。

- a) 業務に対する要求事項が定められている。
- b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
- c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。
- (4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

### 7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。

## 7.3 設計・開発

組織は、特定原子力施設を対象として、「NE-16 設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

### 7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 組織は、特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。
- (2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。
  - a) 設計・開発の段階
  - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
  - c) 設計・開発に関する責任及び権限
- (3) 組織は、効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを运营管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。

### 7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
  - a) 機能及び性能に関する要求事項
  - b) 適用される法令・規制要求事項
  - c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
  - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビュー



する。要求事項は、漏れがなく、あいまい（曖昧）でなく、相反することがないようにする。

#### 7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリース前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。
  - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
  - b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。
  - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
  - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

#### 7.3.4 設計・開発のレビュー

- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1参照）体系的なレビューを行う。
  - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
  - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

#### 7.3.5 設計・開発の検証

- (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1参照）検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。
- (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。

#### 7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 結果として得られる特定原子力施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。
- (2) 実行可能な場合にはいつでも、特定原子力施設の使用前に、妥当性確認を完了する。
- (3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

#### 7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。
- (2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の特定原子力施設を構成する要素及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

#### 7.4 調達

組織は、「NE-14 調達管理基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

##### 7.4.1 調達プロセス

- (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。
- (2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。
- (3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。
- (5) 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

##### 7.4.2 調達要求事項

- (1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。
  - a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
  - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
  - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
- (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

##### 7.4.3 調達製品の検証

- (1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領及

び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

## 7.5 業務の実施

### 7.5.1 業務の管理

組織は、「業務の計画」（7.1参照）に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視及び測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが実施されている。

### 7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
  - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
  - b) 設備の承認及び要員の適格性確認
  - c) 所定の方法及び手順の適用
  - d) 記録に関する要求事項（4.2.4 参照）
  - e) 妥当性の再確認

### 7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 必要な場合には、組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。
- (2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務の状態を識別する。
- (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務について一意の識別を管理し、記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.5.4 組織外の所有物

組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.5.5 調達製品の保存

組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

### 7.6 監視機器及び測定機器の管理

- (1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。
- (2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。
- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき、次の事項を満たす。
  - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。
  - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
  - c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
  - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
  - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。

さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4 参照）。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

- (4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

## 8. 評価及び改善

### 8.1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。
  - a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。

- b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
  - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。

## 8.2 監視及び測定

### 8.2.1 原子力安全の達成

組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

### 8.2.2 内部監査

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。
- a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7.1 参照）に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
  - b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 組織は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。
- (3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任、並びに要求事項を「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。
- (4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。

### 8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第10条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき、適切な方法を適用する。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証する

ものとする。

- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。

#### 8.2.4 検査及び試験

- (1) 組織は、特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「NM-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「NM-51 運転管理基本マニュアル」に基づき、特定原子力施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7.1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4.2.4 参照）。
- (2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。
- (3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4.2.4 参照）。
- (4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該特定原子力施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。

#### 8.3 不適合管理

- (1) 組織は、業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
- (3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。
- a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
  - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。
  - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。
  - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。
- (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (6) 組織は、原子力施設の保安の向上を図る観点から、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

#### 8.4 データの分析

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
  - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方 (8.2.1 参照)
  - b) 業務に対する要求事項への適合 (8.2.3 及び 8.2.4 参照)
  - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向 (8.2.3 及び 8.2.4 参照)
  - d) 供給者の能力 (7.4 参照)

#### 8.5 改善

##### 8.5.1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

##### 8.5.2 是正処置

- (1) 組織は、再発防止のため、「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項 (JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。) を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
  - a) 不適合の内容確認
  - b) 不適合の原因の特定
  - c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
  - d) 必要な処置の決定及び実施
  - e) とった処置の結果の記録 (4.2.4 参照)
  - f) とった是正処置の有効性のレビュー

##### 8.5.3 予防処置

- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見 (BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシ登録情報を含む。) の活用を含め、「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、その原因を除去する処置を決める。

- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
- a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
  - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
  - c) 必要な処置の決定及び実施
  - d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）
  - e) とった予防処置の有効性のレビュー



### 第3章 体制及び評価

#### 第1節 保安管理体制

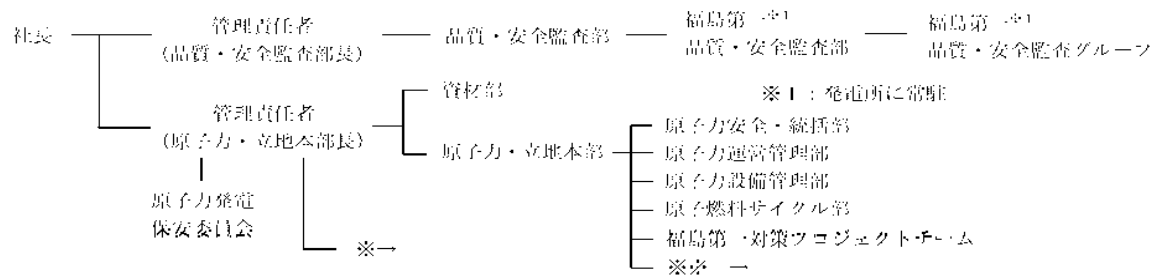
(保安に関する組織)

#### 第4条

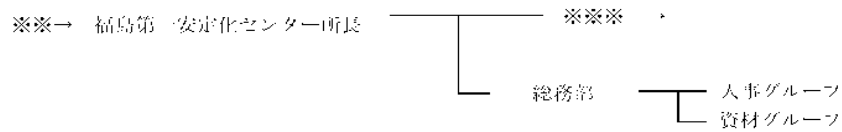
発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。

図4

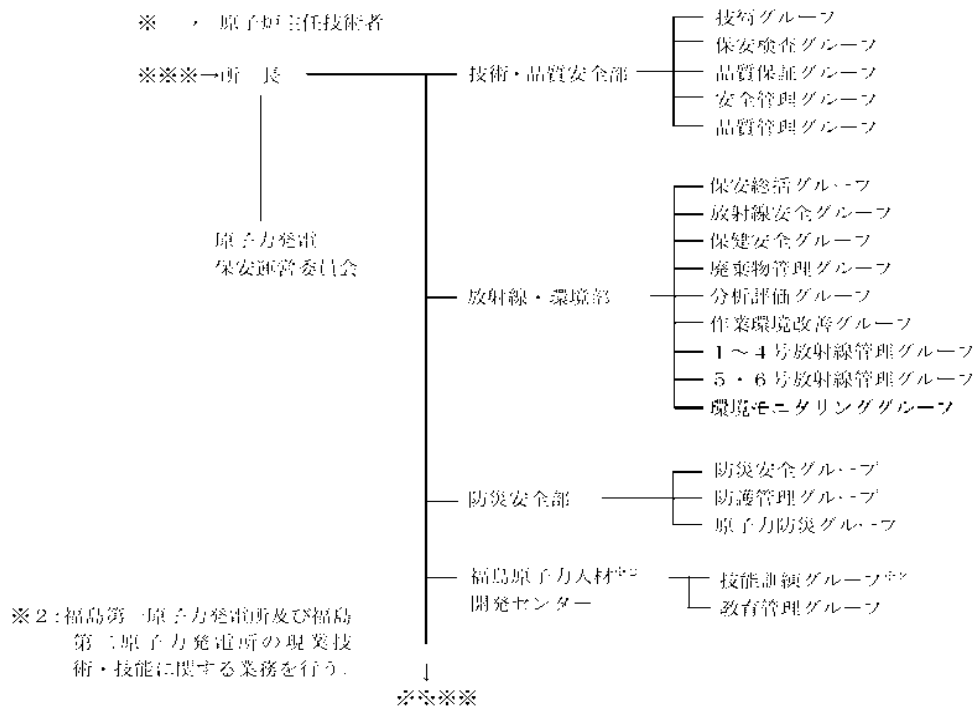
【本店】

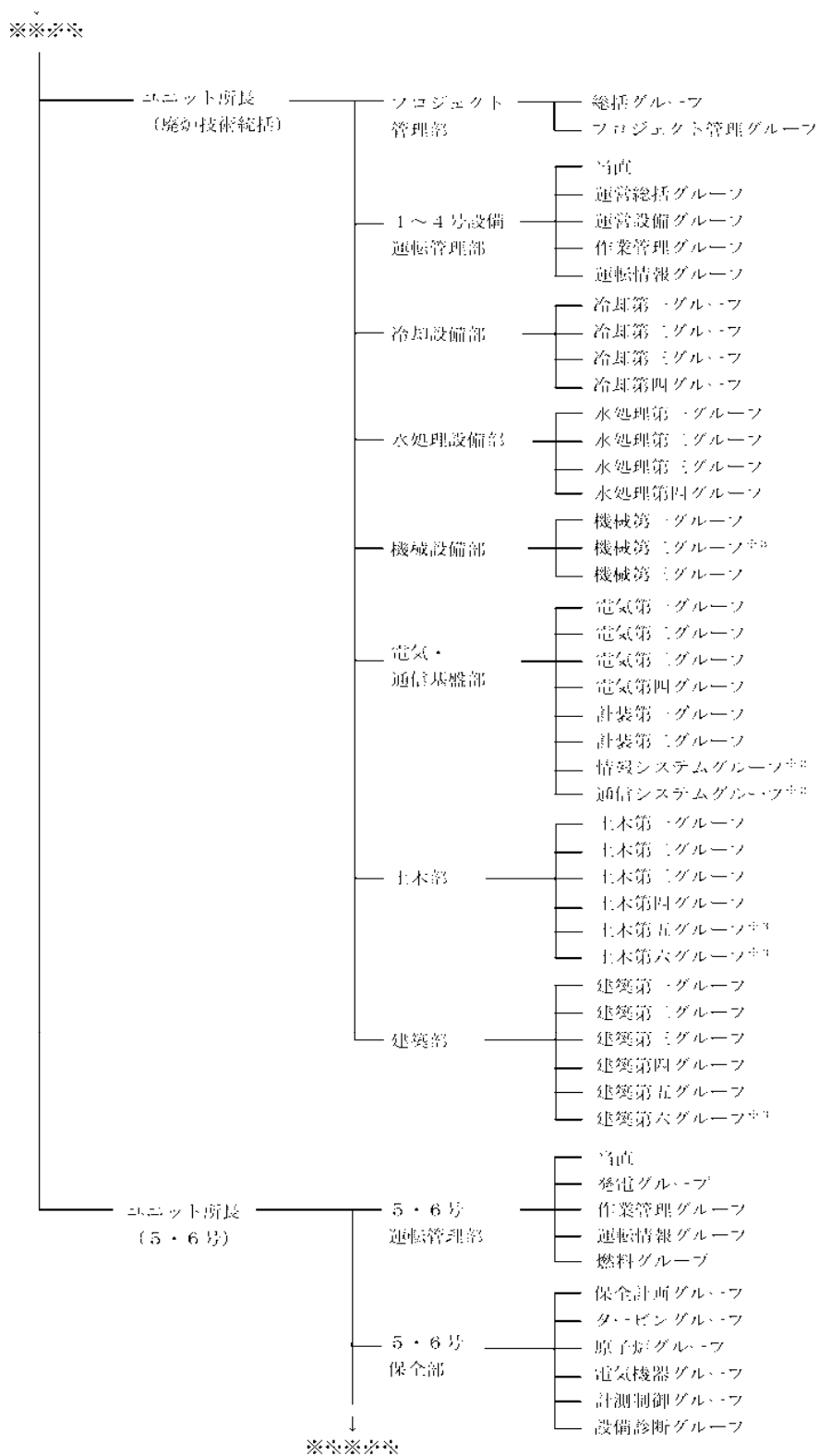


【福島第一安定化センター】

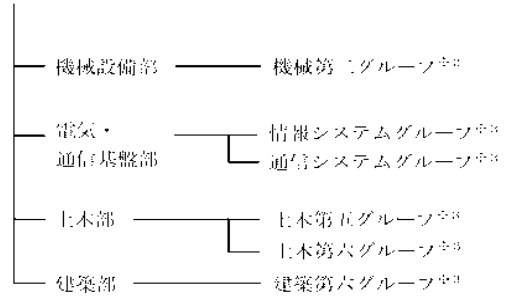


【福島第一原子力発電所】





※※※※※



※※：機械第一グループ，情報システムグループ，通信システムグループ，土木第五グループ，土木第六グループ及び建築第六グループは，それぞれ1グループで1～6号如を所管する。

(保安に関する職務)

## 第5条

保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。

- (1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子力主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。
  - (2) 品質・安全監査部長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（品質・安全監査部に限る。）。
  - (3) 福島第一品質・安全監査グループは、品質保証活動の監査を行う。
  - (4) 原子力・立地本部長は、管理責任者として、資材部、原子力安全・統括部、原子力運営管理部、原子力設備管理部、原子燃料サイクル部、福島第一対策プロジェクトチーム、福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（品質・安全監査部を除く。）。
  - (5) 資材部は、調達先の評価・選定に関する業務を行う。
  - (6) 原子力安全・統括部は、管理責任者を補佐し、原子力・立地本部における安全・品質の管理及び要員の計画、管理、研修に関する業務を行う。
  - (7) 原子力運営管理部は、原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。
  - (8) 原子力設備管理部は、原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。
  - (9) 原子燃料サイクル部は、原子燃料の調達に関する業務を行う。
  - (10) 福島第一対策プロジェクトチームは、福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定、総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。
2. 保安に関する職務のうち、安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。
- (1) 福島第一安定化センター所長（以下、「安定化センター所長」という。）は、原子力・立地本部長を補佐し、福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。
  - (2) 人事グループは、要員の計画に関する業務を行う。
  - (3) 資材グループは、調達に関する業務を行う。
3. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次

のとおり。

- (1) 所長は、原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し、発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し、その際には主任技術者の意見を尊重する。
- (2) 技術グループは、原子力技術の総括及び原子力安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。
- (3) 保安検査グループは、原子力保安検査に関する業務を行う。
- (4) 品質保証グループは、品質保証体系の総括に関する業務を行う。
- (5) 品質管理グループは、品質の管理に関する業務を行う。
- (6) 安全管理グループは、保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。
- (7) 保安総括グループは、安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第 11 条による。以下、本条において同じ）のうち、放射線管理の総括、放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理（環境モニタリンググループ、機械第二グループ及び計装第二グループが所管する業務を除く。）に関する業務を行う。
- (8) 放射線安全グループは、安全確保設備等のうち、出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。
- (9) 保健安全グループは、安全確保設備等のうち、個人線量管理、管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。
- (10) 廃棄物管理グループは、安全確保設備等のうち、作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。
- (11) 分析評価グループは、安全確保設備等のうち、液体廃棄物の放出管理、1～4 号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。
- (12) 作業環境改善グループは、安全確保設備等のうち、構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（1～4 号放射線管理グループ及び 5・6 号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。
- (13) 1～4 号放射線管理グループは、安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
- (14) 5・6 号放射線管理グループは、5 号炉及び 6 号炉に係る放射線管理に関する業務（作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
- (15) 環境モニタリンググループは、安全確保設備等のうち、発電所内外の陸域・海域のモニタリング、1～4 号気体廃棄物の放出測定及びモニタリングポストの管理に関する業務を行う。
- (16) 防災安全グループは、防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (17) 防護管理グループは、周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

- (18) 原子力防災グループは、原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。
- (19) 技能訓練グループは、現業技術・技能に関する業務を行う。
- (20) 教育管理グループは、保安教育及びその他研修に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (21) 総括グループは、安全確保設備等のうち、廃炉業務総括、要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。
- (22) プロジェクト管理グループは、安全確保設備等のうち、工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。
- (23) 当直（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転、監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。
- (24) 運営総括グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。
- (25) 運営設備グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理、委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転、監視及び巡視点検に関する業務を行う。
- (26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち、保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。
- (27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。
- (28) 冷却第一グループは、安全確保設備等のうち、原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。
- (29) 冷却第二グループは、安全確保設備等のうち、窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検、保守管理に関する業務を行う。
- (30) 冷却第三グループは、安全確保設備等のうち、使用済燃料プール冷却設備の保守管理、消防車の運用、コンクリートポンプ車の運用、保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。
- (31) 冷却第四グループは、安全確保設備等のうち、原子炉格納容器の内部調査、原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。
- (32) 水処理第一グループは、安全確保設備等のうち、滞留水及びサブドレン水の水位管理（当直所管業務を除く。）、高レベル汚染水の移送装置の保守管理に関する業務を行う。

- (33) 水処理第二グループは、安全確保設備等のうち、汚染水処理装置の運用、保守管理に関する業務を行う。
- (34) 水処理第三グループは、安全確保設備等のうち、放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。
- (35) 水処理第四グループは、安全確保設備等のうち、多核種除去装置、地下水バイパス装置、サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。
- (36) 機械第一グループは、安全確保設備等のうち、他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営、建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。
- (37) 機械第二グループは、5号炉及び6号炉の廃棄物処理設備、廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち、共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。
- (38) 機械第三グループは、原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。
- (39) 電気第一グループは、安全確保設備等のうち、電気・通信基盤部に関わる総括、電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
- (40) 電気第二グループは、安全確保設備等のうち、大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。
- (41) 電気第三グループは、安全確保設備等のうち、外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。
- (42) 電気第四グループは、安全確保設備等のうち、所内電源（低圧）、仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。
- (43) 計装第一グループは、安全確保設備等のうち、1号炉及び2号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (44) 計装第二グループは、安全確保設備等のうち、3号炉及び4号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (45) 情報システムグループは、情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。
- (46) 通信システムグループは、通信設備の保守管理に関する業務を行う。
- (47) 土木第一グループは、安全確保設備等のうち、土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。
- (48) 土木第二グループは、安全確保設備等のうち、地下水遮へい壁、港湾整備及び地下水バイパスに関する業務を行う。
- (49) 土木第三グループは、安全確保設備等のうち、冷却水及び水処理廃棄物等の保管設備に関する業務を行う。



- (50) 土木第四グループは、安全確保設備等のうち、瓦礫・伐採木の保管、乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。
- (51) 土木第五グループは、津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち、1～4号炉土木設備内の滞留水に関する業務を行う。
- (52) 土木第六グループは、5号炉及び6号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。
- (53) 建築第一グループは、安全確保設備等のうち、建築工事のプロジェクト管理及び3号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (54) 建築第二グループは、安全確保設備等のうち、1号炉及び4号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (55) 建築第三グループは、安全確保設備等のうち、建屋地下水対策、津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。
- (56) 建築第四グループは、安全確保設備等のうち、建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (57) 建築第五グループは、安全確保設備等のうち、運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。
- (58) 建築第六グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち、各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。
- (59) 当直（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（5・6号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。
- (60) 発電グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (61) 作業管理グループ（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (62) 運転情報グループ（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務の支援、情報連絡に関する業務を行う。
- (63) 燃料グループは、燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (64) 保全計画グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。
- (65) タービングループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (66) 原子炉グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保

守管理に関する業務を行う。

- (67) 電気機器グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (68) 計測制御グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (69) 設備診断グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

4. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。

- (1) 本店各部長は、原子力・立地本部長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (2) 安定化センター部長は、安定化センター所長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (3) 安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各GM」という。）は、グループ員を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。
- (4) ユニット所長（廃炉技術統括）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (5) ユニット所長（5・6号）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (6) 発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は、第4条の定めのとおり、当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。
- (7) 発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長を含む。）は、グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録及び報告を行う。
- (8) グループ員（当直員を含む。）は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。

(原子力発電保安委員会)

#### 第6条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ保安委員会にて定めた事項は、原子力発電保安運営委員会にて審議し、確認する。

（1）実施計画「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」本文に記載の基本設計の変更

（2）実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編及び第2編の変更

（3）その他保安委員会で定めた審議事項

3. 原子力・立地本部長を委員長とする。
4. 保安委員会は、委員長、原子力安全・統括部長、原子力運営管理部長、原子力設備管理部長、安定化センター所長、主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。
5. 委員長は、保安上重要な審議結果について、定期的に社長に報告する。

(原子力発電保安運営委員会)

#### 第7条

発電所に原子力発電保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。

2. 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。

（1）保安管理体制に関する事項

（2）原子炉施設の定期的な評価に関する事項

（3）運転管理に関する事項

（4）燃料管理に関する事項

（5）放射性廃棄物管理に関する事項

（6）放射線管理に関する事項

（7）保守管理に関する事項

（8）原子炉施設の改造に関する事項

（9）緊急時における運転操作に関する事項

（10）保安教育に関する事項

（11）事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項

3. 所長を委員長とする。
4. 運営委員会は、委員長、技術・品質安全部長、主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

(原子力主任技術者の選任)

## 第8条

原子力・立地本部長は、主任技術者及び代行者を、主任技術者免状を有する者から選任する。

2. 主任技術者は原子力毎に選任する。
3. 主任技術者及び代行者は特別管理職とする。
4. 1号から6号の主任技術者のうち少なくとも1名は部長以上に相当する者とし、第9条に定める職務を専任する。
5. 第4項以外の主任技術者については、副所長又は技術・品質安全部、放射線・環境部若しくは防災安全部の職務を兼務できる。
6. 主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第5項に基づき、改めて主任技術者を選任する。

(主任技術者の職務等)

## 第9条

主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし、  
「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき、次の職務を遂行する。

- (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者へ指示する。
- (2) 表9-1に定める事項について、所長の承認に先立ち確認する。
- (3) 表9-2に定める各職位からの報告内容等を確認する。
- (4) 表9-3に定める記録の内容を確認する。
- (5) 第121条第1項の報告を受けた場合は、自らの責任で確認した正確な情報に基づき、社長に直接報告する。
- (6) 保安の監督状況について、定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。
- (7) 保安委員会及び運営委員会に少なくとも1名が必ず出席する。
- (8) その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。

2. 原子炉施設の運転に従事する者は、主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表9-1

条 文	内 容
第37条(原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)	原子炉冷却材温度制限値
第78条(異常収束後の措置)	原子炉の再起動
第82条(燃料取替実施計画)	燃料取替実施計画
第92条(管理対象区域の設定及び解除)	第5項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除
	第7項に定める管理対象区域の設定及び解除
第92条の2(管理区域の設定及び解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定及び解除
	第7項に定める管理区域の設定及び解除
第118条(所員及び安定化センター員への保安教育)	所員及び安定化センター員の保安教育実施計画
第119条(協力企業従業員への保安教育)	協力企業従業員の保安教育実施計画

表9－2

条 文	内 容
第17条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第23条（制御棒の操作）	制御棒操作手順
第35条（原子炉停止時冷却系その2）	原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去できる期間
第69条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）	制御棒操作手順
第73条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	運転上の制限を満足していると判断した場合
	運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰
第74条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）	必要な安全措置
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第76条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置
第77条（異常時の措置）	異常の収束
第82条（燃料取替実施計画）	第3項に定める取替計画の安全性の評価結果
第121条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合
	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合
	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第3号から第7号及び第9号から第17号に定める報告事象が生じた場合

表 9 - 3

記 録 項 目
<p>1. 運転日誌</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱出力</li> <li>・炉心の中性子束密度</li> <li>・炉心の温度</li> <li>・冷却材入口温度</li> <li>・冷却材出口温度</li> <li>・冷却材圧力</li> <li>・冷却材流量</li> <li>・制御棒位置</li> <li>・再結合装置内の温度</li> <li>・原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量</li> </ul>
<p>2. 燃料に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置</li> <li>・使用済燃料の払出し時における放射能の量</li> <li>・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果</li> </ul>
<p>3. 点検報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転開始前の点検結果</li> <li>・運転停止後の点検結果</li> </ul>
<p>4. 引継日誌</p>
<p>5. 放射線管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率</li> <li>・管理区域における外部放射線に係る 1 週間の線量当量、空気中の放射性物質の 1 週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度</li> <li>・放射性物質による汚染の広がり防止及び除去を行った場合には、その状況</li> </ul>

記 録 項 目
<p>6. 放射性廃棄物管理に係る記録</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度</li> <li>・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法</li> <li>・放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法</li> <li>・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路</li> </ul>
7. 原子炉施設の巡視又は点検の結果
8. 保安教育の実施報告書



## 第2節 原子炉施設の定期的な評価

(原子炉施設の定期的な評価)

### 第10条

技術GMは、各号が毎及び10年を超えない期間毎に、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、各GMは、以下の事項を実施する。

(1) 保安活動の実施の状況の評価

(2) 保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価

2. 組織は、第1項の評価の結果、原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には、その結果を踏まえて、保安活動の計画、実施、評価及び改善並びに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。

## 第4章 運転管理

### 第1節 通則

(構成及び定義)

#### 第11条

本章における原子炉の状態の定義は、表11のとおりとする。

2. 第3節(第72条～第75条を除く。)における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

- (1) 第1項：運転上の制限
- (2) 第2項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項
- (3) 第3項：運転上の制限を満足していないと判断した場合<sup>※1</sup>に要求される措置

※1：運転上の制限を満足していないと判断した場合とは、次のいずれかをいう。

- (1) 第2項の確認を行ったところ、運転上の制限を満足していないと各GMが判断した場合
- (2) 第2項の確認を行うことができなかった場合
- (3) 第2項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各GMが判断した場合

表11<sup>※2</sup>

原子炉の状態	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換
原子炉モード スイッチの位置	運転	起動	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止	燃料取替 又は 停止
原子炉圧力容器 締付ボルトの状態	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	全ボルト 締付	1本以上ボルトが緩められている
原子炉冷却材温度			100℃ 以上	100℃ 未満	

※2：第69条、第70条及び第71条の適用時は当該条文による。

3. 用語の定義は、各条に特に定めがない場合は、次のとおりとする。

管理的手段による確認	<p>系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく、次の事項から1つないし複数を適切に組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし、実際に直接的に確認することを妨げるものではない。</p> <p>(1) 当該系統・設備において、その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。</p> <p>(2) 当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。</p> <p>(3) 当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。</p> <p>(4) 当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。</p>
原子炉圧力	原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。
原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業	原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお、照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって、進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。
スタック	通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に、制御棒が挿入又は引き抜きができない状況が発生し、動作不能と判断できない状態をいう。なお、所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。
速やかに	第3節運転管理において「速やかに」とは、可能な限り短時間で実施するものであるが、一義的に時間を決められないものであり、意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお、要求される措置を実施する場合には、上記の主旨を踏まえた上で、組織的に実施する※3準備が整い次第行う活動を意味する。また、複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は、いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し、引き続き遅滞なく、残りの要求される措置を実施する。
制御棒が全挿入かつ除外	制御棒が全挿入された状態で、制御棒駆動機構を除外した状態をいう。
制御棒駆動機構を除外	制御棒駆動水圧系の駆動水及び排水の元弁を閉鎖することをいう。
挿入可能な制御棒	制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。
定検停止後の原子炉起動	施設定期検査（以下「定期検査」という。）のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。
定検停止時	定期検査のために原子炉が停止している期間をいう。

炉心変更	原子炉の状態が燃料交換において、原子炉圧力容器内における燃料の移動、制御棒の挿入・引抜及び中性子源の移動をいう。ただし、炉心変更には、中性子検出器の移動、空セル（制御棒周辺の燃料4体が全て取り出されている状態）における制御棒の挿入・引抜及び取付け・取外しは含まない。なお、炉心変更の中止の措置が要求された場合でも、進行中の移動操作を安全な状態で終了させること及び制御棒の挿入は除外される。
安全確保設備等	<p>「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する『措置を講ずべき事項』に基づく『実施計画』の提出について」において提出した実施計画に係る以下の設備等をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉等の監視</li> <li>(2) 残留熱の除去</li> <li>(3) 原子炉格納施設雰囲気等の監視等</li> <li>(4) 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理</li> <li>(5) 電源の確保</li> <li>(6) 電源喪失に対する設計上の考慮</li> <li>(7) 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理</li> <li>(8) 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理</li> <li>(9) 放射性気体廃棄物の処理・管理</li> <li>(10) 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等</li> <li>(11) 作業員の被ばく線量の管理等</li> <li>(12) 緊急時対策</li> </ul>

※3：関係者への連絡、各運転員への指示、手順の準備・確認等を行うこと。

4. 本編における「当直長」とは、5／6号炉の当直長をいう。

(原子炉<sup>i</sup>の運転期間)

第 11 条の 2

所長は、表 11 の 2 に定める原子炉<sup>i</sup>の運転期間<sup>※1</sup>の範囲内で運転を行う。なお、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 49 条第 1 項第 2 号に基づき、原子力規制委員会が定期検査を受けるべき時期を定めて承認している場合は、その承認を受けた時期の範囲内で運転を行う。

表 11 の 2

	5 号炉 <sup>i</sup>	6 号炉 <sup>i</sup>
原子炉の運転期間	13 ヶ月	13 ヶ月

※1：原子炉の運転期間とは、定期検査が終了した日から、次回定期検査を開始するために原子炉<sup>i</sup>を停止するまでの期間をいう。なお、「原子炉<sup>i</sup>を停止する」とは、当該原子炉の主発電機の解列をいう。以下、本条において同じ。

(原子炉の運転員の確保)

第 12 条

5・6号運転管理部長は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2. 5・6号運転管理部長は、原子炉の運転にあたって前項で定める者の中から、1班あたり表 12-1 に定める人数の者をそろえ、5班以上編成した上で2交替勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、運転員は連続して24時間を超える勤務を行ってはいない。また、表 12-1 に定める人数のうち、1名は当直長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。
3. 5・6号運転管理部長は、表 12-1 に定める人数のうち、表 12-2 に定める人数の者を主機操作員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお、表 12-2 に定める人数のうち、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止の場合においては、1名は当直長又は当直副長とする。

表 12-1

中央制御室名 原子炉の状態	5 / 6 号炉
運転、起動、高温停止の場合※ <sup>1</sup>	5 名以上
低温停止、燃料交換の場合※ <sup>2</sup>	3 名以上

表 12-2

中央制御室名 原子炉の状態	5 / 6 号炉
運転、起動、高温停止の場合※ <sup>1</sup>	3 名以上
低温停止、燃料交換の場合※ <sup>2</sup>	2 名以上

※ 1 : 原子炉 1 基以上が該当する場合

※ 2 : 原子炉が 2 基とも該当する場合

(巡視点検)

#### 第 13 条

当直長は、毎日 1 回以上、原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部及び第 9 4 条の 2 第 1 項で定める区域を除く）を巡視し、次の施設及び設備のうち、第 1 0 7 条に基づく特別な保全計画に定められ、復旧が終了したものについて点検を行う。ただし、水没箇所等の巡視困難な箇所を除く。

- (1) 原子炉冷却系統施設
- (2) 制御材駆動設備
- (3) 電源、給排水及び排気施設

2. 当直長は、「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき、格納容器内部の関連パラメータの監視及び第 9 4 条の 2 第 1 項で定める区域の巡視を行う。

(マニュアルの作成)

#### 第 14 条

発電 GM は、次の各号に掲げる当直長又は発電 GM が実施する原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第 7 条第 2 項に基づき運営委員会の確認を得る。

- (1) 原子炉の起動及び停止操作に関する事項
- (2) 巡視点検に関する事項
- (3) 異常時の操作に関する事項
- (4) 警報発生時の措置に関する事項
- (5) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
- (6) 定例試験に関する事項

(引 継)

#### 第 15 条

当直長は、その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり、運転日誌及び引継日誌を引き渡し、運転状況を申し送る。

(原子炉起動前の確認事項)

第 16 条

当直長は、原子炉起動前に、次の施設及び設備を点検し、異常の有無を確認する。

- (1) 原子炉冷却系統施設
- (2) 制御材駆動設備
- (3) 電源、給排水及び排気施設

2. 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、第 3 節で定める定検停止時に実施する検査の結果を確認する。



(地震・火災等発生時の対応)

#### 第 17 条

各GMは、地震・火災が発生した場合は次の措置を講じるとともに、その結果を所長及び主任技術者に報告する。

- (1) 震度 5 弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認する。
- (2) 原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火及び延焼の防止に努め、鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。
2. 初期消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。
  - (1) 防災安全GMは、発電所から消防機関へ通報するため、通報設備を中央制御室に設置する<sup>※2</sup>
  - (2) 防災安全GMは、初期消火活動を行う要員として、10 名以上を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。
  - (3) 防災安全GMは、初期消火活動を行うため、表 1 7 に示す化学消防自動車及び泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。
  - (4) 当直長は、第 1 3 条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。
  - (5) 各GMは、震度 5 弱以上の地震が観測<sup>※1</sup>された場合は、地震終了後発電所内<sup>※3</sup>の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び主任技術者に報告する。
  - (6) 防災安全GMは、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練及び初期消火活動の結果を 1 年に 1 回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表 1 7

設備	数量
化学消防自動車 <sup>※4</sup>	1 台 <sup>※5</sup>
泡消火薬剤 (化学消防自動車保有分を含む)	1 5 0 0 リットル以上

3. 当直長は、山火事、台風、津波等の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、5・6 号運転管理部長に報告する。5・6 号運転管理部長は、所長、主任技術者及び各GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

※ 1 : 観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。

※ 2 : 通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。

※3：重要度分類指針におけるクラス1，2，3の機能を有する構築物，系統及び機器とする。

※4：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。

※5：化学消防自動車が，点検又は故障の場合には，※4に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。

（電源機能等喪失時の体制の整備）

#### 第17条の2

組織は，津波によって交流電源を供給する全ての設備，海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合（以下「電源機能等喪失時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の各号に係る計画を策定する。

（1）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置

（2）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練

（3）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な可搬式発電機，可搬式動力ポンプ，ホース及びその他資機材の配備

2．組織は，前項の計画に基づき，電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。

3．組織は，第1項及び第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

## 第2節 運転上の留意事項

### (水質管理)

#### 第18条

5・6号放射線管理GMは、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の塩素イオンを1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。

2. 当直長は、原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の導電率及びpHを1ヶ月に1回確認する。
3. 当直長は、原子炉冷却材の水質が表18に定める基準値の範囲にない場合は、基準値の範囲内に回復するよう努める。

表18

項 目		基 準 値
原子炉冷却材 (原子炉水)	導電率	1 $\mu$ S / c m以下 (25℃において)
	pH	5.6～8.6 (25℃において)
	塩素イオン	0.1 p p m以下

### 第3節 運転上の制限

(停止余裕)

#### 第19条

原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、停止余裕は、表19-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 停止余裕が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。燃料取替終了後、次号に定める停止余裕の検査を行うまでは制御棒の引き抜きを行ってはならない。

(1) 燃料GMは、燃料取替終了後、停止余裕の検査を  $0.38\% \Delta k / k^{-1}$  の反応度補正をした状態で実施し、その結果を当直長に通知する。

3. 当直長は、停止余裕が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表19-2の措置を講じる。

※1：制御棒及び燃料の製作公差並びに計算誤差を考慮した値。

表19-1

項 目	運転上の制限
停止余裕	挿入可能な制御棒のうち最大反応度価値の制御棒1本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること

表19-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転及び起動において停止余裕を満足しない場合	A1. 停止余裕を満足させる措置を実施する。	6 時間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間

条 件	要求される措置	完了時間
C. 原子炉の状態が高温停止において停止余裕を満足しない場合	C1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
D. 原子炉の状態が低温停止において停止余裕を満足しない場合	D1. 挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 及び D2. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び D3. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び D4. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに
E. 原子炉の状態が燃料交換において停止余裕を満足しない場合	E1. 炉心変更を中止する。 及び E2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 及び E3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において、少なくとも1つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び E4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び E5. 非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに  速やかに  速やかに

(反応度監視)

第 20 条

原子炉の状態が運転において、反応度の予測値と監視値の差<sup>\*1</sup>は、表 20－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 反応度の予測値と監視値の差が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 燃料GMは、燃料取替後の原子炉起動操作<sup>\*2</sup>終了から 3 日間以内に 1 回反応度の予測値と監視値の差を評価する。
- (2) 燃料GMは、原子炉の状態が運転において、燃焼度の増分が 1,000MW d / t に 1 回反応度の予測値と監視値の差を評価する。

3. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、燃料GM及び当直長は、表 20－2 の措置を講じる。

※ 1 : 反応度の予測値と監視値の差を評価する手段としては、制御棒密度の予測値と監視値の差を用いる。このとき、制御棒密度には 24 ポジション以上に引き抜かれている制御棒は含まない。

※ 2 : 原子炉起動操作とは、原子炉起動に関する制御棒操作及び出力変化を伴う炉心流量操作のことをいう。

表 20－1

項 目	運転上の制限
反応度の予測値と監視値の差	$\pm 1 \% \Delta k / k$ 以内

表 20－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 燃料GMが、反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料GMは、反応度差を生じた原因の調査及び対応措置を行い、運転継続を許容できるか判断し、その結果を当直長に通知する。	3 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 燃料GMが運転継続を許容できないと判断した場合	B1. 当直長は、高温停止にする。	24 時間

(制御棒の動作確認)

第 21 条

原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒は表 21－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、全挿入位置の制御棒及び引抜制御棒 1 本だけが動作不能<sup>※1</sup>の場合を除く。

2. 制御棒が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、全制御棒の位置を 24 時間に 1 回確認する。
- (2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、1 ノッチの挿入・引抜が可能であることを 1 ヶ月に 1 回確認する。ただし、全挿入位置の制御棒、動作不能となった制御棒及びスタックした制御棒を除く。また、他の条文で制御棒の操作を禁止された場合も除く。
- (3) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒を全引抜位置にする毎に、制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。

3. 当直長は、制御棒が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該制御棒がスタック又は動作不能かを速やかに判断し、表 21－2－1 又は表 21－2－2 の措置を講じる。

※ 1：動作不能とは、次のいずれかの条件に該当し、かつスクラム挿入は可能と判断された状態<sup>※2</sup>をいう。

- ①制御棒の位置が確認できない。
- ②通常駆動による制御棒の挿入ができない又は引き抜きができない。ただし、原子炉が手動操作系又は制御棒駆動水圧系の不具合として特定される場合は、制御棒操作が必要となるまでは動作不能とはみなさない。
- ③制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。

※ 2：スクラム挿入が可能と判断された状態とは、当該制御棒の制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表 22－2 で定める値であること及び原子炉保護系計装の「スクラム回路（自動）」要素が動作不能でないことが確認された状態をいう。

表 21－1

項 目	運転上の制限
制御棒	(1) 制御棒がスタックしていないこと
	(2) 制御棒が動作不能でないこと

表 21-2-1 (制御棒がスタックした場合)

条 件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が 1 本スタックした場合	A1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 及び	2 時間
	A2. 燃料 GM は停止余裕を評価し, その結果を当直長に通知する。 及び	3 日間
	A3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して 1 ノッチの挿入・引抜が可能であることを確認する。	24 時間
B. 引抜制御棒が 2 本以上スタックした場合	B1. 当該制御棒駆動機構を除外する。 及び	2 時間
	B2. 高温停止にする。	24 時間
C. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24 時間

表 21-2-2 (制御棒が動作不能の場合)

条 件	要求される措置	完了時間
A. 引抜制御棒が 2 本以上動作不能となった場合	A1. 当該制御棒の操作を行わない。 及び	速やかに
	A2. 動作不能となった制御棒を 2 本未満にする。	24 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 (該当制御棒が 8 本以下の場合)	B1. 当該制御棒を全挿入する。(要求される措置 A1 は適用除外とする) 及び	3 時間
	B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4 時間
C. 条件 A (該当制御棒が 9 本以上の場合) 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。(要求される措置 A1 は適用除外とする)	24 時間



(制御棒のスクラム機能)

第 22 条

原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒のスクラム機能は、表 22－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。

2. 制御棒のスクラム機能が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 燃料 G M は、定検停止時に制御棒駆動水圧系の検査で、スクラム時間が表 22－2 に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。
- (2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒を除き、制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表 22－2 に定める値であることを 1 週間に 1 回確認する。また、当直長は、必要に応じて制御棒スクラムアキュムレータの充填を行う。
- (3) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、制御棒駆動機構を除外した制御棒が発生した場合は、他の制御棒のスクラム時間の平均値が表 22－2 に定める値であることを管理的手段により確認する。

3. 当直長は、制御棒のスクラム機能が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 22－3 の措置を講じる。

表 22－1

項 目	運転上の制限
制御棒のスクラム機能	動作可能であること

表 22－2

項 目	判 定 値
全制御棒のスクラム時間の平均値 (90%挿入)	3.5 秒以下
制御棒スクラムアキュムレータの圧力	6.5MP a [gage]以上

表 22－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 制御棒スクラムアキュムレータ 1 基の圧力が表 22－2 を満足しない場合	A1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 22－2 に定める値に復旧する。	8 時間
	又は A2. 当該制御棒を全挿入する。	8 時間
B. 制御棒スクラムアキュムレータ 2 基以上の圧力が表 22－2 を満足しない場合	B1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 22－2 に定める値に復旧する。	1 時間
	又は B2. 当該制御棒を全挿入する。	1 時間
C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。	1 時間

(制御棒の操作)

第 23 条

原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力 10%相当以下の場合、制御棒の操作は、表 23-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 燃料 GM は、原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力 10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち、制御棒操作手順を作成し、主任技術者の確認を得て当直長に通知する。
- (2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、かつ原子炉熱出力 10%相当以下の場合、制御棒価値ミニマイザを使用して、制御棒の操作を行う。なお、制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は、制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため、制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも 1 名の運転員を配置して、制御棒の操作を行う。さらに、制御棒の操作の都度、制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが、制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は、速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。

3. 当直長は、制御棒の操作が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 23-2 の措置を講じる。

表 23-1

項 目	運転上の制限
制御棒の操作	あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること

表 23-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1 本以上 8 本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※1</sup>	8 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該制御棒を全挿入する。	3 時間
	及び B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。	4 時間
C. 条件 B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24 時間
D. 9 本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合	D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。 <sup>※2</sup>	1 時間
E. 条件 D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 原子炉をスクラムさせる。	速やかに

※ 1 : 制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。

※ 2 : 制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては、制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて、制御棒の引き抜きを行ってはならない。

(ほう酸水注入系)

#### 第 24 条

原子炉<sup>i</sup>の状態が運転及び起動において、ほう酸水注入系は、表 24－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. ほう酸水注入系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 運転情報GMは、定検停止時に、ほう酸水注入系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。
- (2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前にほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁<sup>※1</sup>（6号炉<sup>i</sup>のみ）が原子炉<sup>i</sup>の状態に応じた開閉状態であることを確認する。
- (3) 5・6号放射線管理GMは、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水濃度を1ヶ月に1回測定し、その結果を当直長に通知する。
- (4) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が表 24－1、2 の範囲内にあることを毎日1回確認する。
- (5) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表 24－2 に定める値であることを1ヶ月に1回確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。

3. 当直長は、ほう酸水注入系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 24－3 の措置を講じる。

※1：主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁（6号炉<sup>i</sup>のみ）並びにこれらの配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。ここでいう主要配管とは、ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するためのほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管及びほう酸水注入ポンプから原子炉<sup>i</sup>圧力容器までの注入配管をいう。

表 24－1

項 目	運転上の制限
ほう酸水注入系	(1) 1 系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること

※2：1 系列とは、ポンプ1台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表 24－2

項 目 (ほう酸水注入ポンプ吐出圧力)	判 定 値
5 号炉	9.14MP a [gage]以上
6 号炉	8.43MP a [gage]以上

表 24－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が図 24－1，図 24－2 の範囲内 にない場合	A1. ほう酸水貯蔵タンクの水位及び 温度を図 24－1，図 24－2 の範 囲内に復旧する。	3 日間
B. ほう酸水注入系が動作不能の場合	B1. ほう酸水注入系を復旧する。	8 時間
C. 条件 A 又は B で要求される措置を 完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24 時間

図 24-1

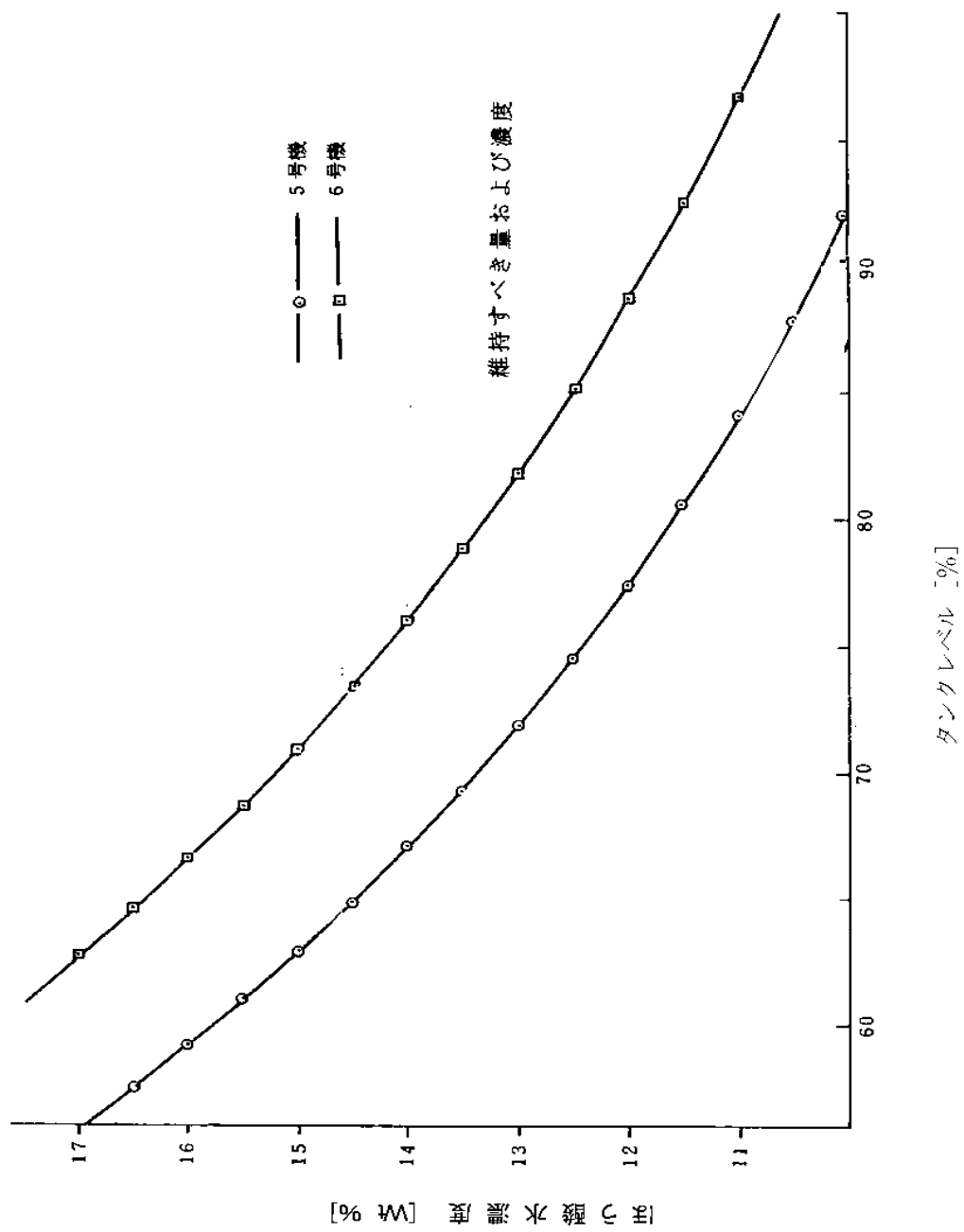
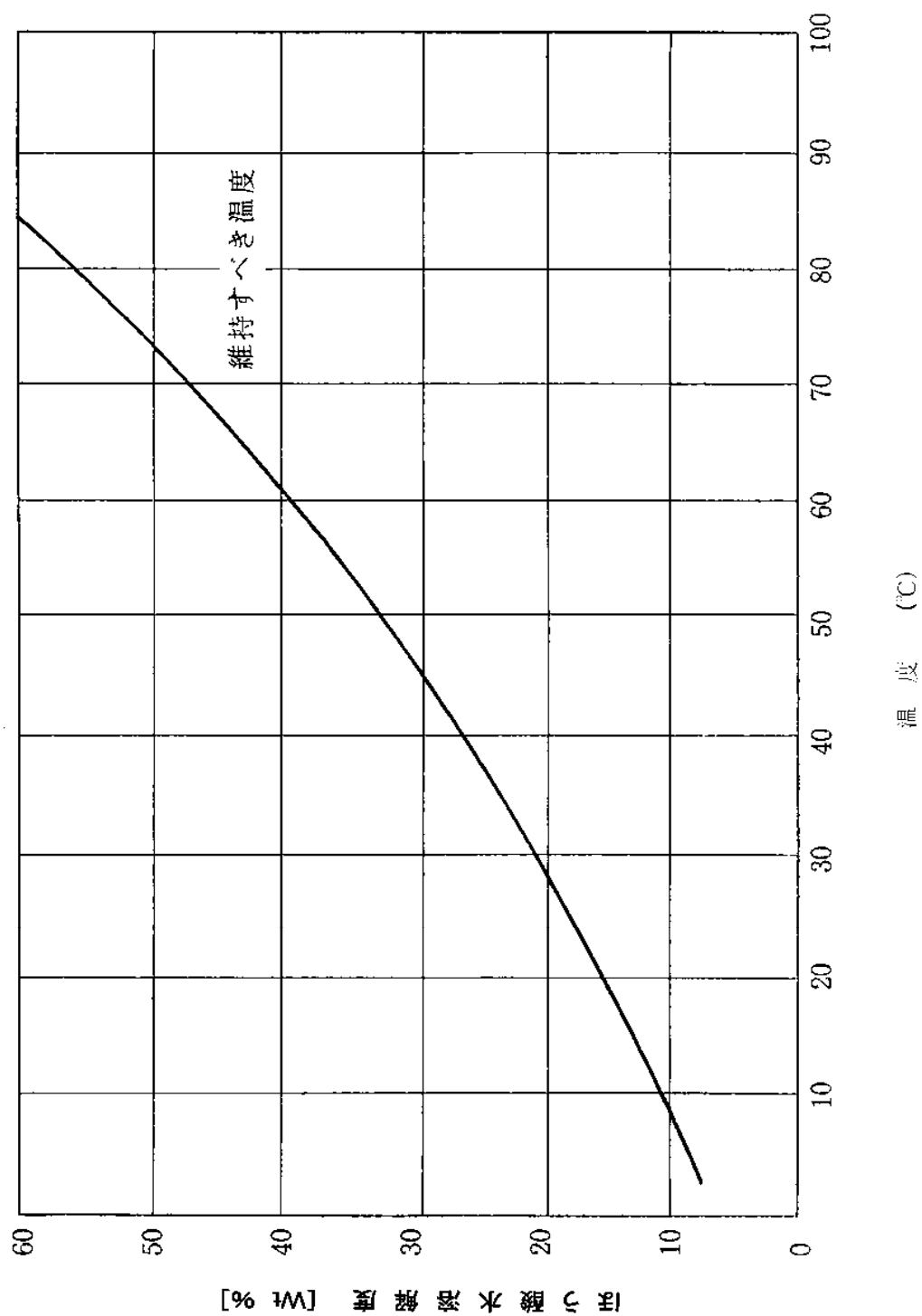


図 24-2





(原子炉熱的制限値)

第 25 条

原子炉熱出力が 30%以上において、最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度は、表 25 1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度が、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉熱出力 30%以上において、最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度を 24 時間に 1 回確認する。

3. 当直長は、最小限界出力比又は燃料棒最大線出力密度が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 25 2 の措置を講じる。

表 25 1

1. 5 号炉

項 目	運転上の制限
1. 最小限界出力比 サイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で 2,000MWd／t 手前までの期間 高燃焼度 8×8 燃料 9×9 燃料（A 型） 9×9 燃料（B 型） 上記以外の期間 9×9 燃料のみが装荷されている場合以外 高燃焼度 8×8 燃料 9×9 燃料（A 型） 9×9 燃料（B 型） 9×9 燃料のみが装荷されている場合 9×9 燃料（A 型） 9×9 燃料（B 型） 9×9 燃料（B 型）のみが装荷されている場合 9×9 燃料（B 型）のみが装荷されている場合以外	1.26 以上 1.26 以上 1.25 以上   1.34 以上 1.36 以上 1.35 以上  1.34 以上  1.28 以上 1.32 以上
2. 燃料棒最大線出力密度	44.0kW／m 以下

2. 6号炉<sup>i</sup>

項 目	運転上の制限
1. 最小限界出力比 サイクル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で 2,000MW d / t 手前までの期間 高燃焼度 8 × 8 燃料 9 × 9 燃料 (A 型) 9 × 9 燃料 (B 型) 上記以外の期間 高燃焼度 8 × 8 燃料 9 × 9 燃料 (A 型) 9 × 9 燃料 (B 型) 9 × 9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合 9 × 9 燃料 (B 型) のみが装荷されている場合以外	1.24 以上 1.23 以上 1.22 以上 1.33 以上 1.35 以上 1.27 以上 1.33 以上
2. 燃料棒最大線出力密度	44.0 kW / m 以下

表 25 2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制限値以内に復旧する措置 <sup>※1</sup> を開始する。	速やかに

※1：原子炉熱出力を 30%未満にすることを含む。

(原子炉熱出力及び炉心流量)

第 26 条

原子炉熱出力が 30%以上において、原子炉熱出力及び炉心流量は、表 26－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉熱出力及び炉心流量が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 当直長は、原子炉熱出力 30%以上において、原子炉熱出力及び炉心流量が図 2-6 に定める運転範囲にあることを 24 時間に 1 回確認する。
  - (2) 燃料 GM は、定格熱出力一定運転にあたり、原子炉熱出力について運転管理目標を定め、当直長に通知する。当直長は、定格熱出力一定運転において、原子炉熱出力の瞬時値<sup>※1</sup>及び 1 時間平均値<sup>※2</sup>が原子炉熱出力 100%以下であることを 1 時間に 1 回確認する。
3. 当直長は、原子炉熱出力及び炉心流量が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 26－2 の措置を講じる。

表 26－1

項 目	運転上の制限
原子炉熱出力 及び炉心流量	図 26 に定める運転範囲にあること

表 26－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 運転範囲内に復旧する措置 <sup>※3</sup> を開始する。	速やかに

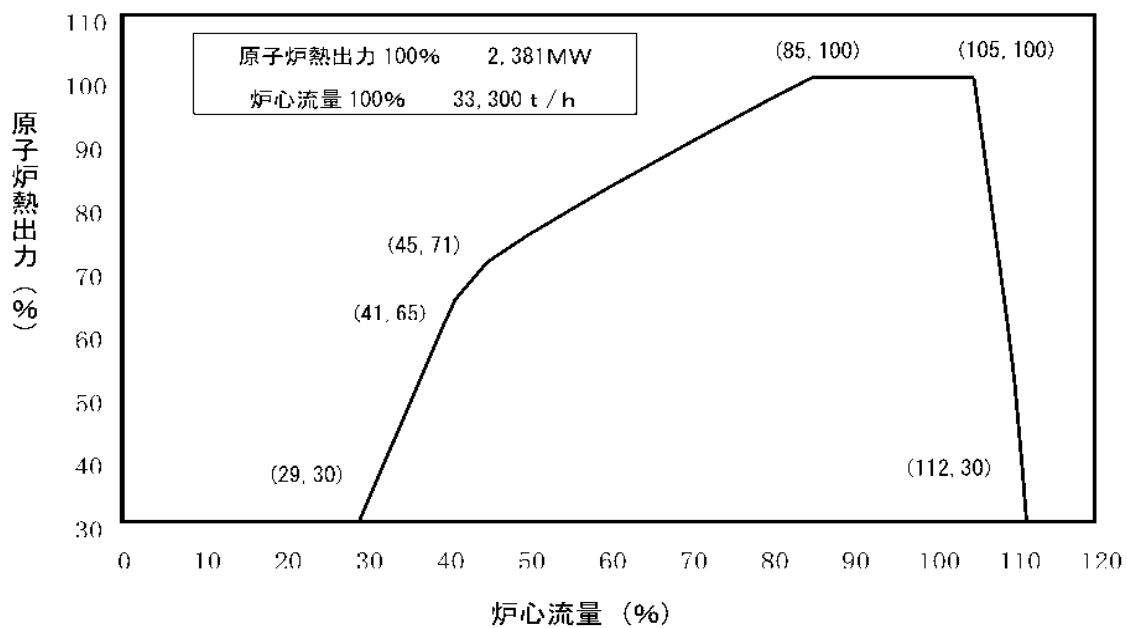
※1：瞬時値とは、計算機により算出される 1 分値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。瞬時値は原子炉熱出力のゆらぎを考慮し、原子炉熱出力 100%に対して 1%未満の超過の場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※2：1 時間平均値とは、計算機により算出される当該 1 時間の瞬時値の平均値をいう。ただし、計算機により確認ができない場合は、平均出力領域モニタで確認する値をいう。

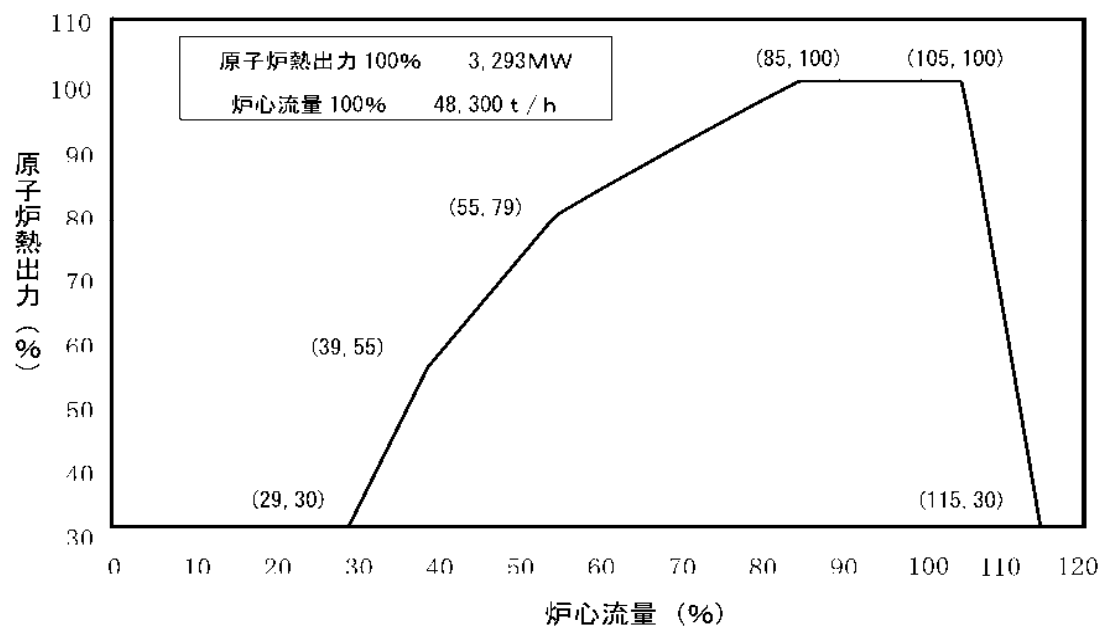
※3：原子炉熱出力を 30%未満にすることを含む。

图 26

1. 5号炉



2. 6号炉



(計測及び制御設備)

## 第 27 条

原子炉<sup>i</sup>の状態に応じて、次の計測及び制御設備<sup>\*1</sup>は、表 27-1 で定める事項を運転上の制限とする。

### [ 5 号炉 ]

- (1) 原子炉保護系計装
- (2) 起動領域モニタ計装
- (3) 非常用炉心冷却系計装  
(炉心スプレイ系計装、低圧注水系計装、高圧注水系計装、自動減圧系計装)
- (4) 格納容器隔離系計装  
(主蒸気隔離弁計装、格納容器隔離系計装、原子炉建屋隔離系計装)
- (5) その他の計装  
(非常用ディーゼル発電機計装、原子炉隔離時冷却系計装、原子炉再循環ポンプトリップ計装、制御棒引抜監視装置計装、タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装、中央制御室非常用換気空調系計装、事故時計装)

### [ 6 号炉 ]

- (1) 原子炉保護系計装
- (2) 起動領域モニタ計装
- (3) 非常用炉心冷却系計装  
(低圧炉心スプレイ系計装、低圧注水系計装、高圧炉心スプレイ系計装、自動減圧系計装)
- (4) 格納容器隔離系計装  
(主蒸気隔離弁計装、格納容器隔離系計装、原子炉建屋隔離系計装)
- (5) その他の計装  
(非常用ディーゼル発電機計装、原子炉隔離時冷却系計装、原子炉再循環ポンプトリップ計装、制御棒引抜監視装置計装、タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装、中央制御室外原子炉停止装置計装、中央制御室非常用換気空調系計装、事故時計装)

2. 計測及び制御設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認する為、次号を実施する。

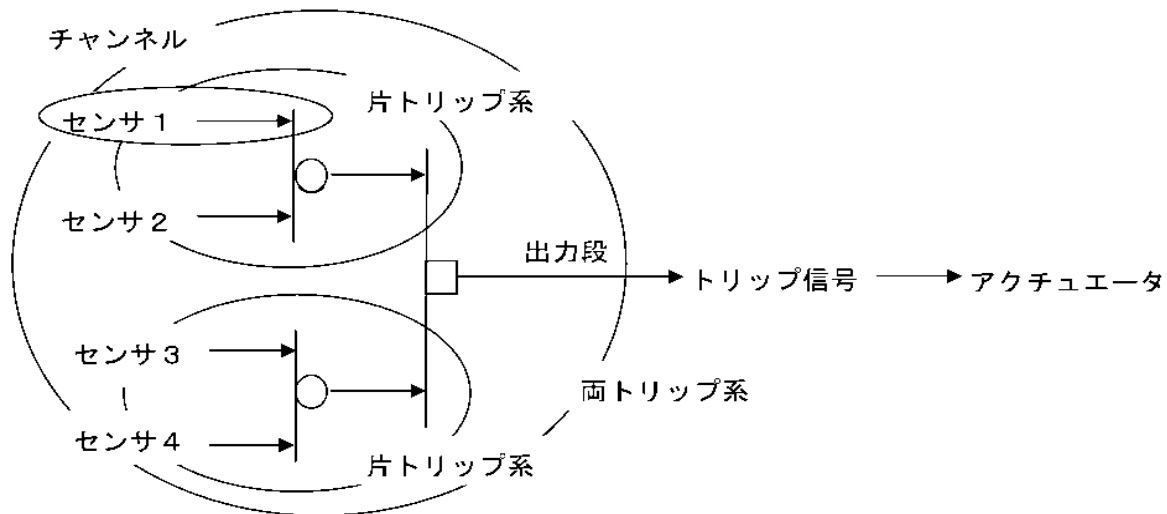
- (1) 各 GM は、原子炉<sup>i</sup>の状態に応じて表 27-2 の各項目を実施し、その結果を当直長に通知する。なお、各 GM は前項で定める計測及び制御設備に関する事象を発見した場合には、誤動作<sup>\*2</sup>又は誤不動作<sup>\*3</sup>等の観点から、運転上の制限を満足するかどうかを判断する。

3. 当直長は、計測及び制御設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表27-3の措置を講じる。なお、同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には、個々の要素に対して表27-3の措置を講じる。

表27-1

項 目	運転上の制限
計測及び制御設備	<p>動作可能<sup>※4</sup>であること</p> <p>なお、適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については、表27-3にて定める。</p>

※1：適用範囲は、センサから論理回路の出力段までとし、アクチュエータは含まない。また、トリップ系の定義の例は次のとおり。



※2：本条における誤動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず、誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。

※3：本条における誤不動作とは、計測及び制御設備が、トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態又はそのような状態が発生すると推定される状態をいう。

※4：本条における動作可能とは、当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また、動作不能とは、点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で、当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は、誤動作であっても動作不能とはみなさない。

表 27-2

## 1. 原子炉保護系計装

〔5号炉〕

表 27-2-1

要素	設定値	項 H	頻 度
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期 (ペリオド) 短	原子炉周期 10 秒 以上 (中間領域)	当直長は、原子炉の状態が起動、高温停止 <sup>*1</sup> 、冷温停止 <sup>*1</sup> 及び燃料交換 <sup>*1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。 <sup>**2</sup>	毎日 1 回
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御GMは、チャンネル校正 <sup>*3</sup> (検出器を除く) を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査 <sup>*1</sup> を実施する。	定検停止時
b. 中性子束高	最終レンジフル スケールの 120/125%以下	当直長は、原子炉の状態が起動、高温停止 <sup>*1</sup> 、冷温停止 <sup>*1</sup> 及び燃料交換 <sup>*1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御GMは、チャンネル校正 (検出器を除く) を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
c. 機器動作不能	—	運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2. 出力領域モニタ a. 中性子束高	120%以下	当直長は、原子炉の状態が運転において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		当直長は、原子炉の状態が運転において、出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて、計測制御GMは、校正を実施する。	1 週間に 1 回
		計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MW d / t に 1 回
		計測制御GMは、チャンネル校正 (検出器を除く) を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

〔5号カ〕

要 素	設定値	項 目	頻 度
b. 中性子束低	2%以上 (原子炉モード スイッチが「運 転」の時)	当直長は、原子炉の状態が運転において、 動作不能でないことを指示により確認す る。	毎日1回
		当直長は、原子炉の状態が運転において、 出力領域モニタのゲインを確認し、必要に 応じて、計測制御G.Mは、校正を実施する。	1週間に1回
		計測制御G.Mは、動作可能な局部出力領域 モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MWd／ tに1回
		計測制御G.Mは、チャンネル校正（検出器 を除く）を実施し、運転情報G.Mは、論理 回路機能検査を実施する。	定検停止時
c. 機器動作不能	—	運転情報G.Mは、論理回路機能検査を実施 する。	定検停止時
3. 原子炉圧力高	7.27MPa [gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動に おいて、動作不能でないことを指示により 確認する。	毎日1回
		計測制御G.Mは、チャンネル校正を実施 し、運転情報G.Mは、論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時
4. 原子炉水位低 (レベル3)	1,340cm以上 (圧力容器零レ ベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動に おいて、動作不能でないことを指示により 確認する。	毎日1回
		計測制御G.Mは、チャンネル校正を実施 し、運転情報G.Mは、論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時
5. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より 10%閉以下	計測制御G.Mは、チャンネル校正を実施 し、運転情報G.Mは、論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時
6. 格納容器圧力高	13.7kPa [gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動に おいて、動作不能でないことを指示により 確認する。	毎日1回
		計測制御G.Mは、チャンネル校正を実施 し、運転情報G.Mは、論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時
7. スクラム・ディ スチャージボリュ ーム水位高	68l以下 (スクラム排出 容器1個あたり)	計測制御G.Mは、チャンネル校正を実施 し、運転情報G.Mは、論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時
8. タービン主蒸気 止め弁閉	全開状態より 10%閉以下※5	当直長は、原子炉熱出力30%相当以上でバイ パス状態でないことを確認する。	起動時
		計測制御G.Mは、チャンネル校正を実施 し、運転情報G.Mは、論理回路機能検査を 実施する。	定検停止時



〔5号カ〕

要 素	設定値	項 目	頻 度
9. タービン蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	油圧 <sup>※5</sup> 5.50MP a [gage]以上 励磁位置 <sup>※5</sup>	当直長は、原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
10. 主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグラウンド）以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
11. 復水器真空度低	23.4kPa [abs]以下	当直長は、原子炉の状態が運転において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
12. 地震加速度大 a. 原子炉建屋地下1階床水平 b. 原子炉建屋地下1階床鉛直	地下1階床水平 135Gal以下 地下1階床鉛直 100Gal以下	計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
13. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	—	運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する	定検停止時
14. スクラム回路		当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回
		運転情報GMは、手動スクラム論理回路機能検査を実施する	定検停止時

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。以下、本条において同じ。

※3：本条におけるチャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。

※4：本条における論理回路機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確

認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。

※5：タービン入口蒸気第1段圧力が約1.27MPa [gage]（原子炉熱出力の約30%相当）以上で運転している時。以下、本条「5号炉」において同じ。

〔6号炉〕

表 27-2-1

要素	設定値	項目	頻度
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期 (ペリオド) 短	原子炉周期10秒以上(中間領域)	当直長は、原子炉の状態が起動、高温停止※ <sup>1</sup> 、低温停止※ <sup>1</sup> 及び燃料交換※ <sup>1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。※ <sup>2</sup>	毎日1回
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御GMIは、チャンネル校正※ <sup>3</sup> (検出器を除く)を実施し、運転情報GMIは、論理回路機能検査※ <sup>4</sup> を実施する。	定検停止時
b. 機器動作不能	—	運転情報GMIは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2. 出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モードスイッチが「燃料取替」,「起動の時」)	当直長は、原子炉の状態が起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		当直長は、原子炉の状態が起動から運転へ入る時、起動領域モニタと出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		計測制御GMIは、チャンネル校正(検出器を除く)を実施し、運転情報GMIは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	当直長は、原子炉の状態が運転において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		当直長は、原子炉の状態が運転において、出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて、計測制御GMIは、校正を実施する。	1週間に1回
		計測制御GMIは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MWd / tに1回
		計測制御GMIは、チャンネル校正(検出器を除く)を実施し、運転情報GMIは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

〔6号カ〕

要素	設定値	項目	頻度
(h)熱流束相当	自動可変設定以下 (図27に示す設定値以下)	当直長は、原子炉の状態が運転において、出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて、計測制御GMは、校正を実施する。	1週間に1回
		計測制御GMは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が1,000MW d / tに1回
		計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く）を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する	定検停止時
		計測制御GMは、フローユニットのチャンネル校正を実施する。	定検停止時
b. 機器動作不能		運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
3. 原子炉圧力高	7.21MP a [gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
4. 原子炉水位低 (レベル3)	1,372cm以上 (圧力容器零レベルより)	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
5. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より10%閉以下	計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
6. 格納容器圧力高	13.7kPa [gage]以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
7. スクラム・デイスチャージボリューム水位高	94.5l以下 (スクラム排出容器1個あたり)	計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
8. タービン主蒸気止め弁閉	全開状態より10%閉以下※5	当直長は、原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。	起動時
		計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

〔6号炉〕

要素	設定値	項目	頻度
9. タービン蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	油圧※5 4. 14MP a [gage]以上 励磁位置※5	当直長は、原子炉熱出力 30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	起動時 定検停止時
10. 主蒸気管放射能高	10×（通常運転時のバックグラウンド）以下	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回 定検停止時
11. 地震加速度大 a. 原子炉建屋地下 2 階床水平 b. 原子炉建屋地下 2 階床鉛直	地下 2 階床水平 135 G a 1 以下 地下 2 階床鉛直 100 G a 1 以下	計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	—	運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する	定検停止時
13. スクラム回路	—	当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。 運転情報GMは、手動スクラム論理回路機能検査を実施する	1 ヶ月に 1 回 定検停止時

※ 1：1 体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※ 2：「動作不能でないことを指示により確認する」とは、当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること、また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお、トリップ状態にあるチャンネルについては、該当しない。以下、本条において同じ。

※ 3：本条におけるチャンネル校正とは、センサにあらかじめ定めた信号を与えた時、許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。

※ 4：本条における論理回路機能検査とは、センサからの出力信号にて、論理回路の出力段に信号が発生することにより、その機能の健全性を確認することをいう。なお、確認は部分的な確認を積み重ねることにより、適用範囲を確認したとみなすことができる。

※ 5：タービン入口蒸気第 1 段圧力が約 1.27MP a [gage]（原子炉熱出力の約 30%相当）以上で運転している時。以下、本条〔6号炉〕において同じ。

2. 起動領域モニタ計装

[5号炉]

表 27-2-2

要 素	項 目	頻 度
1. 起動領域モニタ	当直長は、計数率が3 c p s 以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動※ <sup>1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ <sup>2</sup> の場合毎日1回、炉心変更中※ <sup>2</sup> の場合12時間に1回
	当直長は、原子炉の状態が起動※ <sup>1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ <sup>2</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
	計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く）を実施する	定検停止時

※1：中性子源領域である場合。

※2：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合を除く。

[6号炉]

表 27-2-2

要 素	項 目	頻 度
1. 起動領域モニタ	当直長は、計数率が3 c p s 以上であることの確認を行う。	原子炉の状態が起動※ <sup>1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ <sup>2</sup> の場合毎日1回、炉心変更中※ <sup>2</sup> の場合12時間に1回
	当直長は、原子炉の状態が起動※ <sup>1</sup> 、高温停止、冷温停止及び燃料交換※ <sup>2</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
	計測制御GMは、チャンネル校正（検出器を除く）を実施する	定検停止時

※1：中性子源領域である場合。

※2：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合を除く。

### 3. 非常用炉心冷却系計装

[5号炉]

#### (1) 炉心スプレイ系計装

表 27-2-3-1

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低(レベル1)	940 c m以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		定検停止時
3. 原子炉圧力低(注入可)	3.11MP a [gage]※ <sup>1</sup>	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時

※1：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

#### (2) 低圧注水系計装

表 27-2-3-2

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低(レベル1)	940 c m以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		定検停止時
3. 原子炉圧力低(注入可)	3.11MP a [gage]※ <sup>1</sup>	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時

※1：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

〔5号カ〕

(3) 高压注水系計装

表 27-2-3-3

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,189 c m以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動※ <sup>1</sup> 及び高温停止※ <sup>1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		

※1：原子炉圧力が、1.04 M P a [gage]以上の時。

(4) 自動減圧系計装

表 27-2-3-4

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	940 c m以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動※ <sup>1</sup> 及び高温停止※ <sup>1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		
3. 自動減圧系始動タイマ	120 秒以下	電気機器GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
4. 炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高	689 k P a [gage]※ <sup>2</sup>	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動※ <sup>1</sup> 及び高温停止※ <sup>1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
5. 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高	343 k P a [gage]※ <sup>2</sup>		

※1：原子炉圧力が、0.78 M P a [gage]以上の時。

※2：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。



〔6号炉〕

(1) 低圧炉心スプレイ系計装

表 27-2-3-1

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常 低 (レベル 1)	961 c m 以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 動作 不能でないことを指示により確 認する。 (2) 計測制御 GMI は, チャンネル校 正を実施し, 運転情報 GMI は, 論 理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		定検停止時
3. 注入弁両側差圧 低 (注入可)	4.91 M P a ※1	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 動作 不能でないことを指示により確 認する。 (2) 計測制御 GMI は, チャンネル校 正を実施し, 運転情報 GMI は, 論 理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回  定検停止時

※1：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

(2) 低圧注水系計装

表 27-2-3-2

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常 低 (レベル 1)	961 c m 以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 動作 不能でないことを指示により確 認する。 (2) 計測制御 GMI は, チャンネル校 正を実施し, 運転情報 GMI は, 論 理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		定検停止時
3. 注入弁両側差圧 低 (注入可)	4.81 M P a ※1	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 動作 不能でないことを指示により確 認する。 (2) 計測制御 GMI は, チャンネル校 正を実施し, 運転情報 GMI は, 論 理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回  定検停止時

※1：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

〔6号カ〕

(3) 高压炉心スプレイ系計装

表 27-2-3-3

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低 (レベル 2)	1,243 c m 以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回  定検停止時
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		

(4) 自動減圧系計装

表 27-2-3-4

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低 (レベル 1)	961 c m 以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動※ <sup>1</sup> 及び高温停止※ <sup>1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回  定検停止時
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		
3. 自動減圧系始動タイマ	120 秒以下	電気機器GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
4. 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高	1.03 M P a [gage]※ <sup>2</sup>	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動※ <sup>1</sup> 及び高温停止※ <sup>1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回  定検停止時
5. 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高	0.490 M P a [gage]※ <sup>2</sup>		

※1：原子炉圧力が、0.84 M P a [gage]以上の時。

※2：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

#### 4. 格納容器隔離系計装

[5号炉]

##### (1) 主蒸気隔離系計装

表 27 2 4 1

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,189 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動及び高温停止※1において、 動作不能でないことを指示によ り確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校 正を実施し、運転情報GMは、論 理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
2. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下		
3. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の 140%以下		
4. 主蒸気管トンネル 温度高	93℃以下		
5. 主蒸気管圧力低	5.86MP a [gage] 以上		

※1：主蒸気管圧力低については、起動及び高温停止を除く。

##### (2) 格納容器隔離系計装

表 27 2 4 2

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常 低(レベル2)	1,189 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動及び高温停止※1において、 動作不能でないことを指示によ り確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校 正を実施し、運転情報GMは、論 理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
b. 主蒸気管放射能 高	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下		
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の 140%以下		
d. 主蒸気管トンネ ル温度高	93℃以下		
e. 主蒸気管圧力低	5.86MP a [gage] 以上		
2. カイ水サンプル系 a. 原子炉水位異常 低(レベル2)	1,189 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動及び高温停止※1において、 動作不能でないことを指示によ り確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校 正を実施し、運転情報GMは、論 理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
b. 主蒸気管放射能 高	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下		
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の 140%以下		
d. 主蒸気管トンネ ル温度高	93℃以下		
e. 主蒸気管圧力低	5.86MP a [gage] 以上		

※1：主蒸気管圧力低については、起動及び高温停止を除く。

〔5号カ〕

要 素	設定値	項 目	頻 度
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1,340 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 動作 不能でないことを指示により確 認する。 (2) 計測制御GMIは, チャンネル校 正を実施し, 運転情報GMIは, 論 理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1,340 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 動作 不能でないことを指示により確 認する。 (2) 計測制御GMIは, チャンネル校 正を実施し, 運転情報GMIは, 論 理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
b. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		
c. 原子炉建屋放射 能高	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下		
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1,340 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 動作 不能でないことを指示により確 認する。 (2) 計測制御GMIは, チャンネル校 正を実施し, 運転情報GMIは, 論 理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
b. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1,340 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 動作 不能でないことを指示により確 認する。 (2) 計測制御GMIは, チャンネル校 正を実施し, 運転情報GMIは, 論 理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
b. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		

〔5号炉〕

(3) 原子炉建屋隔離系計装

表 27-2-4-3

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位低 (レベル3)	1,340 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 動作 不能でないことを指示により確 認する。	毎日1回
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下	(2) 計測制御GMIは, チャンネル校 正を実施し, 運転情報GMIは, 論 理回路機能検査を実施する。	定検停止時
3. 原子炉建屋放射能 高	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止及び炉心変更時※ 1又は原子炉建屋内で照射された 燃料に係る作業時に動作不能で ないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMIは, チャンネル校 正を実施し, 運転情報GMIは, 論 理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

〔6号炉〕

(1) 主蒸気隔離弁計装

表 27-2-4-1

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,243 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止※1において, 動作不能でないことを指示によ り確認する。	毎日1回
2. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下	(2) 計測制御GMIは, チャンネル校 正を実施し, 運転情報GMIは, 論 理回路機能検査を実施する。	定検停止時
3. 主蒸気管流量大	定 格 蒸 気 流 量 の 140%以下		
4. 主蒸気管トンネル 温度高	93℃以下		
5. 主蒸気管圧力低	5.86MP a [gage] 以上		
6. 復水器真空度低	72.5 k P a [abs]以下		

※1：主蒸気管圧力低については, 起動及び高温停止を除く。

〔6号カ〕

(2) 格納容器隔離系計装

表27-2-4-2

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 主蒸気管ドレン系	1,243 c m以上	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止 <sup>*1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
a. 原子炉水位異常低(レベル2)	(圧力容器零レベルより)		
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下		
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下		
d. 主蒸気管トンネル温度高	93℃以下		
e. 主蒸気管圧力低	5.86MP a [gage]以上		
f. 復水器真空度低	72.5 k P a [abs]以下		
2. カイ水サンプル系	1,243 c m以上	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止 <sup>*1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
a. 原子炉水位異常低(レベル2)	(圧力容器零レベルより)		
b. 主蒸気管放射能高	10×(通常運転時のバックグラウンド)以下		
c. 主蒸気管流量大	定格蒸気流量の140%以下		
d. 主蒸気管トンネル温度高	93℃以下		
e. 主蒸気管圧力低	5.86MP a [gage]以上		
f. 復水器真空度低	72.5 k P a [abs]以下		
3. 原子炉冷却材浄化系	1,372 c m以上	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時
a. 原子炉水位低(レベル3)	(圧力容器零レベルより)		

〔6号カ〕

要 素	設定値	項 目	頻 度
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1,372 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が 運転、起動及び高温停止にお いて、動作不能でないことを 指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャン ネル校正を実施し、運転情報G Mは、論理回路機能検査を実 施する。	毎日1回  定検停止時
b. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		
c. 原子炉建屋放射能 高 (原子炉建屋換気系 排気口プレナム)	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下		
d. 原子炉建屋放射能 高 (燃料取替エリアダ クト) ※2	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下		
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1,372 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が 運転、起動及び高温停止にお いて、動作不能でないことを 指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャン ネル校正を実施し、運転情報G Mは、論理回路機能検査を実 施する。	毎日1回  定検停止時
b. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	1,372 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が 運転、起動及び高温停止にお いて、動作不能でないことを 指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャン ネル校正を実施し、運転情報G Mは、論理回路機能検査を実 施する。	毎日1回  定検停止時
b. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		

※1：主蒸気管圧力低については、起動及び高温停止を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

「6号カ」

(3) 原子炉建屋隔離系計装

表 27-2-4-3

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位低 (レベル3)	1,372 c m以上 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は、原子炉の状態が 運転、起動及び高温停止にお いて、動作不能でないことを 指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネ ル校正を実施し、運転情報G Mは、論理回路機能検査を実 施する。	毎日1回  定検停止時
2. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		
3. 原子炉建屋放射能高 (原子炉建屋換気系排 気口プレナム)	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下	(1) 当直長は、原子炉の状態が 運転、起動、高温停止及び炉 心変更時※1又は原子炉建屋内 で照射された燃料に係る作業 時に動作不能でないことを指 示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネ ル校正を実施し、運転情報G Mは、論理回路機能検査を実 施する。	毎日1回  定検停止時
4. 原子炉建屋放射能高 (燃料取替エリアダク ト) ※2	10×(通常運転時のバ ックグラウンド) 以下		

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引拔を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。



5. その他の計装

[5号炉]

(1) 非常用ディーゼル発電機計装

表 27-2-5-1

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施する。ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。 (3) 運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
2. 原子炉水位異常低（レベル1）	940 c m以上 (圧力容器零レベルより)		定検停止時
3. 格納容器圧力高	13.7 k P a [gage] 以下		定検停止時

(2) 原子炉隔離時冷却系計装

表 27-2-5-2

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低（レベル2）	1,189 c m以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動※1及び高温停止※1において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時

※1：原子炉圧力が1.04MP a [gage]以上の時。

(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装

表 27-2-5-3

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. タービン主蒸気止め弁閉	全開状態より 10% 閉以下※1	計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2. タービン蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	油圧※1 5.50MP a [gage] 以上 励磁位置※1	計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：タービン入口蒸気第1段圧力が約1.27MP a [gage]（原子炉熱出力の約30%相当）以上で運転している時。

[5号カ]

(4) 制御棒引抜監視装置計装

表 27-2-5-4

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高	105%以下 (再循環流量 $W_d$ (%) に対し, ( $0.62W_d - 52$ ) %の 式により設定す る。)	(1) 当直長は, 原子炉熱出力 30%相当以 上でバイパス状態でないことを確認 する。 (2) 計測制御GMは, チャンネル校正及 び論理回路機能検査を実施する。	起動時  定検停止時
b. 機器動作不 能	—	計測制御GMは, 論理回路機能検査を実施 する。	定検停止時
c. 中性子束低	5%※1	計測制御GMは, チャンネル校正及び論理 回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1: 動作値が, 設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば, 運転上の制限を満足  
していないとはみなさない。

(5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

表 27-2-5-5

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位高 (レベル8)	1,461 cm以下 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は, 原子炉熱出力 30%相当 以上において, 動作不能でないことを 指示により確認する。 (2) 計測制御GMは, チャンネル校正及 び論理回路機能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時

(6) 中央制御室非常川換気空調系計装

表 27-2-5-6

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉建屋放 射能高	10×(通常運転時の バックグラウンド) 以 下	(1) 当直長は, 原子炉の状態が運転, 起 動, 高温停止及び炉心変更時※1又は 原子炉建屋内で照射された燃料に係 る作業時に動作不能でないことを指 示により確認する。 (2) 計測制御GMは, チャンネル校正を 実施し, 運転情報GMは, 論理回路機 能検査を実施する。	毎日1回  定検停止時

※1: 停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

〔5号炉〕

(7) 事故時計装

表 27-2-5-7

要 素	項 目	頻 度
1. 原子炉圧力 2. 原子炉水位 (広帯域) 3. 原子炉水位 (燃料域) 4. 格納容器圧力 5. 格納容器雰囲気線量当量率	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMIは、チャンネル校正を実施する。	毎日1回    定検停止時

〔6号炉〕

(1) 非常用ディーゼル発電機計装

表 27-2-5-1

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 非常用ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	—	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。	毎日1回
b. 原子炉水位異常低 (レベル1)	961 c m以上 (圧力容器零レベルより)	(2) 計測制御GMIは、チャンネル校正を実施する。ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。	定検停止時
c. 格納容器圧力高	13.7kPa[gage] 以下	(3) 運転情報GMIは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2. 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流 高圧電源母線低電 圧	—	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。	毎日1回
b. 原子炉水位異常低 (レベル2)	1,243 c m以上 (圧力容器零レベルより)	(2) 計測制御GMIは、チャンネル校正を実施する。ただし、非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。	定検停止時
c. 格納容器圧力高	13.7kPa[gage] 以下	(3) 運転情報GMIは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

〔6号カ〕

(2) 原子炉隔離時冷却系計装

表 27-2-5-2

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位異常低 (レベル 2)	1,243 cm 以上 (圧力容器零レベルより)	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動 <sup>※1</sup> 及び高温停止 <sup>※1</sup> において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回  定検停止時

※1：原子炉圧力が 1.04MP a [gage] 以上の時。

(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装

表 27-2-5-3

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. タービン主蒸気止め弁閉	全開状態より 10% 閉以下 <sup>※1</sup>	計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
2. タービン蒸気加減弁急速閉 a. 油圧 b. 電磁弁励磁位置	油圧 <sup>※1</sup> 4.14MP a [gage] 以上 励磁位置 <sup>※1</sup>	計測制御GMは、チャンネル校正を実施し、運転情報GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：タービン入口蒸気第 1 段圧力が、約 1.27MP a [gage] (原子炉熱出力の約 30% 相当) 以上で運転している時。

(4) 制御棒引抜監視装置計装

表 27-2-5-4

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高	105% 以下 (再循環流量 Wd (%) に対し、 (0.62Wd-52) % の式により設定する。)	(1) 当直長は、原子炉熱出力 30% 相当以上でバイパス状態でないことを確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	起動時  定検停止時
b. 機器動作不能	—	計測制御GMは、論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
c. 中性子束低	5% <sup>※1</sup>	計測制御GMは、チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

〔6号カ〕

(5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

表 27-2-5-5

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉水位高 (レベル8)	1,480 cm以下 (圧力容器零レベル より)	(1) 当直長は、原子炉熱出力 30%相当 以上において、動作不能でないこと を指示により確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正 及び論理回路機能検査を実施する。	毎日 1 回  定検停止時

(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装

表 27-2-5-6

要 素	項 目	頻 度
1. 原子炉圧力	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替 スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時
2. 原子炉隔離時冷却系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替 スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時
3. 原子炉隔離時冷却系制御	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替 スイッチの機能検査を実施する。  当直長は、原子炉隔離時冷却系の流量制御につい ては、中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉隔 離時冷却系ポンプ手動起動により確認を行う。	定検停止時  定検停止後の 原子炉起動時
4. 残留熱除去系流量	計測制御GMは、チャンネル校正及び制御回路切替 スイッチの機能検査を実施する。	定検停止時

(7) 中央制御室非常用換気空調系計装

表 27-2-5-7

要 素	設定値	項 目	頻 度
1. 原子炉建屋放射 能高(原子炉建屋 換気系排気口ブ レナム)	10×(通常運転時の バックグラウンド)以 下	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、 起動、高温停止及び炉心変更時※1又 は原子炉建屋内で照射された燃料 に係る作業時に動作不能でないこ とを指示により確認する。	毎日 1 回
2. 原子炉建屋放射 能高(燃料取替エ リアダクト)※2		(2) 計測制御GMは、チャンネル校正 を実施し、運転情報GMは、論理回 路機能検査を実施する。	定検停止時

※1：停止余裕確認後の制御棒 1 本の挿入・引抜を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

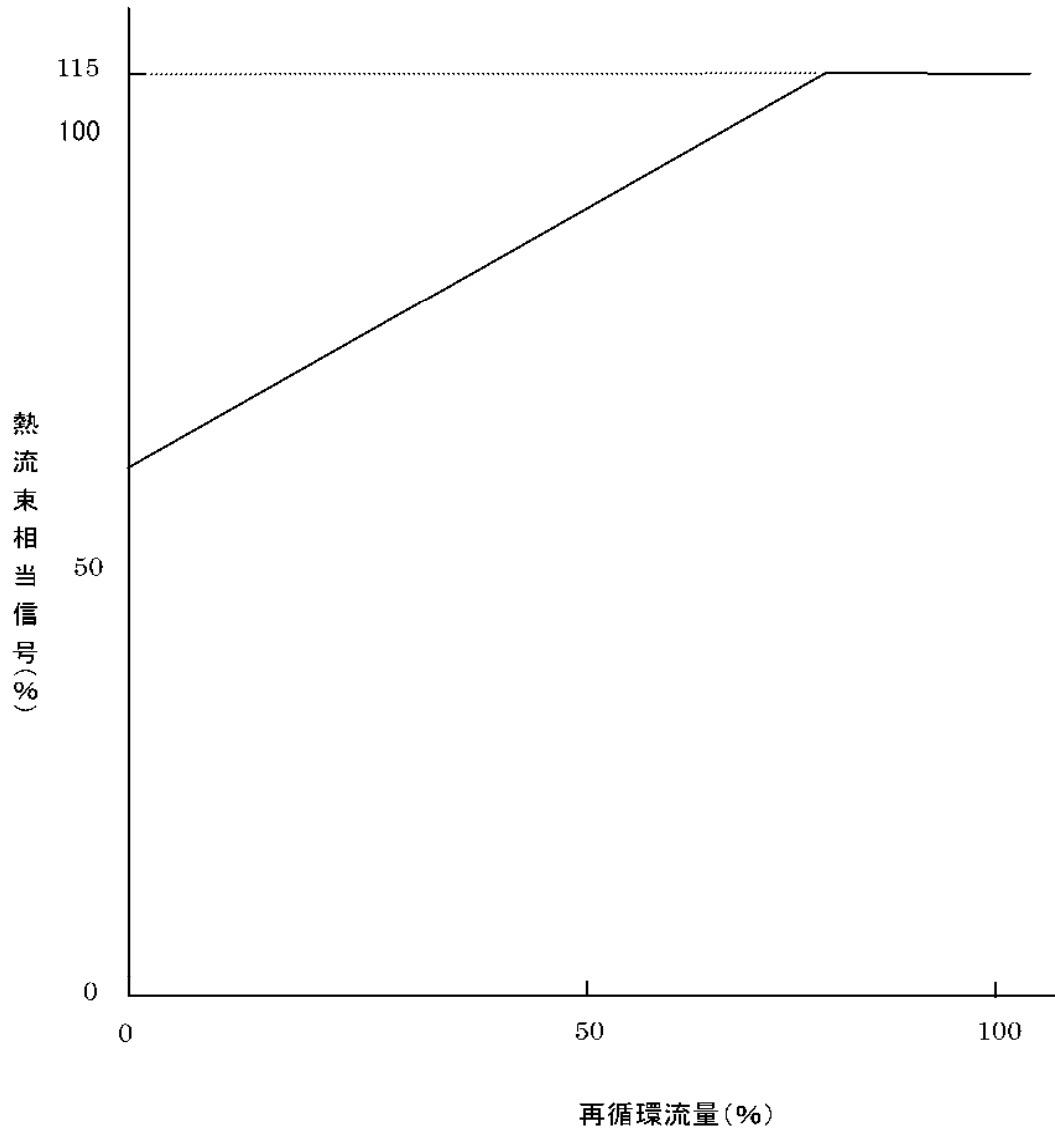
[ 6 号カ]

(8) 事故時計装

表 27-2-5-8

要 素	項 目	頻 度
1. 原子炉圧力 2. 原子炉水位 (広帯域) 3. 原子炉水位 (燃料域) 4. 格納容器圧力 5. 格納容器雰囲気線量当量率	(1) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動 において、動作不能でないことを指示によ り確認する。 (2) 計測制御GMは、チャンネル校正を実施 する。	毎日 1 回  定検停止時

図 27 中性子束高（熱流束相当）のスクラム設定（表 27-2 関係）



(注) 熱流束相当信号は，再循環流量  $W_d$  (%) に対して， $(0.72W_d + 54)$  %  
 の式により設定する。  
 ただし，最大値は 115 とする。

表 27-3

## 1. 原子炉保護系計装

原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、片トリップ系毎の全てのチャンネル数をいう。

- (1) 片トリップ系に、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、12 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能なチャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。
- (2) 両トリップ系に、動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、6 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。
- (3) 片トリップ系に、同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は、1 時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。
- (4) 上記 (1)、(2) 又は (3) の措置を達成できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

〔5 号カ〕

表 27-3-1

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (片トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 起動領域モニタ a. 原子炉周期 (ペリオド)短	起動	4※2	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
b. 中性子束高	起動	4※2	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
c. 機器動作不能	起動	4※2	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 冷温停止※1 燃料交換※1		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに



〔5号カ〕

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (片トリップ系)	要求される措置	完了時間
2. 出力領域モニタ	起動	3※3	A1. 高温停止にする。	24 時間
a. 中性子束高	運転		A1. 起動にする。	12 時間
b. 中性子束低	運転	3※3	A1. 起動にする。	12 時間
c. 機器動作不能	運転, 起動	3※3	A1. 高温停止にする。	24 時間
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
4. 原子炉水位低 (レベル3)	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
5. 主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12 時間
6. 格納容器圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
7. スクラム・ディ スチャージボリ ューム水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 低温停止※1 燃料交換※1		A1. 1 体以上の燃料が装荷 されているセルに挿 入可能な制御棒の全 挿入操作を開始する。	速やかに
8. タービン主蒸気 止め弁閉	原子炉熱出力 30%相当以上※ 4	4	A1. 原子炉熱出力 30%相 当未満にする。	8 時間
9. タービン蒸気加 減弁急速閉	原子炉熱出力 30%相当以上※ 4	4	A1. 原子炉熱出力 30%相 当未満にする。	8 時間
a. 油圧 b. 電磁弁励磁位 置				
10. 主蒸気管放射能 高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
11. 復水器真空度低	運転	2	A1. 起動にする。	12 時間
12. 地震加速度大	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
a. 原子炉建屋地 下 1 階床水平 b. 原子炉建屋地 下 1 階床鉛直	高温停止※1 低温停止※1 燃料交換※1		A1. 1 体以上の燃料が装荷 されているセルに挿 入可能な制御棒の全 挿入操作を開始する。	速やかに
13. 原子炉モードス イッチ「停止」位 置	運転, 起動	1※3	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 低温停止※1 燃料交換※1		A1. 1 体以上の燃料が装荷 されているセルに挿 入可能な制御棒の全 挿入操作を開始する。	速やかに
14. スクラム回路	運転, 起動	2 (自動スクラム) 1 (手動スクラム)	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※1 低温停止※1 燃料交換※1		A1. 1 体以上の燃料が装荷 されているセルに挿 入可能な制御棒の全 挿入操作を開始する。	速やかに

※1：1 体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又

は全燃料が取り出されている場合を除く。

- ※2：片系4チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は3とする。
- ※3：片系3チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は2とする。
- ※4：タービン入口蒸気第1段圧力が約1.27MP a [gage]（原子炉熱出力の約30%相当）以上で運転している時。
- ※5：原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

〔6号炉〕

表 27-3-1

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (片トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 起動領域モニタ	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24 時間
a. 原子炉周期 (ペリオド) 短	高温停止 <sup>*1</sup> 低温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1 体以上の燃料が装荷 されているセルに挿 入可能な制御棒の全 挿入操作を開始する。	速やかに
b. 機器動作不能	起動	4 <sup>*2</sup>	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止 <sup>*1</sup> 低温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1 体以上の燃料が装荷 されているセルに挿 入可能な制御棒の全 挿入操作を開始する。	速やかに
2. 出力領域モニタ	起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24 時間
a. 中性子束高 (a) 中性子束	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12 時間
(b) 熱流束相当	運転	3 <sup>*3</sup>	A1. 起動にする。	12 時間
b. 機器動作不能	運転, 起動	3 <sup>*3</sup>	A1. 高温停止にする。	24 時間
3. 原子炉圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
4. 原子炉水位低 (レベル 3)	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
5. 主蒸気隔離弁閉	運転	8	A1. 起動にする。	12 時間
6. 格納容器圧力高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
7. スクラム・ディ スチャージボリ ューム水位高	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止 <sup>*1</sup> 低温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1 体以上の燃料が装荷 されているセルに挿 入可能な制御棒の全 挿入操作を開始する。	速やかに
8. タービン主蒸気 止め弁閉	原子炉熱出力 30%相当以上 <sup>*4</sup>	4	A1. 原子炉熱出力 30%相 当未満にする	8 時間
9. タービン蒸気加 減弁急速閉	原子炉熱出力 30%相当以上 <sup>*4</sup>	4	A1. 原子炉熱出力 30%相 当未満にする	8 時間
a. 油圧 b. 電磁弁励磁位 置				
10. 主蒸気管放射能 高	運転, 起動	2	A1. 高温停止にする。	24 時間
11. 地震加速度大	運転, 起動	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
a. 原子炉建屋地 下 2 階床水平 b. 原子炉建屋地 下 2 階床鉛直	高温停止 <sup>*1</sup> 低温停止 <sup>*1</sup> 燃料交換 <sup>*1</sup>		A1. 1 体以上の燃料が装荷 されているセルに挿 入可能な制御棒の全 挿入操作を開始する。	速やかに

〔6号カ〕

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (片トリップ系)	要求される措置	完了時間
12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置	運転、起動	1※ <sup>1)</sup>	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※ <sup>1)</sup> 低温停止※ <sup>1)</sup> 燃料交換※ <sup>1)</sup>		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
13. スクラム回路	運転、起動	2 (自動スクラム) 1 (手動スクラム)	A1. 高温停止にする。	24 時間
	高温停止※ <sup>1)</sup> 低温停止※ <sup>1)</sup> 燃料交換※ <sup>1)</sup>		A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに

※1：1 体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：片系4チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は3とする。

※3：片系3チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は2とする。

※4：タービン入口蒸気第1段圧力が約 1.27MPa [gage]（原子炉熱出力の約 30%相当）以上で運転している時。

※5：原子炉モードスイッチは1つであり、その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

## 2. 起動領域モニタ計装

起動領域モニタ計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

[5号カ]

表 27 3 2

要素	適用される状態		動作可能であるべきチャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
起動領域モニタ	中性子源領域でかつ原子炉の状態が「起動」		8※1	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 起動領域モニタを動作可能な状態に復帰させる。 又は A2. 制御棒引抜操作を中止する。	4 時間  速やかに
				B. 動作不能チャンネルが6つの場合	B1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに
				C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24 時間
	原子炉の状態が「高温停止」又は「冷温停止」		2※2	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。	1 時間  1 時間
	原子炉の状態が「燃料交換」	炉心変更が実施されていない場合	2※2※3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに
炉心変更が実施されている場合		2※3※4	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. 制御棒挿入及び燃料取出以外の炉心変更を中止する。 及び A2. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに  速やかに	

※1：8チャンネルのうち、2チャンネルバイパス（片トリップ系で1チャンネル）可能設備のため、2チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。

※2：異なる1／4炉心の2チャンネル。

※3：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合、当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。

※4：炉心変更が実施されている1／4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1／4炉心の1チャンネル。

[ 6 号カ ]

表 27 3 2

要素	適用される状態	動作可能であるべきチャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
起動領域モニタ	中性子源領域でかつ原子炉の状態が「起動」	8※1	A. 動作不能チャンネルが 1 つ以上の場合	A1. 起動領域モニタを動作可能な状態に復帰させる。 又は A2. 制御棒引抜操作を中止する。	4 時間  速やかに
			B. 動作不能チャンネルが 6 つの場合	B1. 制御棒引抜操作を中止する。	速やかに
			C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24 時間
	原子炉の状態が「高温停止」又は「冷温停止」	2※2	A. 動作不能チャンネルが 1 つ以上の場合	A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。 及び A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。	1 時間  1 時間
	原子炉の状態が「燃料交換」	2※2※3	A. 動作不能チャンネルが 1 つ以上の場合	A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに
		2※3※4	A. 動作不能チャンネルが 1 つ以上の場合	A1. 制御棒挿入及び燃料取出以外の炉心変更を中止する。 及び A2. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。	速やかに  速やかに

※1：8チャンネルのうち、2チャンネルバイパス（片トリップ系で1チャンネル）可能設備のため、2チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。

※2：異なる1／4炉心の2チャンネル。

※3：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合、当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。

※4：炉心変更が実施されている1／4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1／4炉心の1チャンネル。

### 3. 非常用炉心冷却系計装

[5号炉]

#### (1) 炉心スプレイ系計装

炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、炉心スプレイ系（炉心スプレイポンプA、B及び注入弁）を作動させる為の全てのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表 27 3 3 1

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低（レベル1）	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24 時間
				又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	24 時間
				又は A3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12 時間
				又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。	12 時間
				又は B3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間



〔5号カ〕

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条 件	要求される措置	完了時間
2. 格納容器 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12 時間  12 時間  12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間
3. 原子炉圧 力低 (注入可)		4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12 時間  12 時間  12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間

〔5号カ〕

(2) 低圧注水系計装

低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、低圧注水系（低圧注水ポンプA、B、C、D及び注入弁）を作動させる為の全てのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表 27-3-3-2

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低（レベル1）	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間  12 時間  12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 低圧注水系を動作不能とみなす。	1 時間

〔5号カ〕

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条件	要求される措置	完了時間
2. 格納容器 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間  12 時間  12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 低圧注水系を動作不能とみなす。	1 時間
		4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 低圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間  12 時間  12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 低圧注水系を動作不能とみなす。	1 時間
3. 原子炉圧力低（注入可）					

[5号加]

(3) 高圧注水系計装

高圧注水系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、高圧注水系を作動させるための全てのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表 27 3 3 3

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低（レベル2）	運転起動 <sup>*1</sup> 高温停止 <sup>*1</sup>	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間  12 時間  12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧注水系を動作不能とみなす。	1 時間

〔5号規〕

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	条 件	要求される措置	完了時間
2. 格納容器 圧力高	運転 起動※ <sup>1</sup> 高温停止 ※ <sup>1</sup>	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧注水系を動作不能とみなす。	12 時間  12 時間  12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧注水系を動作不能とみなす。	1 時間

※1：原子炉圧力が1.04MPa〔gage〕以上の時。

〔5号カ〕

(4) 自動減圧系計装

自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理※<sup>1</sup>毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27-3-3-4

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	運転 起動※ <sup>2</sup> 高温停止※ <sup>2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は  A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が、それぞれ動作不能の場合、又は、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間
2. 格納容器 圧力高		2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。  又は  A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が、それぞれ動作不能の場合、又は、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

〔5号カ〕

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(論理毎)	条 件	要求される措置	完了時間
3. 自動減圧系始動タイム	運転起動 <sup>※2</sup> 高温停止 <sup>※2</sup>	1	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が、それぞれ動作不能の場合、又は、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間
4. 炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力高 <sup>※3</sup>		6 <sup>※3</sup>	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高圧注水系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が、それぞれ動作不能の場合、又は、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

※1：本条における論理とは、当該系統・設備を作動させる為のセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。

※2：原子炉圧力が0.78MPa〔gage〕以上の時。

※3：ポンプ吐出圧力高については、炉心スプレイ系2チャンネル及び残留熱除去系4チャンネルをいう。

〔6号カ〕

(1) 低圧炉心スプレイ系計装

低圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、低圧炉心スプレイ系を作動させる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27-3-3-1

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低（レベル1）	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間
		2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間
3. 注水弁両側差圧低（注水可）		1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間



〔6号カ〕

(2) 低圧注水系計装

低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎のポンプ及び弁を作動させる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27-3-3-2

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)※ 1	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1 時間
2. 格納容器 圧力高		2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1 時間
3. 注入弁両側差圧低 (注入可)		1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。	1 時間

※1：系列毎とは低圧注水系においてA系、B系、C系をいう。

[ 6 号 炉 ]

( 3 ) 高圧炉心スプレイ系計装

高圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、高圧炉心スプレイ系を作動させる為の全てのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－3－3－3

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低 (レベル 2)	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが 1 つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが 1 つの場合	B1. 少なくとも 1 つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12 時間  12 時間  12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが 2 つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間

〔6号カ〕

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	条件	要求される措置	完了時間
2. 格納容器 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	24 時間
				又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	24 時間
				又は A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12 時間
				又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。	12 時間
				又は B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	1 時間

〔6号カ〕

(4) 自動減圧系計装

自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理※<sup>1</sup>毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27-3-3-4

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低 (レベル1)	運転 起動※ <sup>2</sup> 高温停止 ※ <sup>2</sup>	2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復帰する。 又は A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が、それぞれ動作不能の場合又は、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間
2. 格納容器 圧力高		2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復帰する。 又は A2. 当該チャンネルをトリップする。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間  10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が、それぞれ動作不能の場合又は、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

〔6号炉〕

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条 件	要求される措置	完了時間
3. 自動減圧系始動タイマ	運転 起動※ <sup>2</sup> 高温停止 ※ <sup>2</sup>	1	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が、それぞれ動作不能の場合又は、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間
4. 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高 又は 残留熱除去系ポンプ吐出圧力高※ <sup>3</sup>	運転 起動※ <sup>2</sup> 高温停止 ※ <sup>2</sup>	4※ <sup>3</sup>	A. いずれかの論理が動作不能の場合	A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。	10日間 ただし 高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間
			B. 両方の論理が、それぞれ動作不能の場合又は、条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。	1時間

※1：本条における論理とは、当該系統・設備を作動させる為のセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。

※2：原子炉圧力が0.84MPa [gage]以上の時。

※3：ポンプ吐出圧力高については、自動減圧系A系は低圧炉心スプレイ系2チャンネル及び残留熱除去系2チャンネル、自動減圧系B系は残留熱除去系4チャンネルをいう。

#### 4. 格納容器隔離系計装

[5号炉]

##### (1) 主蒸気隔離弁計装

主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、主蒸気隔離弁を隔離させるための全てのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

- (A) 片トリップ系に、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、24 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。
- (B) 両トリップ系に、動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、12 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。
- (C) 片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は、1 時間以内に当該トリップ系を復旧するか、トリップする。
- (D) 上記 (A)、(B) 又は (C) の措置を達成できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-4-1

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
			及び A2. 冷温停止にする。	36 時間
2. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。	24 時間
			及び A2. 冷温停止にする。	36 時間
3. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。	12 時間
			又は A2. 1. 高温停止にする。	24 時間
			及び A2. 2. 冷温停止にする。	36 時間
4. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	16	A1. 高温停止にする。	24 時間
			及び A2. 冷温停止にする。	36 時間
5. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12 時間

〔5号カ〕

(2) 格納容器隔離系計装

A. 主蒸気管ドレン系及び炉水サンプル系

主蒸気管ドレン系及び炉水サンプル系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側又は外側の隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

(A) 内側隔離論理又は外側隔離論理に、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、24時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

(B) 内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに、同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合又は内側隔離論理及び外側隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は、1時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。

(C) 上記(A)又は(B)の措置を達成できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-4-2-A

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常 低 (レベル2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
b. 主蒸気管放射能 高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
d. 主蒸気管トンネル温度高	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 起動にする。	12 時間  12 時間

〔5号カ〕

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能であるべ きチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
2. 炉水サンプル系 a. 原子炉水位異常 低（レベル2）	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
b. 主蒸気管放射能 高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
d. 主蒸気管トンネ ル温度高	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 起動にする。	12 時間  12 時間



〔5号カ〕

B. 原子炉冷却材浄化系，不活性ガス系，残留熱除去系及び廃棄物処理系

原子炉冷却材浄化系，不活性ガス系，残留熱除去系及び廃棄物処理系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて「原子炉建屋放射能高」の要素以外については，（A），（B），（C）又は（F）の措置を講じ，「原子炉建屋放射能高」の要素については，（D），（E）又は（F）の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，内側及び外側の両方の隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

- （A）片トリップ系に，動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は，12時間以内に動作可能な状態に復旧し復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。
- （B）両トリップ系に，動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は，6時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。
- （C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，1時間以内に当該トリップ系を復旧するか，トリップする。
- （D）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが1つある場合は，10日間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。
- （E）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが2つある場合は，1時間以内にいずれかのチャンネルを復旧するか，トリップする。
- （F）上記（A），（B），（C），（D）又は（E）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

[5号カ]

表 27 3 4 2 B

要 素	適 用 さ れ る 原 子 炉 の 状 態	動 作 可 能 で あ る べ き チ ャ ン ネ ル 数	要 求 さ れ る 措 置	完 了 時 間
1. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
2. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
b. 格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
c. 原子炉建屋放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
3. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
b. 格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
4. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
b. 格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間

〔5号カ〕

（3）原子炉建屋隔離系計装

原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて「原子炉建屋放射能高」の要素以外については、（A）、（B）、（C）、（F）、（G）又は（H）の措置を講じ、「原子炉建屋放射能高」の要素については、（D）、（E）、（F）、（G）、（H）又は（I）の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉建屋隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

- （A）片トリップ系に、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、12 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。
- （B）両トリップ系に、それぞれ動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、6 時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。
- （C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は、1 時間以内に当該トリップ系を復旧するか、トリップする。
- （D）原子炉建屋放射能高に、動作不能チャンネルが1つある場合は、10 日間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。
- （E）原子炉建屋放射能高に、動作不能チャンネルが2つある場合は、1 時間以内にいずれかのチャンネルを復旧するか、トリップする。
- （F）上記（A）、（B）又は（D）の措置を達成できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。
- （G）上記（C）又は（E）の措置を達成できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じ、かつ 10 日間以内にトリップ機能を復旧する。
- （H）原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、（F）又は（G）の要求される措置を完了時間内に達成できない場合は、24 時間以内に高温停止かつ 36 時間以内に低温停止する。
- （I）炉心変更時<sup>\*1</sup>又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、（F）又は（G）の措置を完了時間内に達成できない場合は、速やかに炉心変更<sup>\*1</sup>及び原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。

〔5号カ〕

表 27 3 4 3

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	4	A1. 1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動にて隔離できることを確認する。 及び A1. 2. 非常用ガス処理系 1 系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに   速やかに  速やかに
2. 格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A1. 1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動にて隔離できることを確認する。 及び A1. 2. 非常用ガス処理系 1 系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに   速やかに  速やかに
3. 原子炉建屋放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>※1</sup> 又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時	2	A1. 1. 原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、手動にて隔離できることを確認する。 及び A1. 2. 非常用ガス処理系 1 系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 非常用ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに   速やかに  速やかに

※1：停止余裕確認後の制御棒 1 本の挿入・引拔を除く。

〔6号カ〕

(1) 主蒸気隔離弁計装

主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて次の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、主蒸気隔離弁を隔離させるための全てのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

(A) 片トリップ系に、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、24時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

(B) 両トリップ系に、動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は、12時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ、いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

(C) 片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は、1時間以内に当該トリップ系を復旧するか、トリップする。

(D) 上記(A)、(B)又は(C)の措置を達成できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27 3 4 1

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
2. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
3. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	16	A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間 24 時間 36 時間
4. 主蒸気管トンネル 温度高	運転 起動 高温停止	40	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間
5. 主蒸気管圧力低	運転	4	A1. 起動にする。	12 時間
6. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	4	A1. 高温停止にする。 及び A2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

〔6号カ〕

(2) 格納容器隔離系計装

格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム）」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）」の要素以外については、(A)、(B)又は(E)の措置を講じ、「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム）」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）」の要素については、(C)、(D)又は(E)の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、内側又は外側の隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

- (A) 内側隔離論理又は外側隔離論理に、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、「原子炉水位低（レベル3）」及び「格納容器圧力高」の要素については12時間以内、それ以外の要素については24時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。
- (B) 内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに、同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合又は内側隔離論理及び外側隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は、1時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。
- (C) 内側隔離論理又は外側隔離論理に、動作不能チャンネルが1つある場合は、10日以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。
- (D) 内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに、動作不能チャンネルが2つある場合は、1時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも1つのチャンネルを復旧するか、トリップする。
- (E) 上記(A)、(B)、(C)又は(D)の措置を達成できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

〔6号カ〕

表 27 3 4 2

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
1. 主蒸気管ドレン系 a. 原子炉水位異常低 (レベル2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 低温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間

〔6号カ〕

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能 であるべきチ ャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする	12 時間  24 時間  36 時間
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
d. 主蒸気管トンネル 温度高	運転 起動 高温停止	20	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 起動にする。	12 時間  12 時間
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
2. 炉水サンプル系 a. 原子炉水位異常低 (レベル 2)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
b. 主蒸気管放射能高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする	12 時間  24 時間  36 時間
c. 主蒸気管流量大	運転 起動 高温停止	8	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間

〔6号カ〕

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能 であるべきチ ャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
d. 主蒸気管トンネル 温度高	運転 起動 高温停止	20	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
e. 主蒸気管圧力低	運転	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 起動にする。	12 時間  12 時間
f. 復水器真空度低	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
3. 原子炉冷却材浄化系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
4. 不活性ガス系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
b. 格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
c. 原子炉建屋放射能 高(原子炉建屋換気 系排気口プレナム)	運転 起動 高温停止	2 <sup>*1</sup>	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間
d. 原子炉建屋放射能 高(燃料取扱エリア ダクト) <sup>*3</sup>	運転 起動 高温停止	2 <sup>*2</sup>	A1. 当該ラインを隔離する。 又は A2. 1. 高温停止にする。 及び A2. 2. 冷温停止にする。	12 時間  24 時間  36 時間



〔6号カ〕

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能 であるべき チャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12 時間
			又は A2. 1. 高温停止にする。	24 時間
			及び A2. 2. 冷温停止にする。	36 時間
b. 格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12 時間
			又は A2. 1. 高温停止にする。	24 時間
			及び A2. 2. 冷温停止にする。	36 時間
6. 廃棄物処理系 a. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12 時間
			又は A2. 1. 高温停止にする。	24 時間
			及び A2. 2. 冷温停止にする。	36 時間
b. 格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 当該ラインを隔離する。	12 時間
			又は A2. 1. 高温停止にする。	24 時間
			及び A2. 2. 冷温停止にする。	36 時間

※1：2チャンネルは、内側隔離論理を動作させるべきチャンネル数

※2：2チャンネルは、外側隔離論理を動作させるべきチャンネル数

※3：高線量当量率物品の移動時を除く。

〔6号カ〕

（3）原子炉建屋隔離系計装

原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その状態に応じて「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム）」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）」の要素以外については、（A）、（B）、（E）、（F）又は（G）の措置を講じ、「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム）」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）」の要素については、（C）、（D）、（E）、（F）、（G）又は（H）の措置を講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、A系又はB系による原子炉建屋隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

- （A）A系隔離論理又はB系隔離論理に、動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は、12時間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。
- （B）A系隔離論理及びB系隔離論理のそれぞれに、同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合又はA系隔離論理及びB系隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は、1時間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。
- （C）A系隔離論理又はB系隔離論理に、動作不能チャンネルが1つある場合は、10日間以内に動作可能な状態に復旧し、復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。
- （D）A系隔離論理及びB系隔離論理のそれぞれに、動作不能チャンネルが2つある場合は、1時間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つのチャンネルを復旧するか、トリップする。
- （E）上記（A）又は（C）の措置を達成できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じる。
- （F）上記（B）又は（D）の措置を達成できない場合は、下表の要求される措置を完了時間内に講じ、かつ10日間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。
- （G）原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、（E）又は（F）の要求される措置を完了時間内に達成できない場合は、24時間以内に高温停止かつ36時間以内に冷温停止にする。
- （H）炉心変更時<sup>\*1</sup>又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、（E）又は（F）の措置を完了時間内に達成できない場合は、速やかに炉心変更<sup>\*1</sup>及び原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。

[ 6 号カ]

表 27 3 4 3

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能 であるべきチ ャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 1. 原子炉建屋給排気隔離弁 の動作確認を行い、手動 にて隔離できることを確 認する。  及び A1. 2. 非常用ガス処理系 1 系列 を動作可能な状態とす る。  又は A2. 非常用ガス処理系を動作不 能とみなす。	速やかに   速やかに  速やかに
2. 格納容器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 1. 原子炉建屋給排気隔離弁 の動作確認を行い、手動 にて隔離できることを確 認する。  及び A1. 2. 非常用ガス処理系 1 系列 を動作可能な状態とす る。  又は A2. 非常用ガス処理系を動作不 能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに
3. 原子炉建屋放射 能高 (原子炉建屋換 気系排気ロブレ ナム)	運転 起動 高温停止 关心変更時※ ! 又は 原子炉建屋 内で照射さ れた燃料に 係る作業時	2※2	A1. 1. 原子炉建屋給排気隔離弁 の動作確認を行い、手動 にて隔離できることを確 認する。  及び A1. 2. 非常用ガス処理系 1 系列 を動作可能な状態とす る。  又は A2. 非常用ガス処理系を動作不 能とみなす。	速やかに  速やかに  速やかに

〔6号カ〕

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能 であるべき チャンネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
4. 原子炉建屋放射 能高 (燃料取替エリ アダクト) ※3	運転 起動 高温停止 炉心変更時※ 1又は 原子炉建屋 内で照射さ れた燃料に 係る作業時	2※4	A1. 1. 原子炉建屋給排気隔離弁 の動作確認を行い、手動 にて隔離できることを 確認する。 及び A1. 2. 非常用ガス処理系 1 系列 を動作可能な状態とす る。 又は A2. 非常用ガス処理系を動作不 能とみなす。	速やかに       速やかに       速やかに

※1：停止余裕確認後の制御棒 1 本の挿入・引抜を除く。

※2：2 チャンネルは、B 系隔離論理を動作させるべきチャンネル数

※3：高線量当量率物品の移動時を除く。

※4：2 チャンネルは、A 系隔離論理を動作させるべきチャンネル数

## 5. その他の計装

### 〔5号炉〕

#### （1）非常用ディーゼル発電機計装

非常用ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎の非常用ディーゼル発電機を動作させるための全てのチャンネル数をいう。

表 27-3-5-1

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条 件	要求される措置	完了時間
1. 非常用交流高圧電源母線低電圧	運転 起動 高温停止 及び 第66条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	1 時間  1 時間
			B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
2. 原子炉水位異常低 (レベル 1)	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12 時間
				又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。	12 時間
				又は B3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1 時間

〔5号別〕

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能で あるべきチ ャンネル数 (系列毎)	条 件	要求される措置	完了時間
3. 格納容器 圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系 に動作不能チ ャンネルが1 つの場合	A1. チャンネルを動作可能な 状態に復旧する。	24 時間
				又は A2. 動作不能チャンネルをトリ ップする。	24 時間
				又は A3. 当該非常用ディーゼル発 電機を動作不能とみなす。	24 時間
			B. 両トリップ系 にそれぞれ動 作不能チン ネルが1つの 場合	B1. 少なくとも1つのチン ネルを動作可能な状態に 復旧する。	12 時間
				又は B2. いずれかの動作不能チ ャンネルをトリップする。	12 時間
				又は B3. 当該非常用ディーゼル発 電機を動作不能とみなす。	12 時間
			C. 片トリップ系 に動作不能チ ャンネルが2 つの場合	C1. 当該非常用ディーゼル発 電機を動作不能とみなす。	1 時間

〔5号カ〕

(2) 原子炉隔離時冷却系計装

原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉隔離時冷却系を作動させる為の全てのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表 27 3 5 2

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (両トリップ系)	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位異常低 (レベル2)	運転 起動※1 高温停止※1	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	24 時間 24 時間 24 時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。 又は B3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	12 時間 12 時間 12 時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。	1 時間

※1：原子炉圧力が1.04MPa [gage]以上の時。

〔5号〕

(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装

原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27-3-5-3

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条 件	要求される措置	完了時間
1. タービン 主蒸気止め 弁閉	原子炉熱出力 30%相当以上※1	4	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間  10日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2時間
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	8時間
2. タービン 蒸気加減弁 急速閉 a. 油圧		2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間  10日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2時間
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	8時間



〔5号カ〕

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条 件	要求される措置	完了時間
2. タービン蒸気加減弁急速閉 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力 30%相当以上※1	2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間  10日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2時間
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	8時間

※1：タービン入口蒸気第1段圧力が約 1.27MPa [gage] (原子炉熱出力の約 30%相当) 以上で運転している時。

#### (4) 制御棒引抜監視装置計装

制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-5-4

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
1. 制御棒引抜阻止 a. 中性子束高 b. 機器動作不能 c. 中性子束低	原子炉熱出力 30%相当以上	2※1	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. 動作不能チャンネルをトリップする。	1時間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 制御棒の引抜操作を行わない。	速やかに

※1：2チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は1とする。

〔5号カ〕

(5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、タービン駆動給水ポンプ・主タービンをトリップさせる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27-3-5-5

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位高 (レベル8)	原子炉熱出力30%相当以上	3	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	10日間  10日間
			B. 動作不能チャンネルが2つ以上の場合	B1. 高水位トリップ機能を動作可能な状態に復旧する。	2時間
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を30%相当未満にする。	8時間

〔5号炉〕

(6) 中央制御室非常用換気空調系計装

中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、当該原子炉※<sup>1</sup>の中央制御室非常用換気空調系を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

表27-3-5-6

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉建屋放射能高	運転 起動 高温停止 炉心変更時※ <sup>2</sup> 又は 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時	2	A. 動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。 又は A3. 当該原子炉※ <sup>1</sup> の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	10日間  10日間  10日間
			B. 動作不能チャンネルが2つの場合	B1. 少なくとも1チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当該原子炉※ <sup>1</sup> の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間  1時間

※1：5号炉及び6号炉の中央制御室非常用換気空調系をいう。

※2：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

〔5号規〕

(7) 事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27 3 5 7

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能で あるべきチ ャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧 力	運転 起動	2	A. 動作不能チャ ンネルが1つ の場合	A1. チャンネルを動作可能な 状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件Aで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 当該計器が動作不能状態 であることを明確にする ような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャ ンネルが2つ の場合	C1. 少なくとも1つのチャ ンネルを動作可能な状態に 復旧する。	10 日間
			D. 条件Cで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	D1. 高温停止にする。	24 時間
2. 原子炉水 位 (広帯域)		2※1	A. 動作不能チャ ンネルが1つ の場合	A1. チャンネルを動作可能な 状態に復旧する。	30 日間
3. 原子炉水 位 (燃料域)			B. 条件Aで要 求される措置 を完了時間内 に達成できな い場合	B1. 当該計器が動作不能状態 であることを明確にする ような措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャ ンネルが2つ の場合	C1. 少なくとも1つのチャ ンネルを動作可能な状態に 復旧する。	10 日間
			D. 条件Cで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	D1. 高温停止にする。	24 時間

※1：1チャンネルは記録計，1チャンネルは指示計。

[5号カ]

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能 であるべき チャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
4. 格納容器 圧力	運転 起動	1	A. チャンネルが 動作不能な場 合	A1. チャンネルを動作可能な状 態に復旧する。	10 日間
			B. 条件 A で要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 高温停止にする。	24 時間
5. 格納容器 雰囲気線量 当量率		2	A. 動作不能チャ ンネルが 1 つ の場合	A1. チャンネルを動作可能な状 態に復旧する。	30 日間
			B. 条件 A で要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 当該計器が動作不能状態で あることを明確にするよう な措置を開始する。	速やかに
			C. 動作不能チャ ンネルが 2 つ の場合	C1. 少なくとも 1 つのチャンネ ルを動作可能な状態に復旧 する。	10 日間
			D. 条件 C で要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	D1. 動作不能チャンネルを動作 可能な状態に復旧する点検 計画を作成する。	速やかに

〔6号炉〕

(1) 非常用ディーゼル発電機計装

非常用ディーゼル発電機計装又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、系列毎の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

表 27-3-5-1

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能で あるべきチ ャンネル数 (系列毎)	条 件	要求される措置	完了時間
1. 非常用デ ィーゼル発 電機計装 a. 非常用 交流高圧電 源母線低電 圧	運転 起動 高温停止 及び 第 66 条で要 求される非 常 用 交 流 高 圧 電 源 母 線 の 要 求 が あ る 期 間	3	A. 動作不能チャ ンネルが 1 つ 以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状 態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップす る。	1 時間  1 時間
			B. 条件 A で要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電 機を動作不能とみなす。	速やかに
b. 原子炉 水位異常低 (レベル 1)	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャ ンネルが 1 つ の場合	A1. チャンネルを動作可能な状 態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリ ップする。 又は A3. 当該非常用ディーゼル発電 機を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 動作不能チャ ンネルが 2 つ の場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電 機を動作不能とみなす。	1 時間
c. 格納容 器圧力高	運転 起動 高温停止	2	A. 動作不能チャ ンネルが 1 つ の場合	A1. チャンネルを動作可能な状 態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリ ップする。 又は A3. 当該非常用ディーゼル発電 機を動作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 動作不能チャ ンネルが 2 つ の場合	B1. 当該非常用ディーゼル発電 機を動作不能とみなす。	1 時間

〔6号炉〕

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条件	要求される措置	完了時間
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装 a. 非常用交流高圧電源母線低電圧	運転 起動 高温停止 及び 第66条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間	3	A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。	1時間  1時間
			B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
b. 原子炉水位異常低 (レベル2)	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 又は A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	24時間  24時間  24時間
			B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合	B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	12時間
				又は B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。	12時間
				又は B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	12時間
			C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	1時間

〔6号カ〕

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能 であるべき チャンネル数 (系列毎)	条 件	要求される措置	完了時間
c. 格納容 器圧力高	運転 起動 高温停止	4	A. 片トリップ系 に動作不能チ ャンネルが1 つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状 態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリ ップする。 又は A3. 高圧炉心スプレイ系ディー ーゼル発電機を動作不能 とみなす。	24 時間
			B. 両トリップ系 にそれぞれ動 作不能チン ネルが1つの 場合	B1. 少なくとも1つのチン ネルを動作可能な状態に復 旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チン ネルをトリップする。 又は B3. 高圧炉心スプレイ系ディー ーゼル発電機を動作不能と みなす。	24 時間
					24 時間
					24 時間
			C. 片トリップ系 に動作不能チ ャンネルが2 つの場合	C1. 高圧炉心スプレイ系ディー ーゼル発電機を動作不能 とみなす。	12 時間
					12 時間



〔6号カ〕

(2) 原子炉隔離時冷却系計装

原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、原子炉隔離時冷却系を作動させるための全てのチャンネル数をいい、その半数が片トリップ系を構成する。

表 27-3-5-2

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能で あるべきチ ャンネル数 (両トリッ プ系)	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水 位異常低 (レベル2)	運転 起動※ <sup>1</sup> 高温停止※ <sup>1</sup>	4	A. 片トリップ系 に動作不能チ ャンネルが1 つの場合	A1. チャンネルを動作可能な 状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリ ップする。 又は A3. 原子炉隔離時冷却系を動 作不能とみなす。	24 時間  24 時間  24 時間
			B. 両トリップ系 にそれぞれ動 作不能チヤ ンネルが1つの 場合	B1. 少なくとも1つのチャ ンネルを動作可能な状態に 復旧する。 又は B2. いずれかの動作不能チャ ンネルをトリップする。 又は B3. 原子炉隔離時冷却系を動 作不能とみなす。	12 時間  12 時間  12 時間
			C. 片トリップ系 に動作不能チ ャンネルが2 つの場合	C1. 原子炉隔離時冷却系を動 作不能とみなす。	1 時間

※1：原子炉圧力が1.04MPa〔gage〕以上の時。

〔6号〕

(3) 原子炉再循環ポンプトリップ計装

原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、論理毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27 3 5 3

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条 件	要求される措置	完了時間
1. タービン 主蒸気止め 弁閉	原子炉熱出力 30%相当以上※1	4	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10 日間  10 日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2 時間
			C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	8 時間
2. タービン 蒸気加減弁 急速閉 a. 油圧		2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10 日間  10 日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2 時間
			C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	8 時間

〔6号カ〕

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (論理毎)	条件	要求される措置	完了時間
2. タービン蒸気加減弁急速閉 b. 電磁弁励磁位置	原子炉熱出力 30%相当以上※1	2	A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. 動作不能チャンネルをトリップする。	10日間  10日間
			B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ1つ以上の場合	B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。	2時間
			C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。	8時間

※1：タービン入口蒸気第1段圧力が約 1.27MPa [gage] (原子炉熱出力の約 30%相当) 以上で運転している時。

〔6号カ〕

(4) 制御棒引抜監視装置計装

制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27-3-5-4

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能で あるべきチ ャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
1. 制御棒引 抜阻止 a. 中性子 束高 b. 機器動 作不能 c. 中性子 束低	原子炉熱出 力 30%相当 以上	2※1	A. 動作不能チャ ンネルが1つ の場合	A1. 動作不能チャンネルをトリップする。	1時間
			B. 条件Aで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 制御棒の引抜操作を行わない。	速やかにこ ない。

※1：2チャンネルのうち、1チャンネルバイパス可能設備のため、1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は1とする。

(5) タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、タービン駆動給水ポンプ・主タービンをトリップさせる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27 3 5 5

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能で あるべきチ ャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉 水位高 (レベル8)	原子炉熱出 力 30%相当 以上	3	A. 動作不能チャ ンネルが1つ の場合	A1. チャンネルを動作 可能な状態に復旧 する。 又は A2. チャンネルをトリ ップする。	10日間  10日間
			B. 動作不能チャ ンネルが2つ以上 の場合	B1. 高水位トリップ 機能を動作可能な 状態に復旧する。	2時間
			C. 条件A又はBで要 求される措置を完 了時間内に達成で きない場合	C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にす る。	8時間

〔6号カ〕

(6) 中央制御室外原子炉停止装置計装

中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27 3 5 6

要 素	適用される原子炉の状態	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉圧力	運転 起動	A. 要素 1 つが動作不能の場合	A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。	30 日間
2. 原子炉隔離時冷却系流量		B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間
3. 原子炉隔離時冷却系制御				
4. 残留熱除去系流量				

〔6号炉〕

(7) 中央制御室非常用換気空調系計装

中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお、動作可能であるべきチャンネル数とは、5号炉及び6号炉の中央制御室非常用換気空調系の系列毎の全てのチャンネル数をいう。

表27-3-5-7

要 素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数 (系列毎)	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉 建屋放射 能高(原子 炉建屋換 気系排気 口プレナム)	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ※1 又は 原子炉建屋 内で照射さ れた燃料に 係る作業時	2	A. 動作不能チャンネルが 1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。 又は A3. 5号炉及び6号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	10日間  10日間  10日間
			B. 動作不能チャンネルが 2つの場合	B1. 少なくとも1チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 5号炉及び6号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間  1時間
2. 原子炉 建屋放射 能高(燃料 取替エリアダクト) ※2		2	A. 動作不能チャンネルが 1つの場合	A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は A2. チャンネルをトリップする。 又は A3. 5号炉及び6号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	10日間  10日間  10日間
			B. 動作不能チャンネルが 2つの場合	B1. 少なくとも1チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 5号炉及び6号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。	1時間  1時間

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

〔6号〕

(8) 事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生し、下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は、その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27 3 5 8

要 素	適用される 原子炉の状 態	動作可能で あるべきチ ャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
1. 原子炉 圧力 2. 原子炉 水位 (広帯域)	運転 起動	2	A. 動作不能チャ ンネルが1つ の場合	A1. チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件Aで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 当該計器が動作不能状 態であることを明確に するような措置を開始 する。	速やかに
			C. 動作不能チャ ンネルが2つ の場合	C1. 少なくとも1つのチャ ンネルを動作可能な状 態に復旧する。	10日間
			D. 条件Cで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	D1. 高温停止にする。	24時間
3. 原子炉 水位 (燃料域)		2※1	A. 動作不能チャ ンネルが1つ の場合	A1. チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	30日間
			B. 条件Aで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 当該計器が動作不能状 態であることを明確に するような措置を開始 する。	速やかに
			C. 動作不能チャ ンネルが2つ の場合	C1. 少なくとも1つのチャ ンネルを動作可能な状 態に復旧する。	10日間
			D. 条件Cで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	D1. 高温停止にする。	24時間

〔6号カ〕

要 素	適用される 原子炉の状態	動作可能 であるべき チャンネル数	条 件	要求される措置	完了時間
4. 格納容 器圧力	運転 起動	2	A. 動作不能チャ ンネルが1つ の場合	A1. チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件Aで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 当該計器が動作不能状 態であることを明確に するような措置を開始 する。	速やかに
			C. 動作不能チャ ンネルが2つ の場合	C1. 少なくとも1つのチャ ンネルを動作可能な状 態に復旧する。	10 日間
			D. 条件Cで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	D1. 高温停止にする。	24 時間
5. 格納容 器雰囲気 線量当量 率		2	A. 動作不能チャ ンネルが1つ の場合	A1. チャンネルを動作可能 な状態に復旧する。	30 日間
			B. 条件Aで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	B1. 当該計器が動作不能状 態であることを明確に するような措置を開始 する。	速やかに
			C. 動作不能チャ ンネルが2つ の場合	C1. 少なくとも1つのチャ ンネルを動作可能な状 態に復旧する。	10 日間
			D. 条件Cで要求 される措置を 完了時間内に 達成できない 場合	D1. 動作不能チャンネルを 動作可能な状態に復旧 する点検計画を作成す る。	速やかに

※1：1チャンネルは記録計，1チャンネルは指示計。



(原子炉再循環ポンプ)

## 第 28 条

原子炉<sup>i</sup>の状態が運転及び起動において、原子炉再循環ポンプは表 28－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉再循環ポンプが運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。1 台停止時には制御棒の引き抜き及び炉心流量の増加（停止した原子炉再循環ポンプの再起動時を除く）を行ってはならない。

(1) 当直長は、原子炉<sup>i</sup>の状態が運転及び起動において、原子炉再循環ポンプ 2 台運転時には 2 台の原子炉再循環ポンプ速度が図 28 に定める運転許容範囲内にあることを毎日 1 回確認する。

3. 当直長は、原子炉再循環ポンプが第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 28－2 の措置を講じる。

表 28－1

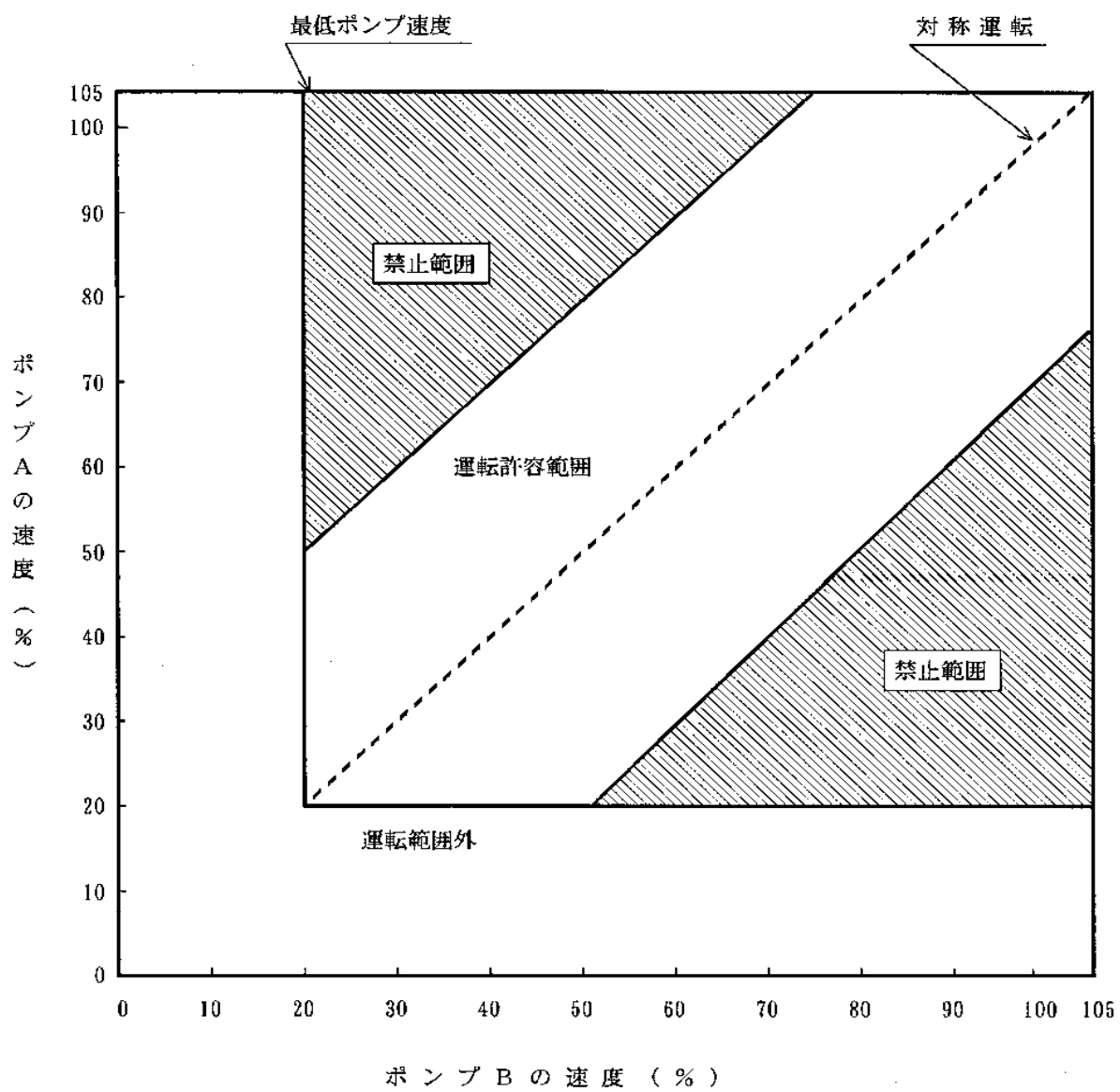
項 目	運転上の制限
原子炉再循環ポンプ	原子炉再循環ポンプ速度が図 28 に定める運転許容範囲内にあること

表 28－2

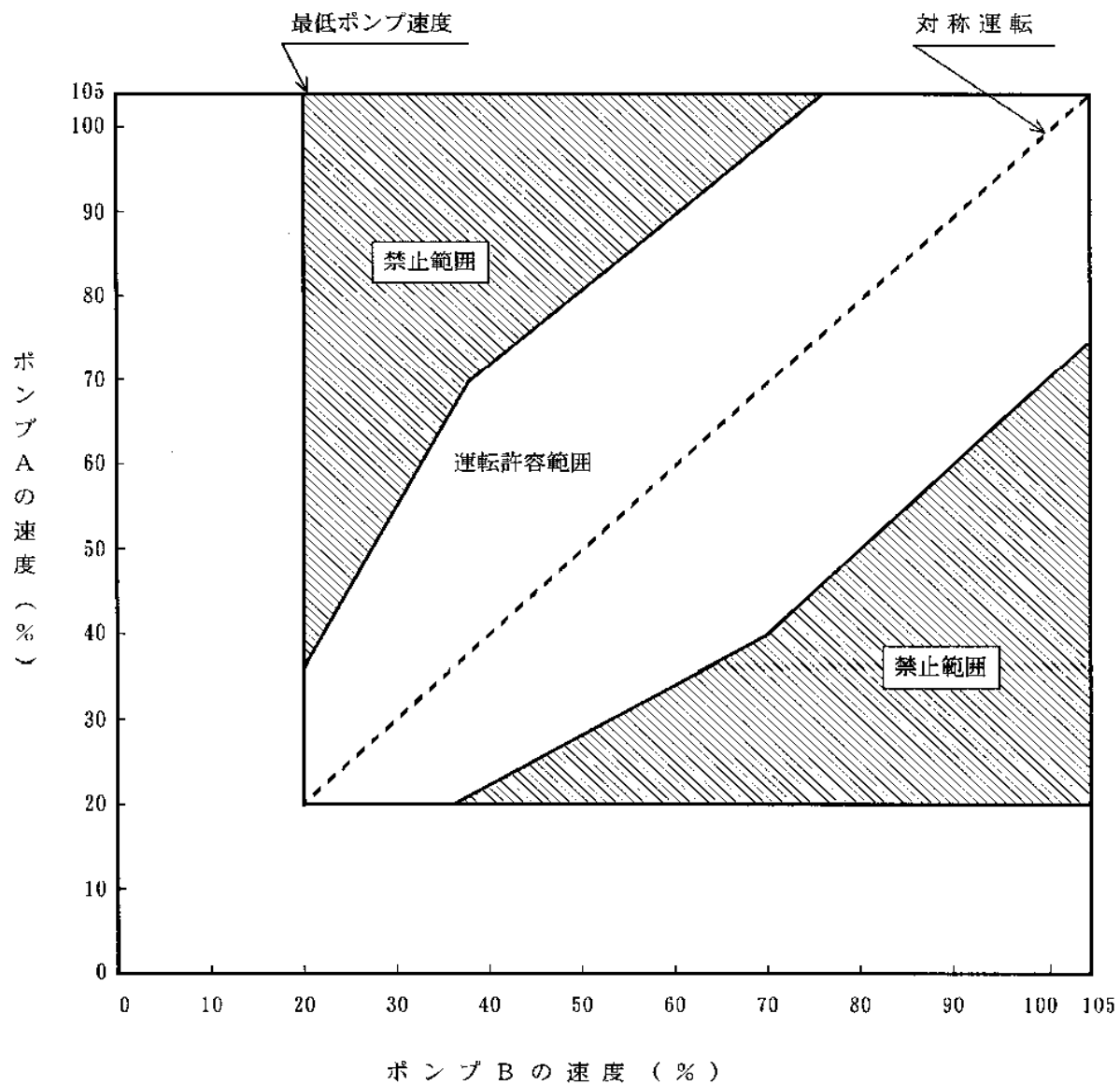
条 件	要求される措置	完了時間
A. 2 台の原子炉再循環ポンプ速度が図 28 の運転許容範囲内であることが確認できない場合	A1. 図 28 の運転許容範囲内に復旧する。	24 時間
	又は A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。	24 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 原子炉再循環ポンプ 2 台とも運転状態にない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間

図 28

1. 5 号機



2. 6号機



(ジェットポンプ)

## 第 29 条

原子炉熱出力が 30%以上において、ジェットポンプは、表 29-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. ジェットポンプが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。ただし、原子炉再循環ポンプ 1 台運転の場合は②の事項で確認する。

(1) 当直長は、原子炉熱出力が 30%以上において次の状態が 2 つ以上発生していないことを毎日 1 回確認する。

① 2 つの原子炉再循環ポンプ速度の差が 5 %以内である場合に、2 つの原子炉再循環ループ流量の差が 15%を超えている。

② 個々のジェットポンプ差圧が、各々の系統に属するジェットポンプ差圧の平均値に対し、その差が 20%を超えている。

③ 原子炉再循環ループ流量から求めた炉心流量とジェットポンプ総流量の差が 10%を超えている。

3. 当直長は、ジェットポンプが第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 29-2 の措置を講じる。

表 29-1

項 目	運転上の制限
ジェットポンプ	機能が健全であること

表 29-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 第 2 項で定める確認が実施出来ない場合(原子炉再循環ポンプ 1 台運転の場合を除く)	A1. 第 2 項の確認を実施する。	24 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は A1. の措置の結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合 又は 条件 A を除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合	B1. 高温停止にする。	24 時間

(主蒸気逃がし安全弁)

第 30 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、主蒸気逃がし安全弁は、表 30－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、主蒸気逃がし安全弁排気管の温度上昇は主蒸気逃がし安全弁の動作不能とはみなさない。

2. 主蒸気逃がし安全弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 原子炉 GM は、定検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の設定値が表 30－2 に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。<sup>※1</sup>

(2) 計測制御 GM は、定検停止時に、主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定値が表 30－2 に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。

3. 当直長は、主蒸気逃がし安全弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 30－3 の措置を講じる。

※ 1：主蒸気逃がし安全弁の取替を実施する場合は、定期検査前に本検査を行うことができる。

表 30－1

項 目	運転上の制限
主蒸気逃がし安全弁	動作可能であること

表 30－2

## 1. 5号炉

項 目	設 定 値
(1) 主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能	8.55MP a [gage]以下※2 (3 個) 7.78MP a [gage]以下※2 (3 個) 7.71MP a [gage]以下※2 (3 個) 7.64MP a [gage]以下※2 (2 個)
(2) 主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能	7.58MP a [gage]以下 (4 個) 7.51MP a [gage]以下 (3 個) 7.44MP a [gage]以下 (1 個)

## 2. 6号炉

項 目	設 定 値
(1) 主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能	8.30MP a [gage]以下※2 (4 個) 8.23MP a [gage]以下※2 (4 個) 8.16MP a [gage]以下※2 (4 個) 8.10MP a [gage]以下※2 (4 個) 7.78MP a [gage]以下※2 (2 個)
(2) 主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能	7.64MP a [gage]以下 (4 個) 7.58MP a [gage]以下 (4 個) 7.51MP a [gage]以下 (4 個) 7.44MP a [gage]以下 (4 個) 7.37MP a [gage]以下 (2 個)

※2：公称値

表 30－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1 弁以上の主蒸気逃がし安全弁が動作不能の場合	A1. 主蒸気逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 低温停止にする。	24 時間  36 時間

(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)

第 31 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は、表 31-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を 24 時間に 1 回確認する。
  - (2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合には、原子炉冷却材の漏えいがないことを格納容器冷却器ドレン流量計で 24 時間に 1 回及び格納容器内雰囲気微粒子モニタ又は雰囲気ガス監視装置で毎日 1 回確認する。ただし、原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合には、格納容器床排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。
  - (3) 計測制御 GM は、必要に応じて、格納容器床排水サンプ出口流量計及び格納容器機器排水サンプ出口流量計の点検を行う。
3. 当直長は、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 31-2 の措置を講じる。また、格納容器床排水サンプ出口流量計又は格納容器機器排水サンプ出口流量計の故障のために第 2 項で定める確認が実施できないと判断した場合は、表 31-3 の措置を講じる。

表 31-1

項 目	運転上の制限
格納容器内の原子炉冷却材 漏えい率	<p>(1) 格納容器床排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率（以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。）が <math>0.23\text{m}^3/\text{h}</math> 以下であること。</p> <p>(2) 格納容器床排水サンプ出口流量計と格納容器機器排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率の合計（以下「総漏えい率」という。）が <math>5.93\text{m}^3/\text{h}</math>（1 日平均）以下であること。</p>

表 31－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 又は 総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。	4 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間

表 31－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器機器排水サンプ出口流量計による監視不能の場合	A1. 不明確な箇所からの漏えい率が $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ を超えていないことを確認する。 及び A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。	速やかに その後 24 時間に 1 回  速やかに その後毎日 1 回
B. 格納容器床排水サンプ出口流量計による監視不能の場合	B1. 格納容器冷却器ドレン流量計による確認を行う。 及び B2. 格納容器内雰囲気微粒子モニタ又は雰囲気ガス監視装置による確認を行う。 及び B3. 格納容器機器排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率が $5.70 \text{ m}^3/\text{h}$ を超えていないことを確認する。	速やかに その後 24 時間に 1 回  速やかに その後毎日 1 回  速やかに その後 24 時間に 1 回
C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件 A 又は B で要求される措置を実施中に、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを示す有意な変化がある場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間



(非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視)

#### 第 32 条

原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力は、表 32-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系に関する確認時及び確認後 4 時間以内を除く。

2. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 原子炉 GM は、定検停止時に、供用中の漏えい又は水圧検査を実施し、その結果を当直長に通知する。

(2) 当直長は、原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力に有意な変動がないことを 1 ヶ月に 1 回確認する。

3. 当直長は、非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系の系統圧力が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 32-2 の措置を講じる。

表 32-1

項 目	運転上の制限
非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力	原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと

表 32-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお、講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。	4 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間

(原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度)

第 33 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度は、表 33-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 5・6 号放射線管理 GM は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において、原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度を 1 週間に 1 回測定し、その結果を当直長に通知する。

3. 当直長は、原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 33-2 の措置を講じる。

表 33-1

1. 5 号炉

項 目	運転上の制限
原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度	$7.7 \times 10^{-3} \text{ Bq/g}$ 以下

2. 6 号炉

項 目	運転上の制限
原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度	$4.6 \times 10^{-3} \text{ Bq/g}$ 以下

表 33-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度を制限値以内に復旧する。	2 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間

(原子炉停止時冷却系その1)

#### 第34条

原子炉の状態が高温停止であって原子炉圧力が付表34の条件において、原子炉停止時冷却系は、表34-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。

2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止であって、原子炉圧力が付表34の条件に適合したら、速やかに原子炉停止時冷却系2系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。

3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表34-2の措置を講じる。

表34-1

項 目	運転上の制限
原子炉停止時冷却系	2系列 <sup>※1</sup> が動作可能であること

※1：2系列とは、ポンプ2台、熱交換器1基（6号炉は2基）及び必要な弁並びに配管をいう。以下、第35条及び第36条において同じ。

付表34

#### 1. 5号炉

項 目	条 件
原子炉圧力	0.517MP a [gage] 以下

#### 2. 6号炉

項 目	条 件
原子炉圧力	0.93MP a [gage] 以下

表 34－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉停止時冷却系 1 系列 が動作不能の場合	A1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に 復旧させる措置を開始する。	速やかに
	及び A2. 冷温停止とする操作を開始する。	速やかに
B. 原子炉停止時冷却系 2 系列 が動作不能の場合	B1. 原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に 復旧させる措置を開始する。	速やかに
	及び B2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持で きる手段が確保されていることを確認す る。	速やかに その後 毎日 1 回

(原子炉停止時冷却系その2)

#### 第35条

原子炉の状態が冷温停止において、原子炉停止時冷却系は、表35-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、次の(1)又は(2)の場合は除く。

- (1) 原子炉停止時冷却系起動準備時
- (2) 原子炉の昇温を伴う検査時<sup>※1</sup>

2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の(1)又は(2)を実施する。

- (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止において、原子炉停止時冷却系1系列が運転中であることを12時間に1回確認する。また、原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日1回管理的手段により確認する。
- (2) 各GMは、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、当直長に通知する。当直長は、100℃未満であることを12時間に1回確認する。

3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表35-2の措置を講じる。

表35-1

項 目	運転上の制限
原子炉停止時冷却系	(1) 1系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで <sup>※2</sup> 、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること 又は (2) 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を100℃未満に保つことができること

表35-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後毎日1回

※1：原子炉の昇温を伴う検査時とは、原子炉冷却材の昇温開始から降温開始までの期間をいう。

※2：安全管理GMはあらかじめその期間を評価し、主任技術者の確認を得て、当直長に通知する。

(原子炉停止時冷却系その3)

第 36 条

原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系は、表 36－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。

2. 原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の（１）又は（２）を実施する。

（１）当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉停止時冷却系 1 系列が運転中であることを 12 時間に 1 回確認する。また、原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに 1 系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日 1 回管理的手段により確認する。

（２）各 GM は、原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合、停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し、当直長に通知する。当直長は、65℃以下であることを 12 時間に 1 回確認する。

3. 当直長は、原子炉停止時冷却系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 36－2 の措置を講じる。

表 36－1

項 目	運転上の制限
原子炉停止時冷却系	<p>（１） 1 系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに 1 系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること</p> <p>又は</p> <p>（２） 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却材温度を 65℃以下に保つことができること</p>

表 36－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後 毎日 1 回
	及び A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。 ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに
	及び A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において、少なくとも 1 つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに
	及び A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに
	及び A5. 非常用ガス処理系 1 系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに

(原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率)

第 37 条

原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率は、表 37－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。停止中の原子炉再循環ポンプ入口温度と原子炉冷却材温度の差が 28℃以内及び原子炉圧力に対する原子炉水飽和温度<sup>※1</sup>と原子炉圧力容器ドレンライン温度の差が 80℃以内でなければ原子炉再循環ポンプを起動してはならない。

(1) 技術GMは、原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により、原子炉圧力容器のぜい性遷移温度の推移を確認し、その結果に基づき、原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め、主任技術者の確認を得たのち、所長の承認を得て当直長に通知する。

(2) 当直長は、次の事項を確認する。

①原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査を実施する場合は、原子炉冷却材温度が(1)に定める値以上であることを1時間に1回確認する。

②原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止(65℃以上)において、原子炉冷却材温度変化率が、55℃/h以下であることを1時間に1回確認する。ここで原子炉冷却材温度変化率とは、原子炉冷却材温度の1時間毎の差分をいう。

3. 当直長は、原子炉冷却材温度又は原子炉冷却材温度変化率が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 37－2 の措置を講じる。

※1：供用中の漏えい又は水圧検査時は、原子炉圧力容器温度とする。

表 37－1

項 目	運転上の制限
原子炉冷却材温度	原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること
原子炉冷却材温度変化率	55℃/h 以下

表 37-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 供用中の漏えい又は水圧検査において、原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 加圧を停止する。 及び A2. 温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。	速やかに  速やかに
B. 原子炉の状態が起動、高温停止及び冷温停止（65℃以上）において、原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合	B1. 原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。	1 時間
C. 条件 B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間



(原子炉圧力)

第 38 条

原子炉の状態が運転及び起動において、原子炉圧力は、表 38－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬時の圧力変動を除く。

2. 原子炉圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、原子炉圧力を 24 時間に 1 回確認する。

3. 当直長は、原子炉圧力が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 38－2 の措置を講じる。

表 38－1

項 目	運転上の制限
原子炉圧力	7.03MP a [gage] 以下

表 38－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉圧力が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉圧力を制限値以内に復旧する。	15 分間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間

(非常用炉心冷却系その1)

### 第39条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（自動減圧系については、原子炉圧力が5号炉は0.78MPa [gage]以上、6号炉は0.84MPa [gage]以上、高圧注水系については、原子炉圧力が5号炉は1.04MPa [gage]以上）において、非常用炉心冷却系は表39-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は、当該低圧注水系（格納容器スプレイ系）の動作不能とはみなさない。

2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 運転情報GMは、定検停止時に、炉心スプレイ系（6号炉は低圧炉心スプレイ系）、低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系（6号炉）が模擬信号で作動すること並びに格納容器スプレイ系が手動で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。さらに、定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において、高圧注水系（5号炉）が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。
- (2) 運転情報GMは、定検停止時に、自動減圧系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。
- (3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に表39-2（6号炉 項目7）に定める事項並びに炉心スプレイ系（6号炉は低圧炉心スプレイ系）、低圧注水系（格納容器スプレイ系）、高圧注水系（5号炉）及び高圧炉心スプレイ系（6号炉）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であること及び主要配管が満水であることを確認する<sup>※1</sup>。
- (4) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（自動減圧系については、原子炉圧力が5号炉は0.78MPa [gage]以上、6号炉は0.84MPa [gage]以上、高圧注水系については、原子炉圧力が5号炉は1.04MPa [gage]以上）において、表39-2（6号炉 項目7を除く）に定める事項を確認する。

3. 当直長は、非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表39-3-1又は表39-3-2の措置を講じる。

※1：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器（格納容器スプレイヘッド）までの注込配管（格納容器スプレイ配管）並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管（高圧注水系のみ）を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配

管（格納容器スプレイ配管を除く）の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 39 1

1. 5号が

項 目		運転上の制限 (動作可能で あるべき系列数)
非常用炉心冷却系	炉心スプレイ系	2※2
	低圧注水系（格納容器スプレイ系）	2※3（2※4）
	自動減圧系（原子炉圧力が0.78MPa [gage]以上のとき）	6※6
	高圧注水系 （原子炉圧力が1.04MPa [gage]以上のとき）	1※1

2. 6号が

項 目		運転上の制限 (動作可能で あるべき系列数)
非常用炉心冷却系	低圧炉心スプレイ系	1※2
	低圧注水系（格納容器スプレイ系）	3※2（2※5）
	自動減圧系（原子炉圧力が0.84MPa [gage]以上のとき）	7※6
	高圧炉心スプレイ系	1※2

※2：1系列とは、ポンプ1台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※3：1系列とは、ポンプ2台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※4：1系列とは、ポンプ2台、熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※5：1系列とは、ポンプ1台、熱交換器1基及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※6：自動減圧系の系列数は、1系列に相当する弁数をいう。

表 39-2

## 1. 5号炉

項 目	頻 度
1. 炉心スプレイポンプの流量が 1,073 t/h 以上で、全揚程が 191m 以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
2. 炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
3. 残留熱除去系ポンプの流量が 3,500 t/h 以上 <sup>*)</sup> で、全揚程が 121m 以上 <sup>*)</sup> であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
4. 低圧注水系における注入弁及び試験可能逆止弁、格納容器スプレイ弁 (外側弁)、サブプレッションプールスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
5. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.83MP a [gage] 以上であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
6. 高圧注水系ポンプの流量が 965 t/h で、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 64m 以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
7. 原子炉圧力が 1.04MP a [gage] 相当 <sup>**)</sup> において、高圧注水系ポンプの流量が 965 t/h で、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 54m 以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中に 1 回

2. 6号炉

項 目	頻 度
1. 低圧炉心スプレイポンプの流量が 40 l / s 以上で、全揚程が 195m 以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
2. 低圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
3. 残留熱除去系ポンプの流量が 446 l / s 以上で、全揚程が 85m 以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
4. 低圧注水系における注入弁及び試験可能逆止弁、格納容器スプレイ弁、サブプレッションプールスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
5. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.86MP a [gagc] 以上であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
6. 高圧炉心スプレイポンプの流量が 40 l / s 以上で、全揚程が 255m 以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回
7. 高圧炉心スプレイポンプの流量が 105 l / s 以上で、全揚程が 815m 以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動前 に 1 回
8. 高圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1 ヶ月に 1 回

※7：ポンプ 2 台分の流量をいう。

※8：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

表 39-3-1

## 1. 5号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 炉心スプレイ系 1 系列が動作不能の場合	A1. 炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの炉心スプレイ系 1 系列及び低圧注水系 1 系列について、動作可能であることを確認する。	10 日間  速やかに
B. 低圧注水系 1 系列が動作不能の場合 <sup>※1</sup>	B1. 低圧注水系を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの低圧注水系 1 系列について、動作可能であることを確認する。	10 日間  速やかに
C. 自動減圧系の弁 1 個が動作不能の場合	C1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。 及び C2. 高圧注水系（原子炉圧力が 1.04MP a [gage] 以上の場合）及び原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.04MP a [gage] 以上の場合）について、動作可能であることを確認する。	10 日間  速やかに
D. 高圧注水系が動作不能の場合	D1. 高圧注水系を動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.83MP a [gage] 以上であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。	10 日間  速やかに  速やかに
E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）2 系列以上が動作不能の場合 又は 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1 系列及び自動減圧系の弁 1 個が動作不能の場合 又は 自動減圧系の弁 2 個以上が動作不能の場合 又は 条件 A～D のいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 及び E2. 冷温停止にする。  なお、高圧注水系が動作不能の場合は、原子炉圧力を、1.04MP a [gage] 未満にし、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を 0.78MP a [gage] 未満にする。	24 時間  36 時間

2. 6号が

条 件	要求される措置	完了時間
A. 低圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	A1. 低圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 低圧注水系3系列について、動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 低圧注水系1系列が動作不能の場合 <sup>※9</sup>	B1. 低圧注水系を動作可能な状態に復旧する。 及び B2. 残りの低圧注水系2系列について、動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
C. 自動減圧系の弁1個が動作不能の場合	C1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。 及び C2. 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa [gage]以上の場合）について、動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
D. 高圧炉心スプレイ系が動作不能の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系（原子炉圧力が0.84MPa [gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が0.86MPa [gage]以上であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が1.04MPa [gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに
E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）2系列以上が動作不能の場合 又は 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1系列及び自動減圧系の弁1個が動作不能の場合 又は 自動減圧系の弁2個以上が動作不能の場合 又は 条件A～Dのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 及び E2. 冷温停止にする。 なお、自動減圧系が動作不能の場合は、原子炉圧力を0.84MPa [gage]未満にする。	24時間  36時間

表 39－3－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器スプレ イ系 1 系列が動 作不能の場合※9	A1. 格納容器スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの格納容器スプレイ系について、動作可能であることを確 認する。	10 日間  速やかに
B. 格納容器スプレ イ系 2 系列が動 作不能の場合※9 又は 条件 A で要求さ れる措置を完了 時間内に達成で きない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間

※9：残留熱除去系ポンプの故障等により、低圧注水系及び格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は、それぞれの要求される措置を実施する。



(非常用炉心冷却系その2)

第40条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用炉心冷却系は表40-1で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。また原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は、低圧注水系の動作不能とはみなさない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

2. 非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

- (1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、表40-2に定める事項を確認する。ただし、原子炉が次に示す状態となった場合は適用されない。
  - ①原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
  - ②原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

3. 当直長は、非常用炉心冷却系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表40-3の措置を講じる。

表40-1

項 目	運転上の制限 (動作可能であるべき系列数)※1
非常用炉心冷却系	(1) 非常用炉心冷却系(自動減圧系及び高圧注水系を除く)2系列  又は (2) 非常用炉心冷却系(自動減圧系及び高圧注水系を除く)1系列 及び復水補給水系1系列

※1：本条における非常用炉心冷却系1系列とは、ポンプ1台及び必要な弁並びに主要配管をいい、復水補給水系1系列とは、ポンプ1台及び注水に必要な弁並びに配管をいう。

表 40-2  
1. 5号炉

項 目	頻 度
1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が-156 c m以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、復水貯蔵タンク水位が炉心スプレイ系を確保する場合は22%（タンク底部から332 c m）以上、復水補給水系を確保する場合は37%（タンク底部から532 c m）以上あることを確認する。	12時間に1回  12時間に1回
2. 動作可能であるべき炉心スプレイ系及び低圧注水系について、主要配管が満水であることを確認する*2。ただし、第39条第2項（1）で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回
3. 動作可能であるべき炉心スプレイ系、低圧注水系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回
4. 動作可能であるべき炉心スプレイ系及び低圧注水系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回
5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回

2. 6号炉

項目	頻度
1. 動作可能であるべき系統がサブプレッションプールを水源とする場合は、サブプレッションプール水位が -407 c m以上あることを確認する。 又は 動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は、高圧炉心スプレイ系を確保する場合は177 c m（タンク底部から207 c m）以上、復水補給水系を確保する場合は437 c m（タンク底部から467 c m）以上あることを確認する。	12時間に1回  12時間に1回
2. 動作可能であるべき低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系について、主要配管が満水であることを確認する*2。ただし、第39条第2項（1）で定める確認時を除く。	1ヶ月に1回
3. 動作可能であるべき低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、高圧炉心スプレイ系及び復水補給水系について、注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。	1ヶ月に1回
4. 動作可能であるべき低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。	待機状態となる前に1回
5. 動作可能であるべき復水補給水系ポンプが運転中であることを確認する。	1ヶ月に1回

※2：主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管を指し、小口径配管を含まない。なお、主要配管の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 40－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1 系列が動作不能の場合	A1. 動作可能な状態に復旧する。	4 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに
C. 2 系列が動作不能の場合	C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 及び C2. 1 系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  4 時間
D. 条件 C で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において、少なくとも 1 つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 及び D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 及び D3. 非常用ガス処理系 1 系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに  速やかに  速やかに

(原子炉隔離時冷却系)

第 41 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が 1.04MP a [gage] 以上）において、原子炉隔離時冷却系は表 41-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉隔離時冷却系が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 運転情報 GM は、定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において、原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。
- (2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であること及び主要配管が満水であることを確認する※1。
- (3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が 1.04MP a [gage] 以上）において、表 41-2 に定める事項を確認する。

3. 当直長は、原子炉隔離時冷却系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 41-3 の措置を講じる。

※ 1：主要配管とは、原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サブプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し、小口径配管を含まない。また、主要な手動弁と電動弁とは、主要配管上の手動弁と電動弁及び主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお、主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は、当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 41-1

項 目	運転上の制限
原子炉隔離時冷却系 (原子炉圧力が 1.04MP a [gage] 以上のとき)	動作可能であること

表 41-2

項 目	頻 度
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が5号炉は90.8 t/h及び6号炉は37.9 l/sで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	1ヶ月に1回
2. 原子炉圧力が1.04MPa [gage]相当※2において、原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が5号炉は90.8 t/h及び6号炉は37.9 l/sで、全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて5号炉は54m以上及び6号炉は80m以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の 原子炉起動中 に1回

※2：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

表 41-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合	A1. 原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が5号炉は0.83MPa [gage]以上及び6号炉は0.86MPa [gage]以上であることを確認する。 及び A3. 高圧注水系（6号炉は高圧炉心スプレイ系）について動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに  速やかに
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 原子炉圧力を1.04MPa [gage]未満にする。	24時間  36時間

(主蒸気隔離弁)

#### 第 42 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、主蒸気隔離弁は、表 42－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 主蒸気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 運転情報 GM は、定検停止時に、主蒸気隔離弁が模擬信号により全閉すること及び全閉時間が表 42－2 に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。
  - (2) 原子炉 GM は、定検停止時に、主蒸気隔離弁の漏えい率が表 42－2 に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。
3. 当直長は、主蒸気隔離弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 42－3 の措置を講じる。

表 42－1

項 目	運転上の制限
主蒸気隔離弁	動作可能であること

表 42－2

項 目	判定値
主蒸気隔離弁全閉時間	3 秒以上 4.5 秒以下
主蒸気隔離弁の漏えい率	原子炉圧力容器蒸気相体積に対して 10%／日／個以下

表 42－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合	A1. 動作不能な主蒸気隔離弁と同じ主蒸気管上の主蒸気隔離弁を全閉する。	8 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 低温停止にする。	24 時間  36 時間

(格納容器及び格納容器隔離弁)

第 43 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器及び格納容器隔離弁は、表 43－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、ドライウェル点検時は、速やかにエアロックを閉鎖できる措置を講じた上でエアロック二重扉を開放したままとすることができるが、この場合は格納容器の機能喪失とはみなさない。

2. 格納容器及び格納容器隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 運転情報 GM は、定検停止時に、格納容器漏えい率が表 43－2 に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。
- (2) 運転情報 GM は、定検停止時に、表 43－3 に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。
- (3) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に格納容器バウンダリとなっている格納容器隔離弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。

3. 当直長は、格納容器又は格納容器隔離弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 43－4 の措置を講じる。なお、同時に複数の動作不能な格納容器隔離弁が発生した場合には、個々の弁に対して表 43－4 の措置を講じる。

表 43－1

項 目	運転上の制限
格納容器	機能が健全であること
格納容器隔離弁	動作可能であること

表 43－2

項 目	判定値
格納容器の漏えい率	0.5%/日以下 (常温、空気、設計圧力において)

表 43-3

1. 5号炉

項	目
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気管内側ドレン弁 主蒸気管外側ドレン弁	格納容器バージ排気側ベント弁 格納容器非常用ガス処理系側ベント弁 真空逃がし弁制御空気隔離弁 格納容器ベント弁（PCVベント弁）
(2) 原子炉水サンプリング系 炉水サンプル内側隔離弁 炉水サンプル外側隔離弁	(8) 原子炉格納容器ドレン系 格納容器床ドレン第一隔離弁 格納容器床ドレン第二隔離弁 格納容器機器ドレン第一隔離弁 格納容器機器ドレン第二隔離弁
(3) 計装用空気系 計装用空気隔離弁	(9) 試料採取系 酸素分析サンプル隔離弁（内側） 酸素分析サンプル隔離弁（外側） 酸素分析サンプル戻り弁（内側） 酸素分析サンプル戻り弁（外側） 原子炉水サンプリング第一止め弁 原子炉水サンプリング第二止め弁 液体サンプリング戻り第一止め弁 液体サンプリング戻り第二止め弁 残留熱除去系熱交換器出口 サンプリング第一止め弁 残留熱除去系熱交換器出口 サンプリング第二止め弁
(4) 自動減圧装置窒素系 自動減圧系用窒素系隔離弁	(10) 可燃性ガス濃度制御系 可燃性ガス濃度制御系A入口側隔離弁 可燃性ガス濃度制御系B入口側隔離弁 可燃性ガス濃度制御系A出口側隔離弁 可燃性ガス濃度制御系B出口側隔離弁
(5) 原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系ポンプ 吸込内側隔離弁 原子炉冷却材浄化系ポンプ 吸込外側隔離弁	(11) 移動式炉心内計装系 玉形弁
(6) 残留熱除去系 残留熱除去系廃棄物処理系第一隔離弁 残留熱除去系廃棄物処理系第二隔離弁 残留熱除去系熱交（A） 出口電導度計用弁 残留熱除去系熱交（B） 出口電導度計用弁 ヘッドスプレイ内側隔離弁 ヘッドスプレイ外側隔離弁 残留熱除去系ポンプ吸込外側隔離弁 残留熱除去系ポンプ吸込内側隔離弁	(12) 格納容器雰囲気モニタ系 格納容器（ドライウエル）雰囲気 サンプリング入口第一止め弁 格納容器（ドライウエル）雰囲気 サンプリング入口第二止め弁 格納容器（サブプレッションチェンバ） 雰囲気サンプリング入口第一止め弁 格納容器（サブプレッションチェンバ） 雰囲気サンプリング入口第二止め弁 格納容器雰囲気サンプリング戻り 第一止め弁 格納容器雰囲気サンプリング戻り 第二止め弁
(7) 不活性ガス系 ドライウエルバージ弁 圧力抑制室バージ弁 圧力抑制室ベント弁 圧力抑制室ベントバイパス弁 ドライウエルベント弁 ドライウエルベントバイパス弁 格納容器窒素供給弁 ドライウエル窒素供給弁 圧力抑制室窒素供給弁 格納容器窒素バージ弁 格納容器空気バージ弁	



2. 6 号炉

項	目
(1) 主蒸気管ドレン系 主蒸気管ドレン弁（内側） 主蒸気管ドレン弁（外側）	内側サブプレッションプール ベントバイパス弁 内側格納容器窒素ガス供給弁
(2) 原子炉水サンプリング系 原子炉水サンプル弁（内側） 原子炉水サンプル弁（外側）	内側サブプレッションプール 窒素ガス供給弁 内側格納容器バージ弁 内側サブプレッションプールバージ弁
(3) 廃棄物処理系 格納容器高電導度サンプ隔離弁（外側） 格納容器低電導度サンプ隔離弁（外側） 格納容器高電導度サンプ隔離弁（内側） 格納容器低電導度サンプ隔離弁（内側）	格納容器ベント弁（PCVベント弁） (8) 漏洩検出系 核分裂生成物サンプリング隔離弁（外側） 核分裂生成物サンプリング隔離弁（内側）
(4) 残留熱除去系 残留熱除去系A系サンプリング弁（外側） 残留熱除去系B系サンプリング弁（外側） 残留熱除去系廃棄物処理系弁（内側） 残留熱除去系人口隔離弁（外側） A系シャットダウンクーリング注人弁（外側） B系シャットダウンクーリング注人弁（外側） 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ弁 残留熱除去系A系サンプリング弁（内側） 残留熱除去系B系サンプリング弁（内側） 残留熱除去系廃棄物処理系弁（外側） 残留熱除去系人口隔離弁（内側） A系テストブルチェック弁バイパス弁 B系テストブルチェック弁バイパス弁	(9) 試料採取系 格納容器酸素サンプ隔離弁（外側） 格納容器酸素サンプ戻り隔離弁（外側） 格納容器酸素サンプ隔離弁（内側） 格納容器酸素サンプ戻り隔離弁（内側） 原子炉水サンプリング第一止め弁 原子炉水サンプリング第二止め弁 液体サンプリング戻り第一止め弁 液体サンプリング戻り第二止め弁 残留熱除去系熱交換器 出口サンプリング第一止め弁 残留熱除去系熱交換器 出口サンプリング第二止め弁
(5) 原子炉冷却材浄化系 原子炉冷却材浄化系隔離弁（外側） 原子炉冷却材浄化系隔離弁（内側）	(10) 格納容器雰囲気モニタ系 格納容器雰囲気サンプリング人口第一止め弁 格納容器雰囲気サンプリング人口第二止め弁 格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁 格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁
(6) 移動式炉心内計装系 下形弁	(11) 復水補給水系 ベデスタル注入ライン流量調節弁 ベデスタル注入ライン隔離弁
(7) 不活性ガス系 外側非常用ガス処理系ベント弁 外側換気系ベント弁 外側エアバージ供給入口弁 外側窒素ガスバージ供給弁 外側窒素ガス補給人口弁 内側格納容器ベント弁 内側サブプレッションプールベント弁	

表 43－4

条 件	要求される措置	完了時間
A. 条件 B, C 又は D 以外の場合であって、格納容器の機能が健全でない場合	A1. 格納容器の機能を健全な状態に復旧する。	1 時間
B. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁 2 個を有する配管に適用</span>  動作不能な格納容器隔離弁 1 個を有する配管が 1 つ以上ある場合	B1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 <sup>※1</sup> 及び B2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第 94 条の 2 第 1 項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4 時間  1 ヶ月に 1 回
C. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁 2 個を有する配管に適用</span>  動作不能な格納容器隔離弁 2 個を有する配管が 1 つ以上ある場合	C1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 <sup>※1</sup> 及び C2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第 94 条の 2 第 1 項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	1 時間  1 ヶ月に 1 回
D. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">格納容器隔離弁 1 個を有する配管に適用</span>  動作不能な格納容器隔離弁 1 個を有する配管が 1 つ以上ある場合	D1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 <sup>※1</sup> 及び D2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第 94 条の 2 第 1 項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4 時間  1 ヶ月に 1 回
E. 条件 A, B, C 又は D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止にする。 及び E2. 低温停止にする	24 時間  36 時間

※ 1：動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離したことにより、当該系統の機能が喪失した場合は、該当する条文を適用する。

(サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁)

第 44 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁は、表 44-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、真空破壊弁 1 弁が全開不能の場合を除く。

2. サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 原子炉 GMI は、定検停止時に、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が全開及び全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。

3. 当直長は、サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 44-2 の措置を講じる。

表 44-1

項 目	運転上の制限
サブプレッション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	動作可能であること

表 44-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 真空破壊弁 2 弁以上が全開不能の場合	A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。	3 日間
B. 真空破壊弁 1 弁以上が全閉不能の場合	B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。	2 時間
C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 冷温停止にする。	24 時間 36 時間

(サブプレッションプールの平均水温)

#### 第 45 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、サブプレッションプールの平均水温※<sup>1</sup>は、表 45－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉隔離時冷却系の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような時は、確認開始時から確認終了後 24 時間までを除く。

2. サプレッションプールの平均水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。なお、当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において原子炉隔離時冷却系の運転確認等により、サブプレッションプールの水温が上昇するような場合、サブプレッションプールの動作可能な局所水温計の最高温度が 47℃を超えた時には、5 分毎に動作可能な局所水温計の平均水温を計算し、平均水温が 47℃を超えていないことを確認する。さらに平均水温が 47℃を超えた場合には、サブプレッションプールの水温が上昇するような運転確認等を中止し、24 時間以内に平均水温を 32℃以下に復旧する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止においてサブプレッションプールの動作可能な局所水温計の平均水温を 24 時間に 1 回確認する。

3. 当直長は、サブプレッションプールの平均水温が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 45－2 の措置を講じる。

※ 1：平均水温は、動作可能な局所水温計の最高温度をもって、代えることができる。

表 45－1

項 目	運転上の制限
サブプレッションプールの平均水温	32℃以下

表 45－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. サプレッションプールの平均水温が 32℃を超えている場合	A1. 32℃以下に復旧する。	24 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間
	及び B2. 冷温停止にする。	36 時間
C. サプレッションプールの平均水温が 49℃を超えている場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに
	及び C2. 原子炉減圧を開始する。	1 時間
	及び C3. 冷温停止にする。	36 時間

(サブプレッションプールの水位)

第 46 条

原子炉<sup>i</sup>の状態が運転，起動及び高温停止において，サブプレッションプールの水位は，表 46-1（図 46）で定める事項を運転上の制限とする。ただし，地震時を除く。

2. サブプレッションプールの水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サブプレッションプールの水位を 24 時間に 1 回確認する。

3. 当直長は，サブプレッションプールの水位が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 46-2 の措置を講じる。

表 46-1

項 目 (サブプレッションプール水位)	運転上の制限
5 号炉 <sup>i</sup>	−16.6 c m（上限値）以下 3.9 c m（下限値）以上
6 号炉	+10.4 c m（上限値）以下 −10.7 c m（下限値）以上

図 46

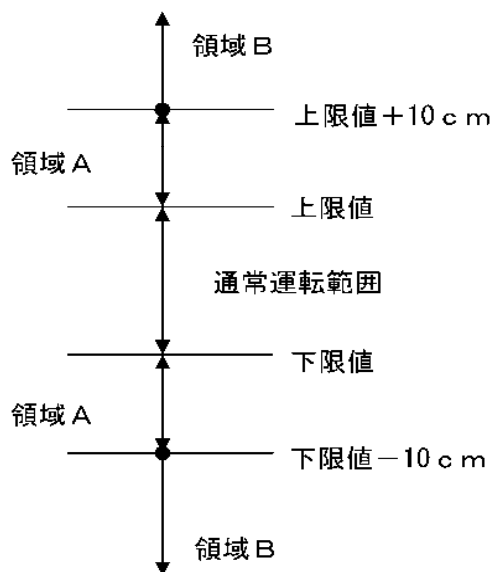


表 46－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. サプレッションプールの水位が図 46 の領域 A の場合	A1. サプレッションプールの水 位を制限値以内に復旧する。	24 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内 に達成できない場合	B1. 高温停止にする。	24 時間
	及び B2. 冷温停止にする。	36 時間
C. サプレッションプールの水位が図 46 の領域 B の場合	C1. 原子炉をスクラムする。	速やかに

(可燃性ガス濃度制御系)

第 47 条

原子炉の状態が運転及び起動において、可燃性ガス濃度制御系は、表 47－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 可燃性ガス濃度制御系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。
  - (1) 運転情報GMは、定検停止時に、可燃性ガス濃度制御系の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。
  - (2) 当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、可燃性ガス濃度制御系ブローが起動すること及び可燃性ガス濃度制御系隔離弁が開することを 1 ヶ月に 1 回確認する。
3. 当直長は、可燃性ガス濃度制御系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 47－2 の措置を講じる。

表 47－1

項 目	運転上の制限
可燃性ガス濃度制御系	2 系列※1 が動作可能であること

表 47－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 可燃性ガス濃度制御系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の 1 系列が動作可能であることを確認する。	30 日間  速やかに
B. 可燃性ガス濃度制御系 2 系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも 1 系列を動作可能な状態に復旧する。	速やかに
C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。	24 時間

※ 1 : 1 系列とはブロー 1 台、再結合器 1 基 (6 号炉はブロー 2 台、再結合器 2 基) 及び必要な弁並びに配管をいう。

(格納容器内の酸素濃度)

#### 第 48 条

原子炉<sup>i</sup>の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度は、表 48－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの 24 時間及び原子炉を停止する時の原子炉<sup>i</sup>の状態が起動になる前の 24 時間を除く。

2. 格納容器内の酸素濃度が、前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉<sup>i</sup>の状態が運転において、格納容器内の酸素濃度を 1 週間に 1 回確認する。

3. 当直長は、格納容器内の酸素濃度が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 48－2 の措置を講じる。

表 48－1

項 目	運転上の制限
格納容器内の酸素濃度	4 %以下

表 48－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合	A1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。	24 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間



(原子炉建屋)

第 49 条

原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋は、表 49-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉建屋が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 運転情報GMは、定検停止時に、原子炉建屋を負圧に保ち得ることを確認し、その結果を当直長に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において、少なくとも1つが閉鎖状態にあることを1ヶ月に1回確認する。

3. 当直長は、原子炉建屋が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 49-2 の措置を講じる。

表 49-1

項 目	運転上の制限
原子炉建屋	機能が健全であること

表 49-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 原子炉建屋を負圧に保つための必要な措置を講じる。	4 時間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内で達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間
C. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、運転上の制限を満足していないと判断した場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

(原子炉建屋給排気隔離弁)

第 50 条

原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋給排気隔離弁は、表 50－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉建屋給排気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 運転情報 GM は、定検停止時に、原子炉建屋給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。

3. 当直長は、原子炉建屋給排気隔離弁が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 50－2 の措置を講じる。

表 50－1

項 H	運転上の制限
原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること

表 50－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁 1 個を有するラインが 1 つ以上ある場合（ただし、当該ラインが隔離されている場合を除く）	A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 及び A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10 日間
B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁 2 個を有するラインが 1 つ以上ある場合 又は 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間
C. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁 2 個を有するラインが 1 つ以上ある場合 又は 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに

※ 1：停止余裕確認後の制御棒 1 本の挿入・引抜を除く。

(非常用ガス処理系)

#### 第51条

原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系は表 51-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ガス処理系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 運転情報GMは、定検停止時に、非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。
  - (2) 5・6号放射線管理GMは、定検停止時に、非常用ガス処理系の総合除去効率が表 51-2 に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。
  - (3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、非常用ガス処理系排風機が起動すること及び非常用ガス処理系隔離弁が開することを1ヶ月に1回確認する。
3. 当直長は、非常用ガス処理系が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 51-3 の措置を講じる。

表 51-1

項 目	運転上の制限
非常用ガス処理系	2 系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること

表 51-2

##### 1. 5号炉

項 目	判定値
総合除去効率	97%以上

##### 2. 6号炉

項 目	判定値
総合除去効率	99%以上

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：1系列とは、排風機1台、フィルタ1基及び必要なダンパ、ダクトをいう。

表 51-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ガス処理系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の 1 系列について動作可能であることを確認する。	10 日間  速やかに
B. 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間
C. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において, 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 炉心変更を中止する。 及び C2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに
D. 原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 非常用ガス処理系 2 系列が動作不能の場合	D1. 高温停止にする。 及び D2. 冷温停止にする。	24 時間  36 時間
E. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において, 非常用ガス処理系 2 系列が動作不能の場合	E1. 炉心変更を中止する。 及び E2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに

(非常用冷却海水系)

## 第 52 条

原子炉<sup>i</sup>の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用冷却海水系<sup>※1</sup>は、表 52-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 運転情報 GM は、定検停止時に、非常用冷却海水系ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。
  - (2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、非常用冷却海水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。<sup>※2</sup>
  - (3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、表 52-2 に定める事項を確認する。
3. 当直長は、非常用冷却海水系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 52-3 の措置を講じる。ただし、この場合第 39 条及び第 60 条は適用しない。

※ 1 : 非常用冷却海水系とは、残留熱除去海水系を示す。

※ 2 : 非常用冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための非常用冷却海水系ポンプから放水路までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表 52-1

項 目	運転上の制限
非常用冷却海水系	2 系列 <sup>※3</sup> が動作可能であること

表 52-2

項 目	頻 度
非常用冷却海水系ポンプが起動することを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。	1 ヶ月に 1 回

※ 3 : 1 系列とはポンプ 2 台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表 52－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の 1 系列について、動作可能であることを確認する。	10 日間  速やかに
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 2 系列が動作不能の場合 又は 条件 A において、さらに異なる区分のディーゼル発電設備冷却系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系（6 号炉）が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24 時間  36 時間  冷温停止となるまで 毎日 1 回

(非常用ディーゼル発電設備冷却系)

第 53 条

原子炉<sup>1</sup>の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用ディーゼル発電設備冷却系<sup>\*1</sup>は、表 53－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ディーゼル発電設備冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 運転情報 GM は、定検停止時に、非常用ディーゼル発電設備冷却系ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。
  - (2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、非常用ディーゼル発電設備冷却系ポンプの主要な手動弁の開閉状態を確認する<sup>\*2</sup>。なお、非常用ディーゼル発電設備補機冷却系については、主要配管の満水<sup>\*3</sup>も確認する。
  - (3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用ディーゼル発電設備冷却系ポンプが起動することを 1 ヶ月に 1 回確認する。
3. 当直長は、非常用ディーゼル発電設備冷却系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 53－2 の措置を講じる。ただし、この場合第 39 条及び第 60 条は適用しない。なお、非常用ディーゼル発電設備補機冷却系空気冷却器ファンが 2 台以上動作不能となった場合において、冷水温度を 38℃付近に維持可能なときは、運転上の制限を逸脱していないものとする。

※ 1：非常用ディーゼル発電設備冷却系とは、5 号炉については、非常用ディーゼル発電設備冷却海水系をいい、6 号炉については、非常用ディーゼル発電設備冷却海水系 1 系列<sup>\*4</sup>及び非常用ディーゼル発電設備補機冷却系 1 系列<sup>\*4</sup>をいう。

※ 2：非常用ディーゼル発電設備冷却系の主要な手動弁とは、非常用ディーゼル発電設備冷却海水系にあっては、当該系統に期待されている機能を達成するための非常用ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプから放水路までの配管上の手動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいい、非常用ディーゼル発電設備補機冷却系にあっては、主要配管<sup>\*3</sup>上の手動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水<sup>\*3</sup>を維持するために必要な一次弁をいう。

※ 3：非常用ディーゼル発電設備補機冷却系の主要配管とは、当該系統に期待されている機能を達成するための非常用ディーゼル発電設備補機冷却系空気冷却器とポンプのループ配管を指し、小口径配管を含まない。なお、主要配管の満水とは、当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 53－1

項 目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電設備冷却系	2 系列 <sup>*4</sup> が動作可能であること

※ 4：非常用ディーゼル発電設備冷却海水系 1 系列とは、海水ポンプ 1 台及び必要な弁並びに配管をいい、非常用ディーゼル発電設備補機冷却系 1 系列とは、冷水ポンプ 1 台、空気冷却器ファン 5 台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表 53-2

## 1. 5号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電設備冷却系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の 1 系列について動作可能であることを確認する。	10 日間  速やかに
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電設備冷却系 2 系列が動作不能の場合 又は 条件 A においてさらに異なる区分の非常用冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24 時間  36 時間  冷温停止 となる まで 毎日 1 回

## 2. 6号炉

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電設備冷却系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電設備冷却系 2 系列が動作不能の場合 又は 条件 A においてさらに異なる区分の非常用冷却海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合	B1. 高温停止にする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24 時間  36 時間  冷温停止 となる まで 毎日 1 回



(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系)

第 54 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系は、表 54－1 で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は 6 号炉のみ適用される。

2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 運転情報GMは、定検停止時に、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプが模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。
  - (2) 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。<sup>※1</sup>
  - (3) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプが起動することを 1 ヶ月に 1 回確認する。
3. 当直長は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 54－2 の措置を講じる。ただし、この場合第 39 条及び第 60 条は適用しない。

※ 1：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系の主要な手動弁とは、当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプから放水路までの配管上の手動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表 54－1

項 目	運転上の制限
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系	1 系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること

表 54－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 条件 A においてさらに非常用冷却海水系又は非常用ディーゼル発電設備冷却系が動作不能の場合	B1. 高温停止とする。 及び B2. 1. 冷温停止とする。 又は B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。	24 時間  36 時間  冷温停止となる まで 毎日 1 回

※ 2：1 系列とは、ポンプ 1 台及び主要な手動弁並びに配管をいう。

(使用済燃料プールの水位及び水温)

第 55 条

使用済燃料プールの水位及び水温は、表 55－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること並びに使用済燃料プールの水温が 65℃以下であることを毎日 1 回確認する。

3. 当直長は、使用済燃料プールの水位又は水温が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 55－2 の措置を講じる。

表 55－1

項 目	運転上の制限
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料プールの水温	65℃以下

表 55－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 使用済燃料プールが運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。	速やかに その後 毎日 1 回
	及び A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし、移動中の燃料は所定の場所に移動する。	速やかに
	及び A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において、少なくとも 1 つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。	速やかに
	及び A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。	速やかに
	及び A5. 非常用ガス処理系 1 系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。	速やかに

(燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位)

#### 第 56 条

原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合、原子炉水位は、表 56-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が燃料交換において、原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合、原子炉水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日 1 回確認する。

3. 当直長は、原子炉水位が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 56-2 の措置を講じる。

表 56-1

項 目	運転上の制限
燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	オーバーフロー水位付近にあること

表 56-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 燃料又は制御棒の移動を中止する。ただし、移動中の燃料又は制御棒は所定の場所に移動する。	速やかに
	及び A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。	速やかに

(中央制御室非常用換気空調系)

第 57 条

原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系は表 57－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 中央制御室非常用換気空調系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 運転情報GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。
- (2) 5・6号放射線管理GMは、定検停止時に、中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表 57－2 に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する。

3. 当直長は、中央制御室非常用換気空調系が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 57－3 の措置を講じる。

※ 1：停止余裕確認後の制御棒 1 本の挿入・引抜を除く。

表 57－1

項 目	運転上の制限
中央制御室非常用換気空調系	中央制御室あたり 2 系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること

表 57－2

項 目	判 定 値
総合除去効率	30%以上

表 57－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 中央制御室非常用換気空調系 1 系列が動作不能の場合	A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 他の 1 系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。	30 日間  速やかに
B. 中央制御室非常用換気空調系 2 系列が動作不能の場合	B1. 少なくとも 1 系列を動作可能な状態に復旧する。	10 日間
C. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止にする。 及び C2. 低温停止にする。	24 時間  36 時間
D. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において、条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 炉心変更を中止する。 及び D2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに

※ 2：2 系列とはファン 2 台、フィルタ 1 基及び必要なダンパ、ダクトをいう。

(外部電源その1)

#### 第 58 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、外部電源<sup>※1</sup>は表 58－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。

2. 外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 58－2 の措置を講じる。

※1：外部電源とは、電力系統又は主発電機（当該原子炉の主発電機を除く）からの電力を第 65 条及び第 66 条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。以下、第 59 条及び第 60 条において同じ。

表 58－1

項 目	運転上の制限
外部電源	2 系列 <sup>※2</sup> が動作可能であること

※2：外部電源の系列数は、非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機数（当該原子炉の主発電機を除く）の合計数とし、各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。以下、第 59 条及び第 60 条において同じ。

表 58-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 動作可能である外部電源が 1 系列のみの場合	A1. 外部電源を 2 系列動作可能な状態に復旧する。	10 日間
B. 動作可能である外部電源が 1 系列のみの場合 (高圧炉心スプレイ系母線を除く) 及び 非常用ディーゼル発電機 1 台が動作不能の場合 (高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く)	B1. 外部電源を 2 系列動作可能な状態に復旧する。 又は B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	12 時間 12 時間
C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が 1 系列のみ又は 1 系列もない場合 及び 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合	C1. 1. 外部電源を 2 系列動作可能な状態に復旧する。 又は C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び C2. 自動減圧系 (原子炉圧力が 0.84MPa [gage] 以上の場合) の窒素ガス供給圧力が表 39-2 に定める値であることを確認する。 及び C3. 原子炉隔離時冷却系について、動作可能であることを確認する。※3	10 日間 10 日間 速やかに 速やかに
D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が 1 系列もない場合	D1. 外部電源を 2 系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系 (原子炉圧力が 0.84MPa [gage] 以上の場合) の窒素ガス供給圧力が表 39-2 に定める値であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について、動作可能であることを確認する。※3	10 日間 速やかに 速やかに
E. 動作可能である外部電源が 1 系列もない場合 (高圧炉心スプレイ系母線を除く) 又は 条件 A, B, C 又は D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。 及び E2. 冷温停止とする。	24 時間 36 時間

※3 : 原子炉圧力が 1.04MPa [gage] 以上の場合に実施する。

(外部電源その2)

第 59 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源は表 59－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。

2. 外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源の電圧が確立していることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、外部電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 59－2 の措置を講じる。

表 59－1

項 目	運転上の制限
外部電源	1 系列が動作可能であること

表 59－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 外部電源を1系列動作可能な状態に復旧する。	速やかに
	及び A2. 炉心変更を中止する。	速やかに
	及び A3. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	及び A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

(非常用ディーゼル発電機その1)

#### 第60条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、非常用ディーゼル発電機は表60-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 運転情報GMは、定検停止時に、非常用ディーゼル発電機が模擬信号で作動することを確認し、その結果を当直長に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、次の事項を確認する。

①非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを1ヶ月に1回確認する。

②A系及びB系のデイトンクレベル及び高圧炉心スプレイ系デイトンクレベル(6号炉)が表60-2に定める値を満足していることを1ヶ月に1回確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。

3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表60-3の措置を講じる。

表60-1

項 目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電機	2台 <sup>*1</sup> の非常用ディーゼル発電機(6号炉は3台 <sup>*2</sup> の非常用ディーゼル発電機)が動作可能であること

表60-2

項 目	5号炉 A系	5号炉 B系	6号炉 A系	6号炉 B系	6号炉 HPCS
非常用ディーゼル発電機デイトンクレベル	3,430mm 以上	3,430mm 以上	2,829mm 以上	2,299mm 以上	1,598mm 以上



表 60 3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機 1 台が動作不能の場合	A1. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残り 1 台（6 号炉は 2 台）の非常用ディーゼル発電機について、動作可能であることを確認する。 及び A3. 原子炉隔離時冷却系について、動作可能であることを確認する。 <sup>※3</sup>	10 日間  速やかに  速やかに
B. 条件 A（A1 の措置）で要求される措置（非常用ディーゼル発電機の復旧措置）を完了時間内に達成できない場合	B1. 動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。 及び B2. 非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  30 日間
C. 非常用ディーゼル発電機 1 台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く） 及び 動作可能である外部電源が 1 系列のみの場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）	C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 外部電源を 2 系列動作可能な状態に復旧する。	12 時間  12 時間
D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 及び 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が 1 系列のみ又は 1 系列もない場合	D1. 1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 又は D1. 2. 外部電源を 2 系列動作可能な状態に復旧する。 及び D2. 自動減圧系（原子炉圧が 0.84MPa〔gage〕以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表 39-2 に定める値であることを確認する。 及び D3. 原子炉隔離時冷却系について、動作可能であることを確認する。 <sup>※3</sup>	10 日間  10 日間  速やかに  速やかに
E. 条件 A（A1 の措置を除く）、B、C 又は D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 又は 非常用ディーゼル発電機 2 台以上が動作不能の場合	E1. 高温停止とする。 及び E2. 低温停止とする。	24 時間  36 時間

※1：2 台とは、A 系及び B 系をいう。

※2：3 台とは、A 系、B 系及び高圧炉心スプレイ系をいう。

※3：原子炉圧力が 1.04MPa〔gage〕以上の場合に実施する。

(非常用ディーゼル発電機その2)

#### 第61条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、非常用ディーゼル発電機<sup>※1※2</sup>は表61-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 非常用ディーゼル発電機が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、第66条で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機が運転可能であることを次の事項により確認する。

①非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し、無負荷運転時の電圧が6,900±345V及び周波数が50±1Hzであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを1ヶ月に1回確認する。

②表61-1で要求されるディーゼル発電機のデイトンクレベルが表61-2に定める値を満足していることを1ヶ月に1回確認する。ただし、非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後2日間を除く。

3. 当直長は、非常用ディーゼル発電機が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表61-3の措置を講じる。

※1：非常用ディーゼル発電機とは、A系、B系及び高圧炉心スプレイ系（6号炉）の非常用ディーゼル発電機をいう。

※2：当直長は、非常用ディーゼル発電機を待機除外にする場合には、1／2／3／4号炉の当直長に通知する。

表61-1

項 目	運転上の制限
交流電源	第66条で要求される当該非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め2台の非常用発電設備 <sup>※3</sup> が動作可能であること

※3：非常用発電設備とは、非常用ディーゼル発電機及び必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。なお、非常用発電機は、複数の号炉で共用することができる。

表 61－2

項 目	5 号炉 A 系	5 号炉 B 系	6 号炉 A 系	6 号炉 B 系	6 号炉 IIPCS
非常用ディーゼル発電 機デイトンクレベル	3,430mm 以上	3,430mm 以上	2,829mm 以上	2,299mm 以上	1,598mm 以上

表 61－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足 していないと判断し た場合	A1. 運転上の制限を満足させる措置を開始する。 及び	速やかに
	A2. 炉心変更を中止する。 及び	速やかに
	A3. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止 する。 及び	速やかに
	A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続 している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダ リを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

(非常用ディーゼル発電機燃料油等)

#### 第 62 条

ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が，表 62－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後 2 日間を除く。

2. ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が，前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

(1) 当直長は，ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が第 60 条及び第 61 条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを，付表 62－1，付表 62－2 及び付表 62－3 で 1 ヶ月に 1 回確認する。

3. 当直長は，ディーゼル燃料油，潤滑油又は起動用空気が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 62－2 の措置を講じる。

表 62－1

項 目	運転上の制限
ディーゼル燃料油， 潤滑油及び 起動用空気	第 60 条及び第 61 条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること

付表 62－1

項 目	No. 3	No. 6
ディーゼル燃料油 (軽油 タンクレベル)	2,180mm 以上 (1,490mm <sup>※1</sup> 以上)	1,291mm 以上

付表 62－2

項 目	5 号炉 A 系	5 号炉 B 系	6 号炉 A 系	6 号炉 B 系	6 号炉 HPCS
潤滑油 (サンプタンク 貯油量)	1,815 l 以上	1,815 l 以上	2,300 l 以上	1,900 l 以上	2,300 l 以上

※ 1 : 6 号炉 A 系ディーゼル発電機が要求されない場合

付表 62－3

1. 5号炉

項 目	5号炉A系	5号炉B系
起動用空気 (自動用空気 貯槽圧力)	2.16MP a [gage] 以上	2.16MP a [gage] 以上

2. 6号炉

項 目	6号炉A系	6号炉B系	6号炉HPCS
起動用空気 (自動用空気 貯槽圧力)	2.16MP a [gage] 以上	2.16MP a [gage] 以上	2.16MP a [gage] 以上

表 62－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用ディーゼル発電機1台以上の軽油タンクレベルが付表62－1を満足しない場合	A1. 制限値以内に復旧する。	2日間
B. 非常用ディーゼル発電機1台以上の潤滑油貯油量が付表62－2を満足しない場合	B1. 制限値以内に復旧する。	2日間
C. 非常用ディーゼル発電機1台以上の起動用空気貯槽圧力が付表62－3を満足しない場合	C1. 制限値以内に復旧する。	2日間
D. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。ただし、6号炉においては、軽油タンク1基から非常用ディーゼル発電機2台以上に供給している場合は、原子炉停止時冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

(直流電源その1)

#### 第63条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、直流電源は表63-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

(1) 運転情報GMは、定検停止時に、直流電源(蓄電池及び充電器<sup>※1</sup>)の機能を確認し、その結果を当直長に通知する。

(2) 当直長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、2系列<sup>※2</sup>(6号炉は3系列<sup>※3</sup>)の蓄電池及び充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は、直流電源が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表63-2の措置を講じる。

※1：充電器とは、充電器又は予備充電器のいずれかをいい、両方が機能喪失となって動作不能となる。以下、第64条において同じ。

※2：2系列とは、A系及びB系をいう。

※3：3系列とは、A系、B系及び高压炉心スプレイ系をいう。

表63-1

項 目	運転上の制限
直流電源	2系列 <sup>※2</sup> (6号炉は3系列 <sup>※3</sup> )が動作可能であること

表63-2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 直流電源1系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。 及び A2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。	10日間  速やかに
B. 直流電源1系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合	B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。	速やかに
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 高温停止とする。 及び C2. 冷温停止とする。	24時間  36時間

(直流電源その2)

#### 第 64 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、直流電源は表 64－1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、第 66 条で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧が 126V 以上であることを 1 週間に 1 回確認する。

3. 当直長は、直流電源が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 64－2 の措置を講じる。

表 64－1

項 目	運転上の制限
直流電源	第 66 条で要求される直流電源が動作可能であること

表 64－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合	A1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び A2. 炉心変更を中止する。	速やかに
	及び A3. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	及び A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

(所内電源系統その1)

第 65 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，所内電源系統は表 65－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時を除く。

2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

(1) 当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，電源母線が受電されていることを1週間に1回確認する。

3. 当直長は，所内電源系統が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 65－2 の措置を講じる。

表 65－1

項 目		運転上の制限 (受電されている系統数)
所内電源系統	(1) 非常用交流高圧電源母線	2 系統※ <sup>1</sup> (6 号炉は 3 系統※ <sup>2</sup> )
	(2) 原子炉保護系母線	2 系統※ <sup>1</sup>
	(3) 直流電源母線	2 系統※ <sup>1</sup> (6 号炉は 3 系統※ <sup>2</sup> )

表 65－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 非常用交流高圧電源母線の 1 系統が電源喪失の場合 (高圧炉心スプレイ系母線を除く)	A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。	8 時間
B. 原子炉保護系母線の 1 系統が電源喪失の場合	B1. 原子炉保護系母線を受電可能な状態に復旧する。	2 時間
C. 直流電源母線の 1 系統が電源喪失の場合 (高圧炉心スプレイ系母線を除く)	C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。	2 時間
D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線又は高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合	D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。	速やかに
E. 条件 A，B，C 又は D で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 高温停止とする。	24 時間
	及び E2. 冷温停止とする。	36 時間
F. 非常用交流高圧電源母線，原子炉保護系母線又は直流電源母線の 2 系統以上が電源喪失の場合	F1. 高温停止とする。	24 時間
	及び F2. 冷温停止とする。	36 時間

※1：2 系統とは，A 系及び B 系をいう。

※2：3 系統とは，A 系，B 系及び高圧炉心スプレイ系をいう。



(所内電源系統その2)

第 66 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、所内電源系統は表 66－1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、送電線事故等による瞬停時を除く。

2. 所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、第 27 条、第 35 条、第 36 条及び第 40 条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、原子炉保護系母線及び直流電源母線が受電されていることを 1 週間に 1 回確認する。

3. 当直長は、所内電源系統が第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 66－2 の措置を講じる。

表 66－1

項 目	運転上の制限
所内電源系統	第 27 条、第 35 条、第 36 条及び第 40 条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線、原子炉保護系母線及び直流電源母線が受電されていること

表 66－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 要求される非常用交流高圧電源母線、原子炉保護系母線又は直流電源母線が電源喪失の場合	A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
	及び	
	A2. 炉心変更を中止する。	速やかに
	及び	
	A3. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに
	及び	
	A4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。	速やかに
	及び	
	A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

(原子炉停止中の制御棒 1 本の引き抜き)

第 67 条

原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、1 体以上の燃料が装荷されている単一のセルから制御棒 1 本を引き抜く場合は、表 67-1 で定める事項を運転上の制限とする。ただし、第 84 条を適用する場合は除く。

2. 原子炉停止中の制御棒 1 本の引き抜きを行う場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、制御棒 1 本の引き抜きを行う場合は、表 67-2 に定める事項を確認する。

3. 当直長は、原子炉停止中の制御棒 1 本の引き抜きを行う場合に、第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 67-3 の措置を講じる。

表 67-1

項 目	運転上の制限
原子炉停止中の制御棒 1 本の引き抜き	(1) 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1 本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒が 1 本ある場合には、2 本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していること (2) 全制御棒の位置を確認していること (3) 第 27 条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること (4) 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること

表 67－2

項 目	頻 度
1. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において、1 本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。	作業毎※1に、最初の制御棒引き抜き後、速やかに
2. 全制御棒の位置を確認する。	24 時間に 1 回
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。 及び 全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は、制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。 及び 第 27 条の原子炉保護系計装に関して、原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。 及び 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表 22－2 に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	毎日 1 回  制御棒を引き抜く都度  最初の制御棒引き抜き開始前  最初の制御棒引き抜き前、その後 1 週間に 1 回
4. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。	制御棒の引き抜き開始の都度

※ 1：作業毎とは、制御棒のフリクションテスト、スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。なお、1 本制御棒引抜インターロックの除外又は原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は、作業の再開にあたり再度 1 本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。

表 67－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに
	及び	
	A2. 挿入可能な全ての制御棒の全挿入操作を開始する。	速やかに
	及び	
	A3. 全挿入位置にある制御棒を引き抜かない。	速やかに

(単一制御棒駆動機構の取り外し)

#### 第 68 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、1 体以上の燃料が装荷されている単一のセルから引き抜かれた制御棒における制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表 68－1 で定める事項を運転上の制限とする。この場合、第 27 条の原子炉保護系計装及び第 67 条は適用されない。

2. 単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は、表 68－2 に定める事項を確認する。

3. 当直長は、単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に、第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 68－3 の措置を講じる。

表 68－1

項 目	運転上の制限
単一制御棒駆動機構の取り外し	(1) 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること (2) 停止余裕が確保されていること (3) 他の炉心変更が行われていないこと

表 68－2

項 目	頻 度
1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日 1 回
2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前
3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日 1 回

表 68－3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。	速やかに
	及び	
	A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。 又は A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに  速やかに

(複数の制御棒引き抜きを伴う検査)

第 69 条

原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表 69－1 で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が起動であるとはみなさない。

2. 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
  - (1) 燃料GMは、制御棒操作を行うにあたり、あらかじめ制御棒操作手順を作成し、主任技術者の確認を得て当直長に通知する。
  - (2) 当直長は、原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、原子炉モードスイッチを起動位置にして、制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合又は制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は、表 69－2 に定める事項を確認する。
3. 当直長は、複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に、第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 69－3 の措置を講じる。

表 69－1

項 目	運転上の制限
複数の制御棒引き抜きを伴う検査	あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること

表 69－2

## 1. 5 号炉

項 目	頻 度
<p>1. 下記の原子炉保護系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 起動領域モニタ               <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉の状態が燃料交換での検査の場合                   <ul style="list-style-type: none"> <li>計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>(2) 原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合                   <ul style="list-style-type: none"> <li>計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>又は               <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉周期（ペリオド）短</li> <li>中性子束高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>・ 平均出力領域モニタ               <ul style="list-style-type: none"> <li>(原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合)                   <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子束高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>・ スクラム・ディスチャージボリューム水位高</li> <li>・ 地震加速度大</li> <li>・ 原子炉モードスイッチ「停止」位置</li> <li>・ スクラム（手動）</li> </ul>	最初の制御棒引き抜き開始前
<p>2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作がなされていることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。</p>	<p>最初の制御棒引き抜き開始前</p> <p>制御棒操作の都度</p> <p>制御棒操作の都度</p>
3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引抜位置にする都度
4. 制御棒の引き抜き操作は、制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度
5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表 22-2 に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	最初の制御棒引き抜き開始前
6. 他のか心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前

## 2. 6号炉

項 目	頻 度
<p>1. 下記の原子炉保護系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・起動領域モニタ               <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉の状態が燃料交換での検査の場合                   <ul style="list-style-type: none"> <li>計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>(2) 原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合                   <ul style="list-style-type: none"> <li>計数率高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>又は               <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉周期（ペリオド）短</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> <li>・平均出力領域モニタ               <ul style="list-style-type: none"> <li>(原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合)                   <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子束高</li> <li>機器動作不能</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>・スクラム・ディスチャージボリューム水位高</li> <li>・地震加速度大</li> <li>・原子炉モードスイッチ「停止」位置</li> <li>・スクラム（手動）</li> </ul>	最初の制御棒引き抜き開始前
<p>2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は、制御棒を操作する運転員の他に、少なくとも1名の運転員が、制御棒操作手順に従って操作がなされていることを確認する。</p> <p>又は</p> <p>制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は、第14条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。</p>	<p>最初の制御棒引き抜き開始前</p> <p>制御棒操作の都度</p> <p>制御棒操作の都度</p>
3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。	制御棒を全引抜位置にする都度
4. 制御棒の引き抜き操作は、制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。	制御棒操作の都度
5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表22-2に定める値であることを確認する。（ただし、当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く）	最初の制御棒引き抜き開始前
6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。	最初の制御棒引き抜き開始前

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	<p>A1. 引き抜き制御棒の全挿入操作を開始する。 （制御棒挿入に際しては、必要に応じて制御棒価値ミニマイザをバイパスできる。） 及び A2. 原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。</p>	<p>速やかに</p> <p>全制御棒全挿入完了後</p>



(原子炉の昇温を伴う検査)

#### 第 70 条

原子炉の状態が冷温停止において、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が 100℃以上となる場合は、表 70－1 で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が冷温停止であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が高温停止であるとはみなさない。また、本条を適用している間は、第 35 条を適用しない。

2. 原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が 100℃以上となる場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、原子炉冷却材の昇温開始から 100℃となる前に次の各項目を管理的手段で確認する。

- ①第 27 条（計測及び制御設備）の原子炉建屋隔離系計装の機能
- ②第 49 条（原子炉建屋）の機能
- ③第 50 条（原子炉建屋給排気隔離弁）の機能
- ④第 51 条（非常用ガス処理系）の機能

3. 当直長は、原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が 100℃以上となる場合に、第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 70－2 の措置を講じる。

表 70－1

項 目	運転上の制限
原子炉の昇温を伴う検査	第 27 条の原子炉建屋隔離系計装、第 49 条の原子炉建屋、第 50 条の原子炉建屋給排気隔離弁及び第 51 条の非常用ガス処理系の機能が確保されていること

表 70－2

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。	速やかに
	又は	
	A2. 1. 温度又は圧力を上昇する操作を中止する。 及び A2. 2. 原子炉冷却材温度を 100℃未満にする。	速やかに  24 時間

(原子炉モードスイッチの切替を伴う検査)

#### 第 71 条

原子炉の状態が高温停止、冷温停止及び燃料交換において、第 69 条の適用時を除いて原子炉モードスイッチを運転位置又は起動位置にする場合は、表 71-1 で定める事項を運転上の制限とする。この時、他の運転上の制限については、原子炉の状態が各々高温停止、冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし、原子炉の状態が運転又は起動であるとはみなさない。

2. 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 当直長は、表 71-2 に定める事項を確認する。

3. 当直長は、原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に、第 1 項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表 71-3 の措置を講じる。

表 71-1

項 目	運転上の制限
原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	1 体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること及び炉心変更が行われていないこと

表 71-2

項 目	頻 度
1. 1 体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること	原子炉モードスイッチの切替直前
2. 炉心変更が行われてないこと	原子炉モードスイッチの切替直前

表 71-3

条 件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 検査を中止する。 及び	速やかに
	A2. 原子炉モードスイッチを停止位置又は燃料取替位置にする。	速やかに

(運転上の制限の確認)

第 72 条

各GMは、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項<sup>※1</sup>で確認する。

2. 第3節各条の第2項で定められた頻度及び第3項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して、その確認の間隔は、表 72 に定める範囲内で延長することができる<sup>※2</sup>。ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。
3. 各GMは、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかった場合、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果、運転上の制限を満足していないと判断した場合は、この時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始する。
4. 各GMは、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし、特別な定めがある場合を除く。なお、第3節各条の第2項で定める頻度（期間）より、適用になった期間が短い場合は、当該事項を実施する必要はない。
5. 運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は、当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
6. 第3節各条の第2項で定める事項が実施され、かつその結果が運転上の制限を満足していれば、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間は、運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし、第73条第2項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。

※1：第72条から第75条を除く。以下、第73条及び第74条において同じ。

※2：第2節で定められた頻度も適用される。

表 72

頻 度		備 考
保安規定で定める頻度	延長できる時間	
1 時間に 1 回	15 分	分単位の間隔で確認する。
12 時間に 1 回	3 時間	時間単位の間隔で確認する。
24 時間に 1 回	6 時間	同上
毎日 1 回		所定の直の時間帯で確認する。
1 週間に 1 回		日単位の間隔で確認する。
1 ヶ月に 1 回	7 日	同上 なお、1 ヶ月は 31 日とする。
1,000MW d / t に 1 回	250MW d / t	

(運転上の制限を満足しない場合)

第 73 条

運転上の制限を満足しない場合とは、各GMが第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、各GMは、この判断を速やかに行う。

2. 各GMは、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に関係する事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 各GMは、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
4. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した場合、5・6号運転管理部長に報告し、5・6号運転管理部長は所長及び主任技術者に報告する。
5. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。なお、運転上の制限を満足していないと判断した場合の要求される措置の運用方法については、表73の例に準拠する。
6. 各GMは、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、5・6号運転管理部長に報告し、5・6号運転管理部長は主任技術者に報告する。
7. 各GMは、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰にあたっては、主任技術者の確認を得る。
8. 各GMは、次の各号を適用することができる。
  - (1) 運転上の制限を満足していないと判断している期間中は、要求される措置に定めがある場合を除き、当該条文の第2項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし、当該条文の第2項で定める頻度で実施しなかった事項については、運転上の制限を満足していると判断した後、速やかに実施する。
  - (2) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。
  - (3) 要求される措置を実施した場合、その内容が第3節各条の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。
  - (4) 当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり、その内容が当該条文の第2項で定める事項と同じである場合は、当該事項を実施したとみなすことができる。

表 73

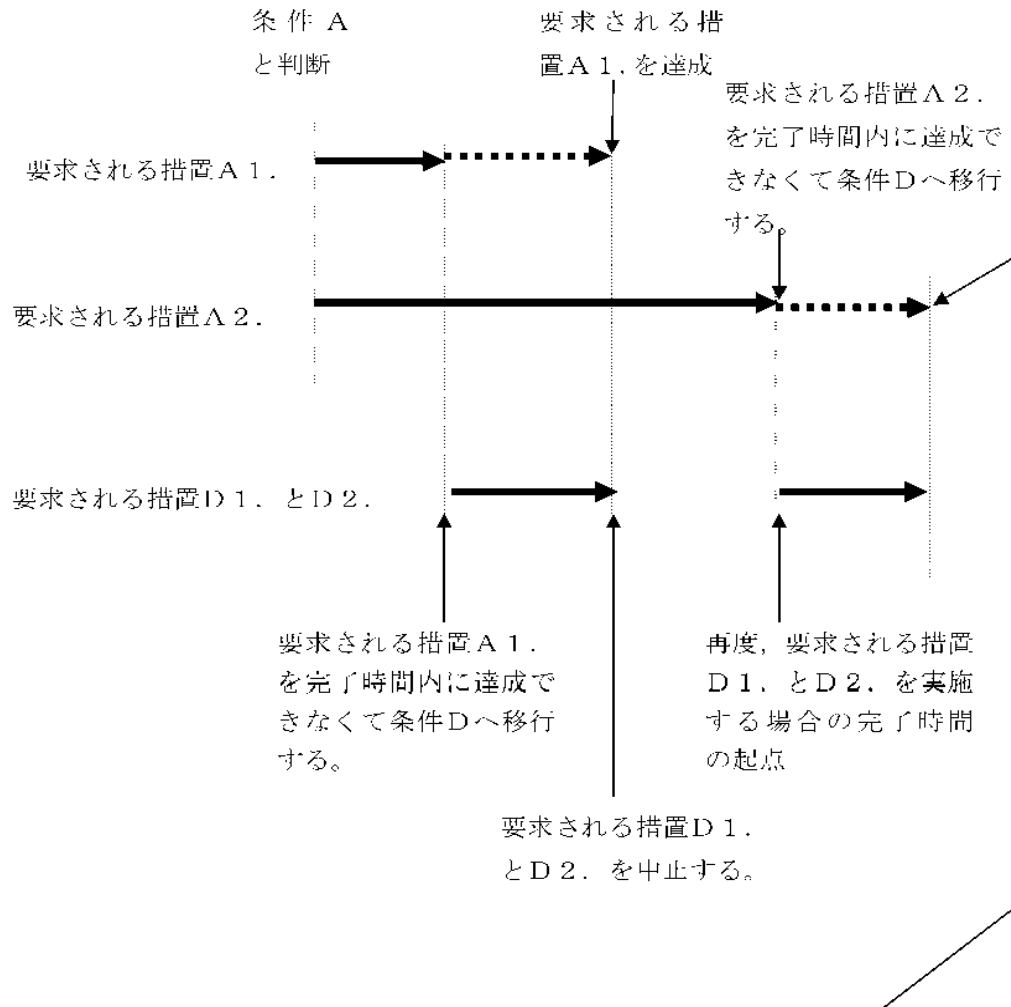
条 件	要求される措置	完了時間
A. 機能 X が確認できない場合	A1. 機能 X の代替機能を確認する。 及び A2. 機能 X を確認する。	1 時間, その後 8 時間に 1 回  3 日間
B. 機能 Y が確認できない場合	B1. 機能 Y を確認する。 又は B2. 原子炉熱出力を 30% 未満にする。	8 時間  8 時間
C. 機能 X が確認できない場合 及び 機能 Y が確認できない場合	C1. 機能 X を確認する。 又は C2. 機能 Y を確認する。	1 時間  1 時間
D. 条件 A, B 又は C で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 高温停止にする。 及び D2. 低温停止にする。	24 時間  36 時間

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合に、該当する条件がない場合は、要求される措置としては 13 時間以内に原子炉の状態を起動にする、25 時間以内に高温停止にする及び 37 時間以内に低温停止にする。ただし、この要求される措置を実施中に運転上の制限が適用される状態でなくなった場合又は運転上の制限を満足していると判断した場合は、この限りでない。
- (2) 要求される措置 A1. と A2. (又は要求される措置 B1. と B2.) の完了時間の起点は、いずれも条件 A (又は条件 B) であると判断した時点 (運転上の制限を満足していないと判断した時点と同じ) である。また、要求される措置 C1. と C2. 並びに D1. と D2. の完了時間の起点は、いずれも条件 C 又は D に移行した時点である。
- (3) 条件 B (機能 Y が確認できない場合) であると判断した場合、要求される措置 B1. 又は B2. を実施するが、いずれの措置も 8 時間以内に達成することは困難と判断した場合は、8 時間を待たずに条件 D に移行することができる。このとき、要求される措置 D1. と D2. の完了時間の起点は条件 D に移行した時点である。
- (4) 要求される措置 A1. を 1 時間以内に達成できない場合又はその後の 8 時間毎の確認ができない場合は、条件 D へ移行する。このとき、要求される措置 D1. と D2. の実施と並行して要求される措置 A1. と A2. を実施し、要求される措置 A1. が要求される措置 A2. の完了時間である 3 日間以内に達成できた場合は、その時点で要求される措置 D1. と D2. の実施要求はなく、また、原子炉熱出力は条件 D へ移行する前の状態に戻すことができる。その後は、引き続き要求される措置 A2. を 3 日間以内 (起点は最初に条件 A で

あると判断した時点）に達成させる。（参考図 73－1 参照）

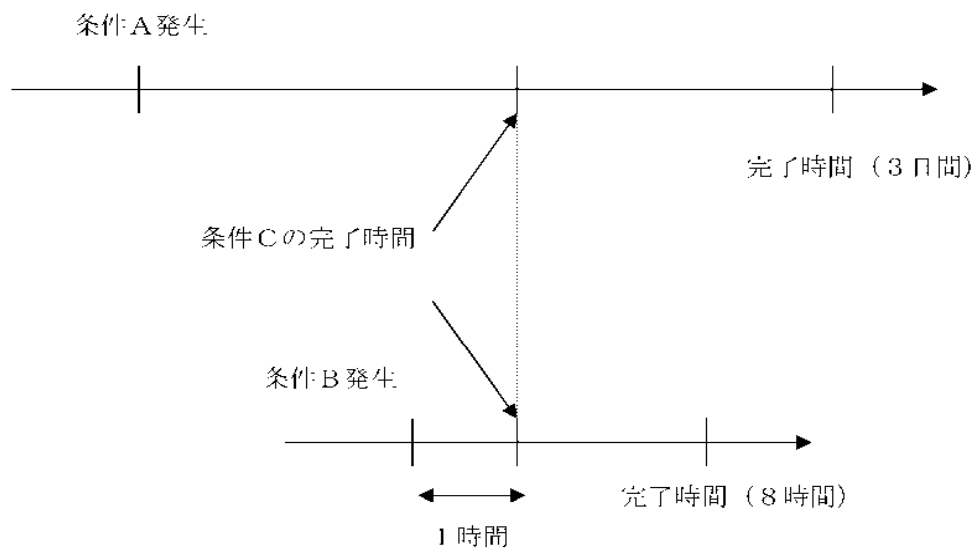
- （5）（4）において、要求される措置 A2. を 3 日間以内に達成できない場合は、その時点から条件 D へ移行する。このときの要求される措置 D1. と D2. の完了時間の起点は、改めて条件 D に移行した時点であり、最初に条件 D へ移行した時点ではない。（参考図 73－1 参照）
- （6）条件 A（機能 X が確認できない場合）の要求される措置 A1. と A2. を実施中に条件 B（機能 Y が確認できない場合）であると判断した場合、条件 C に移行し、要求される措置 C2.（又は要求される措置 C1.）を 1 時間以内に達成すると、条件 C から条件 A（又は条件 B）に移行する。このとき再度、条件 A（又は条件 B）の要求される措置 A1. と A2.（又は要求される措置 B1. と B2.）を実施することになるが、完了時間の起点は、最初に条件 A（又は条件 B）であると判断した時点である。（参考図 73－2 参照）
- （7）条件 A（機能 X が確認できない場合）の要求される措置 A1. と A2. を実施中に条件 B（機能 Y が確認できない場合）であると判断した場合、条件 C に移行するが、要求される措置 C2.（又は要求される措置 C1.）の完了時間より前に条件 A の完了時間が来るときは、条件 A の完了時間が優先する。このとき、実質的な条件 C の完了時間は条件 A の完了時間と同じであり、要求される措置 A1. と A2. が条件 A の完了時間内に達成できれば、自動的に条件 C の要求される措置は達成され、条件 B の完了時間は条件 B であると判断した時点を経点とする完了時間となる。また、要求される措置 A1. と A2. が条件 A の完了時間内に達成できなければ、条件 C の要求される措置を実施するしないにかかわらず条件 D へ移行する。（参考図 73－3 参照）

参考図 73-1



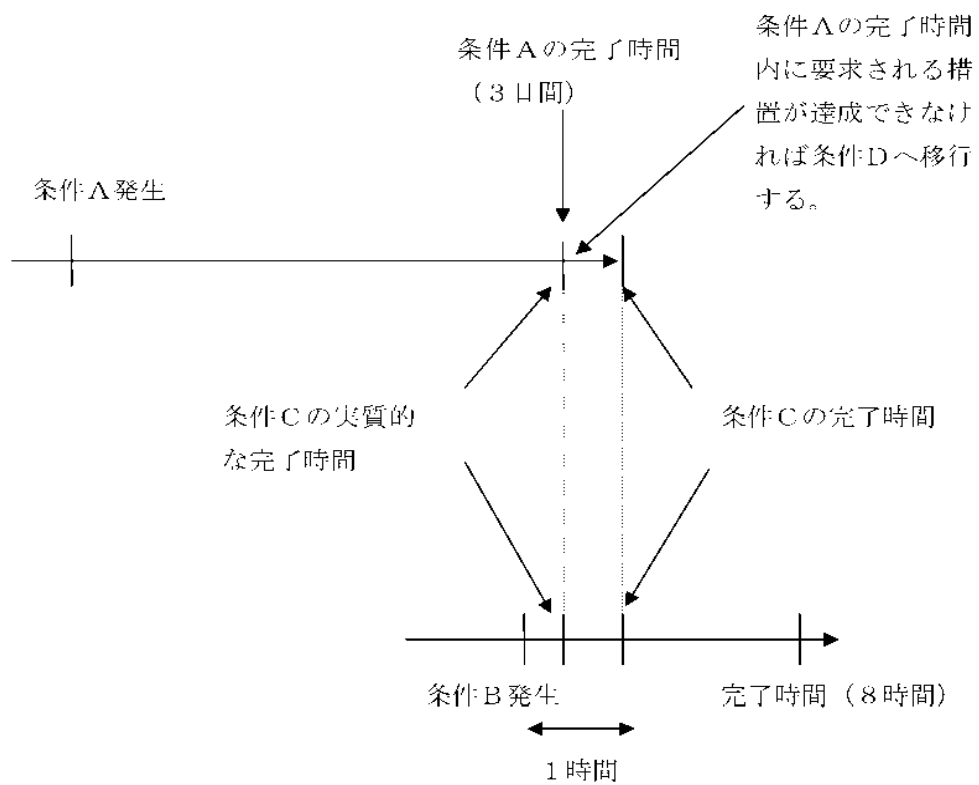
要求される措置 A 2. が達成できた場合 (機能 X が確認できた場合) とは、運転上の制限を満足していることが確認できた場合であり、全ての要求される措置を中止し、運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰を行うことができる。

参考図 73-2



条件Cの完了時間内に機能X又は機能Yが確認できれば  
条件A又は条件Bの本来の完了時間に戻る。





条件Aの完了時間内に機能Xが確認できれば、  
条件Bの本来の完了時間に戻る。

(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合)

#### 第74条

各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置<sup>※1</sup>を要求される完了時間の範囲内で実施する。

2. 各GMは、予防保全を目的とした保全作業を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置<sup>※1</sup>を定め、主任技術者の確認を得て実施する。
3. 第1項及び第2項の実施については、第73条第1項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。
4. 各GMは、第1項又は第2項に基づく保全作業を行う場合、関係GMと協議し実施する。
5. 第1項及び第2項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。
6. 各GMは、第1項を実施する場合、運転上の制限外に移行する前に、要求される措置<sup>※2</sup>を順次実施し、すべて終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。
7. 各GMは、第1項又は第2項を実施する場合、第73条第3項及び第8項に準拠する。
8. 第1項及び第2項において、要求される措置又は安全措置を実施できなかった場合、各GMは当該運転上の制限を満足していないと判断する。
9. 各GMは、第2項を実施し、当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は、5・6号運転管理部長に報告し、5・6号運転管理部長は主任技術者に報告する。

※1：第3節各条の第2項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は、第1項においては要求される措置、第2項においては必要な安全措置に代えることができる。

※2：保全作業を実施する当該設備等に係る措置及び運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回日以降の実施については除く。

(運転上の制限に関する記録)

#### 第 75 条

当直長は、原子炉の状態を変更した場合は、引継日誌に変更した時刻及び原子炉の状態を記録する。

2. 当直長は、自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合又は燃料GMから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合は、当該運転上の制限及び満足していないと判断した時刻
- (2) 要求される措置を実施した場合は、当該措置の実施結果（保全作業を含む）
- (3) 運転上の制限を満足していると判断した場合は、満足していると判断した時刻

3. 当直長は、自ら第 74 条第 1 項又は第 2 項で定める保全作業を実施した場合又は各GMから第 74 条第 1 項又は第 2 項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合、次の各号を引継日誌に記録する。

- (1) 第 74 条第 1 項又は第 2 項で定める保全作業を実施した場合は、適用除外とした運転上の制限、その時刻及び保全作業の内容
- (2) 要求される措置又は安全措置を実施した場合は、当該措置の実施結果
- (3) 運転上の制限外から復帰した場合は、復帰した時刻

(異常発生時の基本的な対応)

第 76 条

当直長は、次の各号に示す場合、5・6号運転管理部長に報告する。

- (1) 原子炉の自動スクラム信号が発信した場合※<sup>1</sup>
- (2) 原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず自動スクラム信号が発信しない場合
- (3) 原子炉を手動スクラムした場合※<sup>1</sup>

2. 当直長は、操作を行っていない制御棒が動作した場合、5・6号運転管理部長に報告するとともに、速やかに当該制御棒を、当初の管理位置※<sup>2</sup>に適合させる又は全挿入するための措置を講じる。ただし、炉心から全燃料が取り出されている場合を除く。なお、本節でいう操作を行っていない制御棒が動作した場合※<sup>3</sup>とは次に定めるものをいう。

- (1) 挿入又は引抜き操作を行っていない制御棒が当初の管理位置※<sup>2</sup>から他の位置※<sup>4</sup>に動作したとき
- (2) 全挿入位置にある制御棒であって挿入又は引抜き操作を行っていない制御棒が全挿入位置を超えて更に挿入される方向に動作したとき

3. 当直長は、放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合又はそのおそれがあると判断した場合には、5・6号運転管理部長に報告するとともに、それを抑制するために、原子炉建屋の隔離、気体廃棄物処理系の隔離等の必要な措置を講じる。

4. 5・6号運転管理部長及び各GMは、第1項、第2項又は第3項について次に示す必要な措置を講じる。

- (1) 5・6号運転管理部長は、各GMに異常の原因調査及び対応措置を指示するとともに、異常が発生したことを所長及び主任技術者に報告する。
- (2) 各GMは、異常の原因調査及び対応措置を実施するとともに、異常の原因及び対応措置について5・6号運転管理部長に報告する。
- (3) 5・6号運転管理部長は、異常の原因及び対応措置を所長及び主任技術者に報告するとともに、当直長に連絡する。
- (4) 異常の原因が、第78条第3項に該当する場合は、本項(1)、(2)及び(3)を省略することができる。

※1：予定された検査による場合、ハーフスクラムした場合又は自動スクラム信号発信前から制御棒が全挿入している場合を除く。

※2：「管理位置」とは、制御棒を管理するために一定の間隔に基づいて設定し、表示することとされている制御棒の位置をいう。

※3：制御棒の動作が、スクラム信号による動作である場合は除く。ただし、第2項(1)又は(2)の動作後にスクラム信号が発生し、制御棒が動作した場合は、操作を行っていない制御棒が動作した場合に該当する。

※4：「他の位置」とは、当初の管理位置から1ノッチ以上離れた位置をいう。

(異常時の措置)

第 77 条

当直長は、第 76 条第 1 項の異常が発生した場合は、異常の状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。

2. 当直長は、前項の必要な措置を講じるにあたっては、添付 1 に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に従って実施する。
3. 第 76 条第 1 項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第 3 節運転上の制限は適用されない。
4. 当直長は、第 3 項の判断を行うにあたって、主任技術者の確認を得る。
5. 第 76 条第 1 項の異常の原因が、第 78 条第 3 項に該当する場合は、第 4 項を省略することができる。

(異常収束後の措置)

第 78 条

当直長は、第 76 条第 1 項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、その原因に対する対策が講じられていること及び原子炉の状態に応じて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。

2. 当直長は、第 76 条第 1 項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

3. 当直長は、第 76 条第 1 項の異常の原因が、次のいずれかに該当する場合は、所長の承認を得ないで原子炉を再起動することができる。ただし、(1) 又は (2) に伴って想定される事象以外に著しい不適合事象が発生した場合を除く。

(1) 発電所外で電気事故が発生し、その電気事故の波及で原子炉がスクラムした場合又は波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。

(2) 第 17 条第 3 項の措置として原子炉をスクラムさせた場合。

## 第5章 燃料管理

(新燃料の運搬)

### 第79条

燃料GMは、5号炉又は6号炉の新燃料を新燃料輸送容器から取り出す場合及び新燃料輸送容器に収納する場合は、原子炉建屋クレーンを使用する。

2. 燃料GMは、管理対象区域内において、5号炉又は6号炉の新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。

(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

(3) 新燃料が臨界に達しない措置を講じること。<sup>※1</sup>

(4) 法令に適合する容器に封入すること。<sup>※1</sup>

(5) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

3. 実用発電用原子炉<sup>i</sup>の設置、運転等に関する規則第88条第4項を適用している間は、本条は適用としない。

※1：発電所構外より発電所構内に搬入される場合は、発送前確認をもって代えることができる。

(新燃料の貯蔵)

### 第80条

燃料GMは、5号炉<sup>i</sup>又は6号炉<sup>i</sup>に新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。

(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

(3) 原子炉建屋クレーン又は燃料取替機を使用すること。

(4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

(燃料の検査)

#### 第 8 1 条

燃料GMは、定期検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認する。

2. 燃料GMは、定期検査を行うために原子炉を停止する場合の原子炉冷却材中のよう素 131 の増加量の測定結果から、 SHIPPING 検査を行い、燃料の使用の可否を判断する。なお、漏えい又は漏えいの疑い有りと判断した燃料については、あわせて燃料集合体外観検査を行う。
3. 燃料GMは、第 1 項又は第 2 項の検査の結果、使用しないと判断した燃料のうち使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。
4. 燃料GMは、第 1 項又は第 2 項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、燃料取替機を使用する。

(燃料取替実施計画)

#### 第 8 2 条

燃料GMは、原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は、燃料を装荷するまでに取替炉心の配置及び体制を燃料取替実施計画に定め、主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

2. 燃料GMは、第 1 項の燃料取替実施計画を定める前に、燃料を装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて、以下の項目について取替炉心の安全性評価を行い、その評価結果が制限値を満足していることを確認する。
  - (1) 停止余裕
  - (2) 最小限界出力比
  - (3) 燃料棒最大線出力密度
  - (4) 燃料集合体最高燃焼度
3. 燃料を装荷した後に、第 2 項の期間を延長する場合には、あらかじめ燃料GMは、その延長する期間も含め第 2 項に定める評価及び確認を行い、主任技術者の確認を得て所長に報告する。ただし、延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が、第 2 項の評価に用いた取替炉心の燃焼度を超えていない場合は除く。



(燃料移動手順)

#### 第 8 3 条

燃料GMは、原子炉内及び原子炉と使用済燃料プール間の燃料移動を実施する場合は、あらかじめ次の事項を満足する燃料移動手順を作成する。

- (1) 制御棒を引き抜くセルについては、燃料をすべて取り出しておく。
- (2) 燃料を装荷するセルについては、制御棒を全挿入しておく。
- (3) 原子炉運転のための燃料配置に変更する場合は、燃料取替実施計画に定める配置とする。
- (4) (1) 又は (2) を満足しないセルがある場合は、当該セルに隣接するセルの燃料をすべて取り出す。

(燃料移動)

#### 第 8 4 条

- 当直長は、第 8 3 条の燃料移動手順に従い、燃料取替機を使用して燃料移動を行う。
2. 当直長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表 8 4 - 1 - a について確認する。
  3. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表 8 4 - 2 - a の措置を講じる。
  4. 当直長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表 8 4 - 1 - b について確認する。
  5. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表 8 4 - 2 - b の措置を講じる。
  6. 当直長は、第 2 項から第 5 項の実施にあたっては、第 7 2 ～ 7 5 条に準拠する。

表 8 4 - 1 - a

項 目	頻 度
1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1) 制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2) 燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前※ <sup>1</sup>
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において 1 本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には、2 本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。	燃料移動開始前※ <sup>1</sup>
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日 1 回
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する	2 4 時間に 1 回
5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度

表 8 4 - 1 - b

項 目	頻 度
1. 引き抜く制御棒毎に、当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※ <sup>2</sup>	制御棒を引き抜く直前
2. 引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※ <sup>2</sup> （ただし、引き抜かれた制御棒を除く）	制御棒を引き抜く直前
3. 制御棒が引き抜かれているセルは、燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※ <sup>2</sup>	毎日 1 回
4. 1 体以上の燃料が装荷されているセルは、制御棒が全挿入されていることを確認する。※ <sup>2</sup>	毎日 1 回
5. 炉心に燃料を装荷する場合は、当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。	燃料を装荷する直前
6. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度

※<sup>1</sup>：燃料移動開始前とは、燃料取り出しの工程の前をいう。

※<sup>2</sup>：第 8 3 条第 1 項の（4）適用時を除く。

表 8 4 - 2 - a

条 件	要求される措置	完了時間
A. 表 8 4 - 1 - a のうち一つ以上が確認できない場合	A 1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに
	及び	
	A 2. 燃料装荷を中止する。	速やかに
	及び	
	A 3. 1. 1 体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに
	又は	
	A 3. 2. 表 8 4 - 1 - a の条件を満足する措置を開始する。	速やかに

表 8 4 - 2 - b

条 件	要求される措置	完了時間
A. 表 8 4 - 1 - b のうち一つ以上が確認できない場合	A 1. 制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。	速やかに
	及び	
	A 2. 燃料装荷を中止する。	速やかに
	及び	
	A 3. 1. 1 体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。	速やかに
	又は	
	A 3. 2. 表 8 4 - 1 - b の条件を満足する措置を開始する。	速やかに

(使用済燃料の貯蔵)

#### 第85条

機械第三GMは、5号カ<sup>i</sup>又は6号カ<sup>i</sup>の使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 表85に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料共用プール又は使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵すること。使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する場合には、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納されていることを確認すること。
  - (2) 使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置を使用すること。
  - (3) 使用済燃料共用プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。
  - (4) 使用済燃料輸送容器保管建屋において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。
2. 燃料GMは、5号炉又は6号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。
- (1) 表85に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料プール又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵すること。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する場合には、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納されていることを確認すること。
  - (2) 使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用すること。
  - (3) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。
  - (4) 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。
3. 機械第三GMは、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に5号カ<sup>i</sup>又は6号カ<sup>i</sup>の使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。
- (1) 福島第一が規則第15条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。
  - (2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。
4. 機械第三GMは、使用済燃料共用プール及び使用済燃料輸送容器保管建屋の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。
5. 燃料GMは、5号炉及び6号炉の使用済燃料プール並びに使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。
6. 機械第三GMは、使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器の遮へい性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。
7. 1/2/3/4号カ<sup>i</sup>の当直長は、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の密封性能及び除熱性能が保持されていることを監視するとともに、その結果、異常が認められた場合には燃料GMに連絡し、燃料GMは必要な措置を講じる。ただし、密封性能及び除熱性能の監視を行

うための監視設備が設置されるまでの間は、機械第三GMは密封性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

表 8 5

各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設
5 号炉	5 号炉の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール <sup>※1</sup> 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備 <sup>※2</sup>
6 号炉	6 号炉の使用済燃料プール、使用済燃料共用プール <sup>※1</sup> 、使用済燃料輸送容器保管建屋 <sup>※3</sup> 又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備 <sup>※2</sup>

※1：使用済燃料共用プールには、使用済燃料プール又は炉内で19ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。

※2：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については4年以上、増設については13年以上冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8燃料、新型8×8燃料及び新型8×8ジルコニウムライナ燃料）を収納する。ただし、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した燃料を使用済燃料共用プールに貯蔵した燃料と入れ替える場合は、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで13年以上冷却された燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器には、使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで18年以上冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8燃料、新型8×8燃料及び新型8×8ジルコニウムライナ燃料）を収納するとともに、使用済燃料のタイプ、燃焼度に応じた配置とする。

※3：使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には、使用済燃料プールで4年以上冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料（8×8燃料、新型8×8燃料及び新型8×8ジルコニウムライナ燃料）を収納する。

(使用済燃料の運搬)

#### 第86条

燃料GMは、発電所内において、5号炉又は6号炉から使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料プールにおいて構内用輸送容器に収納する。

- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
- (2) 燃料取替機を使用すること。
- (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 収納する使用済燃料のタイプ及び冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。

2. 燃料GMは、発電所内において、5号炉又は6号炉から使用済燃料を収納した構内用輸送容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。
- (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、誘導車を配置すること。
- (4) 車両を徐行させること。
- (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
- (6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

3. 燃料GMは、5号炉又は6号炉において、構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合、使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用し、使用済燃料共用プールにおいて、5号炉又は6号炉から運搬した構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合、燃料取扱装置を使用する。

4. 機械第三GMは、発電所内において、使用済燃料共用プールから使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料共用プールにおいて使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納する。

- (1) 法令に適合する容器を使用すること。
- (2) 燃料取扱装置を使用すること。
- (3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。
- (4) 収納する使用済燃料のタイプ、冷却期間及び配置が、容器の収納条件に適合していること。

5. 機械第三GMは、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

- (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。
- (2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

- (3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、誘導車を配置すること。
  - (4) 車両を徐行させること。
  - (5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。
  - (6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。
6. 機械第三GMは、使用済燃料共用プールにおいて、使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器から使用済燃料を取り出す場合、燃料取扱装置を使用する。
7. 機械第三GMは、使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式貯蔵容器を搬出する場合は、放射線被ばく上の影響が十分小さくなるように取り扱う。

## 第6章 放射性廃棄物管理

(放射性固体廃棄物の管理)

### 第87条

各GMは、次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設等に貯蔵<sup>※</sup>又は保管する。

- (1) 原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は、燃料GMが使用済燃料プールに貯蔵、若しくはチャンネルボックス等については使用済燃料共用プールに貯蔵する。
- (2) 使用済樹脂及びフィルタスラッジは、当直長が使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。
- (3) その他の雑固体廃棄物は、各GMがドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ、廃棄物管理GMが固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。
- (4) 廃棄物管理GMは、貯蔵庫に保管されたドラム缶を貯蔵庫以外に一時的に仮置きする場合は、ドラム缶等仮設保管設備<sup>※2</sup>に運搬するとともに、ドラム缶等仮設保管設備に保管されているドラム缶等<sup>※3</sup>について以下の事項を実施する。

イ 関係者以外がむやみに立入らないよう、ドラム缶等仮設保管設備又は柵等による区画を行い、立入りを制限する旨を表示する。

ロ ドラム缶の表面線量当量率が0.1mSv/h以下であることを確認し、保管する。

ハ ドラム缶を3段に積み重ねて設置する場合には、転倒防止対策を施す。

ニ ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し、測定結果を表示する。

2. 各GMは、放射性固体廃棄物を封入又は固型化したドラム缶等の容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、かつ表120-1の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。

3. 各GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

- (1) 廃棄物管理GMは、貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回貯蔵庫を巡視するとともに、事故前の保管量の推定値を元に保管物の出入りを確認する。
- (2) 当直長は、使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。
- (3) 廃棄物管理GMは、サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等について、事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。また、燃料GMは、使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒、チ



チャンネルボックス等について、事故前の貯蔵量の推定値を元に貯蔵物の出入りを確認するとともに、使用済燃料共用プールについては、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等の貯蔵状況を確認するために、1ヶ月に1回使用済燃料共用プールを巡視するとともに、3ヶ月に1回貯蔵量を確認する。

(4) 廃棄物管理GMは、ドラム缶等仮設保管設備におけるドラム缶等の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回巡視を行うとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。なお、ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

4. 廃棄物管理GMは貯蔵庫及びサイトバンカの日につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

5. 各GMは管理対象区域内において放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。

(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。

※1：貯蔵とは、保管の前段階のもので、廃棄とは異なるものをいう。

※2：ドラム缶等仮設保管設備とは、ドラム缶等を仮置きする蛇腹ハウスをいう。以下、本条において同じ。

※3：ドラム缶等とは、ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物をいう。以下、本条において同じ。

(発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理)

## 第87条の2

発電所の敷地内で発生した瓦礫等<sup>※1</sup>について、廃棄物管理GMは、仮設保管設備<sup>※2</sup>、固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設<sup>※3</sup>及び伐採木一時保管槽<sup>※4</sup>を含む。）について、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

2. 各GMは、次に定める瓦礫等の種類に応じて、回収したものを一時保管エリアに運搬する。また、切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

(1) 発電所敷地内で発生した瓦礫類<sup>※5</sup>は、各GMが、瓦礫類の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物管理GMがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した仮設保管設備、貯蔵庫、覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し、遮へいや容器収納、シート養生等の措置を講じる。

(2) 発電所において発生した使用済保護衣等<sup>※6</sup>は、廃棄物管理GMが、袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお、廃棄物管理GMは圧縮等を行うことができる。

(3) 伐採木は、各GMが、発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限、通気性確保、伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

3. 廃棄物管理GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等、伐採木の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。

(2) 覆土式一時保管施設において、覆土完了後、槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。

(3) 伐採木一時保管槽において、定期的に温度監視を実施する。

(4) 仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

※1：瓦礫等とは、瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下、本条において同じ。

※2：仮設保管設備とは、瓦礫等を一時保管する設備のうち、テント、蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下、本条において同じ。

- ※3：覆土式一時保管施設とは、線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下、本条において同じ。
- ※4：伐採木一時保管槽とは、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下、本条において同じ。
- ※5：瓦礫類とは、発電所敷地内において、今回の地震、津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい、回収した土壌を含む。以下、本条において同じ。
- ※6：使用済保護衣等とは、使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下、本条において同じ。

(放射性液体廃棄物の管理)

第 88 条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2. 5・6号放射線管理GMは、表 88-1 に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、次の事項を管理する。また、測定した結果を当直長に通知する。

(1) 放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。

(2) 5号炉及び6号炉で発生した放射性液体廃棄物について、復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が、表 88-2 に定める放出管理H標値を超えないように努めること。

(3) 5号炉及び6号炉で発生した放射性液体廃棄物について、復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が、表 88-3 に定める放出管理の基準値を超えないように努めること。

3. 当直長は、放射性液体廃棄物を放出する場合は、排水モニタを監視し、復水器冷却水放水口より放出する。

表 88-1

分 類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体 廃棄物	放射性物質の濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	放出の都度	・収集タンク ・サンプルタンク
	トリチウム濃度	試料放射能 測定装置	1ヶ月に1回	

表 88-2

項 目	放出管理H標値
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$7.4 \times 10^{10} \text{ Bq/年}$

表 88-3

項 目	放出管理の基準値
トリチウム	$7.4 \times 10^{12} \text{ Bq/年}$

(放射性気体廃棄物の管理)

第 89 条

5・6号放射線管理GMは、表89－1に定める項目について、同表に定める頻度で測定し、次の事項を管理する。また、測定した結果を当直長に通知する。

- (1) 排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の3ヶ月平均値が、法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。
- (2) 排気筒等からの放射性物質（希ガス，よう素131）の放出量が、表89－2に定める放出管理H標値を超えないように努めること。

2. 当直長は、放射性気体廃棄物を放出する場合は、排気筒等より放出し、排気筒モニタを監視する。

表 89－1

分 類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度
放射性 気体廃棄物	・ 5，6号炉 共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (建屋換気空調系運転時)
		よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (建屋換気空調系運転時)
	・ 5号炉 非常用ガス 処理系 ・ 6号炉 非常用ガス 処理系	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時 (非常用ガス処理系運転時)
		よう素 131 濃度 粒子状物質濃度 (主要ガンマ線 放出核種)	試料放射能 測定装置	1 週間に 1 回 (非常用ガス処理系運転時)

表 89－2

項 目	放出管理H標値
放射性気体廃棄物	
希ガス	$2.8 \times 10^{15}$ Bq/年
よう素 131	$1.4 \times 10^{11}$ Bq/年

(放出管理用計測器の管理)

#### 第 9 0 条

各 GM は、表 9 0 に定める放出管理用計測器について、同表に定める数量を確保する。ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表 9 0

分 類	計測器種類	所管 GM	数 量
1. a. 放射性液体廃棄物 放出監視用計測器	排水モニタ	計測制御 GM	2 台※ <sup>1</sup>
b. 放射性液体廃棄物 放出管理用計測器	試料放射能測定装置	保安総括 GM	2 台
2. 放射性気体廃棄物 放出管理用計測器	排気筒モニタ	計測制御 GM	3 台※ <sup>2</sup>
	試料放射能測定装置	保安総括 GM	1 台※ <sup>3</sup>

※ 1 : 5 号機及び 6 号機の排水モニタの合計の台数（排水モニタが復旧していない場合には、未復旧の排水モニタを除いた台数とする。）

※ 2 : 5, 6 号機共用排気筒モニタ, 5 号機非常用ガス処理系排気筒モニタ及び 6 号機非常用ガス処理系排気筒モニタの合計の台数

※ 3 : 放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用

(頻度の定義)

#### 第 9 1 条

本章でいう測定頻度に関する考え方は、表 9 1 のとおりとする。

表 9 1

頻度	考え方
1 週間に 1 回	月曜日を始期とする 1 週間に 1 回実施
1 ヶ月に 1 回	毎月 1 日を始期とする 1 ヶ月間に 1 回実施
3 ヶ月に 1 回	4 月 1 日, 7 月 1 日, 10 月 1 日及び 1 月 1 日を始期とする各 3 ヶ月間に 1 回実施
常時	測定可能な状態において常に測定することを意味しており, 点検時等の測定不能な期間を除く。

## 第7章 放射線管理

(管理対象区域の設定及び解除)

### 第92条

管理対象区域は、添付2-1に示す区域とする。

2. 5・6号放射線管理GMは、管理対象区域を柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、管理対象区域境界と周辺監視区域境界が同一の場合であって、周辺監視区域境界に第98条の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 5・6号放射線管理GMは、管理対象区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 5・6号放射線管理GMは、添付2-1における建物等の内部の管理対象区域境界付近において、表92に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理対象区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、5・6号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 5・6号放射線管理GMは、第4項以外で、建物等の内部において一時的に管理対象区域を設定又は解除する場合は、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、5・6号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 5・6号放射線管理GMは、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理対象区域を設定することができる。設定にあたって、5・6号放射線管理GMは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 5・6号放射線管理GMは、第6項における管理対象区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを5・6号放射線管理GMが確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 9 2

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置



(管理区域の設定及び解除)

## 第92条の2

管理区域は、添付2に示す区域とする。

2. 5・6号放射線管理GMは、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし、壁、柵等の区画物が損壊により区画ができない場合であって、管理対象区域境界に第92条第2項の措置を講じる場合は、この限りでない。
3. 5・6号放射線管理GMは、管理区域の解除を行う場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。
4. 5・6号放射線管理GMは、添付2における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表92の2に示す作業を行う場合で、3ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって、5・6号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
5. 5・6号放射線管理GMは、第4項以外で、一時的に管理区域を設定又は解除する場合は、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって、5・6号放射線管理GMは目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。
6. 5・6号放射線管理GMは、第5項にかかわらず、緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって、5・6号放射線管理GMは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。
7. 5・6号放射線管理GMは、第6項における管理区域を設定した場合は、設定後において、目的、期間及び場所を明らかにし、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。なお、当該エリアを元に戻す場合についても、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを5・6号放射線管理GMが確認し、主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。

表 9 2 の 2

タンク点検等
ポンプ点検等
バルブ点検等
配管点検等
ケーブル点検等
空調点検等
計測器類点検等
監視カメラ点検等
扉・シャッター修理他作業
清掃作業
建物補修
搬出入作業
物品の仮置

(管理対象区域内における区域区分)

#### 第93条

- 5・6号放射線管理GMは、管理対象区域を管理区域と管理区域を除く区域に区分する。
2. 管理区域と管理区域を除く区域は、添付2-1に示す区域とする。
3. 5・6号放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにする。

(管理対象区域のうち管理区域を除く区域内における区域区分)

#### 第93条の2

5・6号放射線管理GMは、管理区域を除く管理対象区域を次のとおり区分することができる。

- (1) 表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理対象区域」という。）
- (2) 表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域
2. 汚染のおそれのない管理対象区域は、添付2-1に示す区域とする。
3. 5・6号放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。
4. 5・6号放射線管理GMは、汚染のおそれのない管理対象区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に注意事項を掲示する。
5. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、汚染のおそれのない管理対象区域で表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超える場所を確認した場合は、直ちに当該箇所を区画、第1項(2)に定める区分に変更する等の応急措置を講じるとともに、除染等の措置により管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

(管理区域内における区域区分)

第93条の3

5・6号放射線管理GMは、管理区域を次のとおり区分することができる。

- (1) 表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理区域」という。）
  - (2) 表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域
2. 汚染のおそれのない管理区域は、添付2に示す区域とする。ただし、放射線レベルが高く、区域区分に係る条件を満足できない場合は、第93条の2第1項(1)又は第93条の2第1項(2)の区域とみなす。
3. 5・6号放射線管理GMは、一時的に第1項に係る区域区分を変更する場合は、目的、期間及び場所を明らかにするとともに、あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても、5・6号放射線管理GMはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。
4. 5・6号放射線管理GMは、汚染のおそれのない管理区域と第1項(2)で定める区域が隣接する場合は、第1項(2)で定める区域への入口付近に標識を設ける。

(管理対象区域内における特別措置)

#### 第94条

管理対象区域内における特別措置が必要な区域は、次に示す区域とする。

- (1) 放射線レベルが高い場所
- (2) 放射線レベルが確認されていない場所
- (3) 滞留水を貯留する場所

2. 各GMは、第1項に定める各区域について、次の措置を講じる。

- (1) 5・6号放射線管理GMは、管理対象区域に立ち入る者が見やすい場所に、第1項(1)及び(2)に示す場所を明確にしたサーベイマップを掲示して周知する他、作業員以外が立ち入る可能性及び措置に伴う被ばくを考慮して必要な場合に限り第1項(1)の場所にロープ等による立入制限の措置を講じる。
- (2) 各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(3)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

3. 各GMは、管理対象区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案するとともに、第1項の区域内で作業を行う場合は、放射線防護上の措置について5・6号放射線管理GMのレビューを受ける。

(管理区域内における特別措置)

第94条の2

5・6号放射線管理GMは、管理区域のうち次の基準を超える場合又は超えるおそれがある場合は、標識を設けて他の場所と区別する他、区画、施錠等の措置を講じる。ただし、放射線等の危険性が低い場合は、この限りでない。

(1) 外部放射線に係る線量当量率が1時間につき1ミリシーベルト

(2) 空気中の放射性物質濃度又は床、壁、その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が、法令に定める管理区域に係る値の10倍

2. 各GMは、第1項の区域内で作業を行う場合、作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し、5・6号放射線管理GMのレビューを受ける。ただし、巡視・点検その他定型化され、別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は、この限りでない。

3. 各GMは、汚染の広がりを防止するため、第1項(2)の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

4. 5・6号放射線管理GMは、床・壁等の損壊や放射線レベルが高い又は未確認であるため第1項の措置を講じることができない場合、管理区域内における特別措置は第94条に定める管理区域を除く区域における特別措置と同一とする。

(管理対象区域への出入管理)

#### 第95条

保健安全GMは、管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

(1) 放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者

(2) 一時立入者：放射線業務従事者以外の者であつて、放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。ただし、所員又は安定化センター員で緊急作業に従事する間に受けた実効線量が100ミリシーベルト超過者が管理対象区域で定められた移動経路を経て、管理対象区域でない箇所執務する場合に限り、放射線業務従事者の随行を必要としない。

2. 放射線安全GMは、第1項にて許可していない者について、管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし、防護管理GMが、あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え、車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。

3. 放射線安全GMは、管理対象区域の出入管理箇所において、人の出入り等を監視する。

4. 放射線安全GMは、第3項以外の出入口には、施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。ただし、管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であつて、防護管理GMが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は、この限りでない。

5. 放射線安全GMは、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないような措置を講じる。

6. 放射線安全GMは、放射線レベルが高いため第5項の措置を講じることができない場合、管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が、スクリーニングレベル<sup>※1</sup>を超えないような措置を講じる。

7. 放射線安全GM又は作業環境改善GMは、第93条の2第1項(2)の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が、バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※1：スクリーニングレベルとは、原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成23年9月16日付・原子力非常災害対策本部長通知）をいう。  
以下、第103条において同じ。

(管理区域への出入管理)

#### 第95条の2

管理区域への出入管理は、第95条に定める管理対象区域への出入管理と同一とする。

(管理対象区域出入者の遵守事項)

#### 第96条

放射線安全GMは、管理対象区域に出入りする所員又は安定化センター員に、次の事項を遵守させる措置を講じる。

- (1) 出入管理箇所を経由すること。ただし、放射線安全GMの承認を得て、その指示に従う場合は、この限りでない。
- (2) 管理対象区域に立入る場合は、個人線量計を着用すること。ただし、一時立入者であって保健安全GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (3) 管理対象区域に立入る場合は、所定の保護衣及び保護具を着用すること。ただし、下記のいずれかに該当する場合は、この限りではない。
  - ・汚染のおそれのない管理対象区域に立入る場合
  - ・5・6号放射線管理GMの承認を得て、その指示に従う場合
- (4) 第94条第1項(3)に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は、更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。
- (5) 管理対象区域から退出する場合又は管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する場合は、身体及び身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし、第95条第5項又は第95条第6項に基づく放射線安全GMの指示に従う場合は、この限りでない。
- (6) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙をしないこと。

(管理区域出入者の遵守事項)

#### 第96条の2

管理区域出入者の遵守事項は、第96条に定める管理対象区域出入者の遵守事項と同一とする。



(保全区域)

第 97 条

保全区域は、添付 3 に示す区域とする。

2. 防護管理 GM は、保全区域を標識等により区別する他、必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

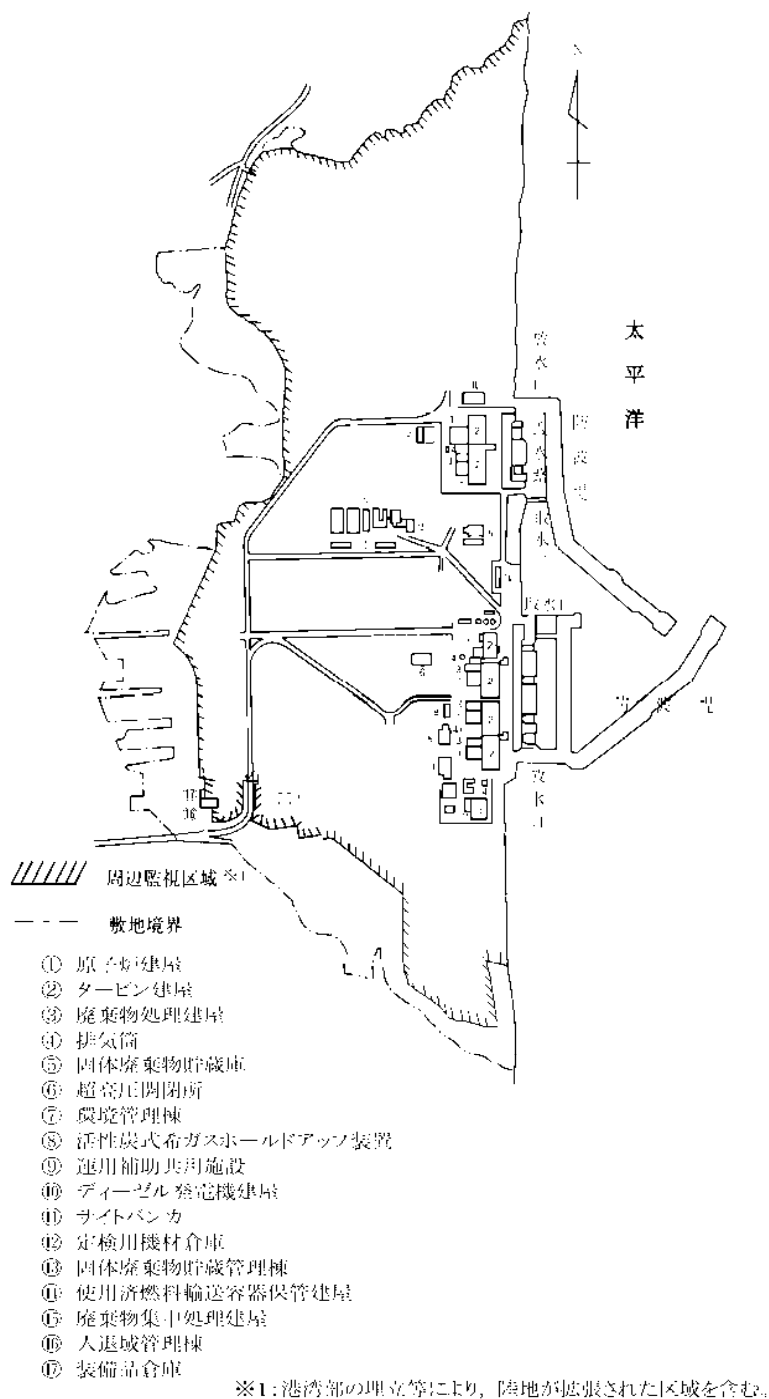
(周辺監視区域)

第 98 条

周辺監視区域は、図 9-8 に示す区域とする。

2. 防護管理 GM は、第 1 項の周辺監視区域境界に、柵を設ける又は標識を掲げること等により、業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし、当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。

| 9 8



(線量の評価)

#### 第 9 9 条

保健安全GMは、所員及び安定化センター員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表 9 9 に定める項目及び頻度に基づき評価し、法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表 9 9

項 目	頻 度
外部被ばくによる線量	3 ヶ月に 1 回 <sup>※1</sup>
内部被ばくによる線量	3 ヶ月に 1 回 <sup>※1</sup>

※ 1 : 女子(妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。)にあつては、1 ヶ月に 1 回とする。

(管理対象区域内の床、壁等の除染)

#### 第 1 0 0 条

各GMは、管理対象区域内において法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床、壁等に発生させた場合又は発見した場合であつて、この汚染の除去を行う場合は、5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMに連絡する。

- 第 1 項の汚染箇所に係る作業の所管GMは、汚染状況等について5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMの確認を受けた上で、その協力を得ながら汚染の除去等、放射線防護上の必要な措置を講じる。
- 第 2 項の所管GMは、その措置結果について、5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMの確認を得る。

(外部放射線に係る線量当量率等の測定)

第101条

各GMは、表101-1及び表101-2（第93条の2第1項（2）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。ただし、人の立ち入れない措置を講じた管理対象区域については、この限りでない。

2. 環境モニタリングGMは、表101-1に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図101に定める。）における測定項目について、同表に定める頻度で測定する。

3. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、第1項の測定により、環境モニタリングGMは、第2項の測定により、異常が認められた場合は、直ちにその原因を調査し、必要な措置を講じる。

4. 各GMは、第1項に定める測定結果を5・6号放射線管理GMに連絡する。5・6号放射線管理GMは、測定結果を記入したサーバイマップを作成する。

表101-1

場 所	測定項目	所管 GM	測定頻度
1. 管理対象区域内(管理区域内を含む)※1	外部放射線に係る線量当量率	各 GM	放射線レベルに応じて
		5・6号放射線管理GM ※2	毎日運転中に1回※3
	外部放射線に係る線量当量	5・6号放射線管理GM	1週間に1回
	空気中の放射性物質濃度	5・6号放射線管理GM	1週間に1回
	表面汚染密度	5・6号放射線管理GM	1週間に1回
2. 周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	環境モニタリングGM	3ヶ月に1回
	空気吸収線量率※4	環境モニタリングGM	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	環境モニタリングGM	3ヶ月に1回

※1：人の立入頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定

※2：5号炉及び6号炉のエリアモニタにおいて測定する項目

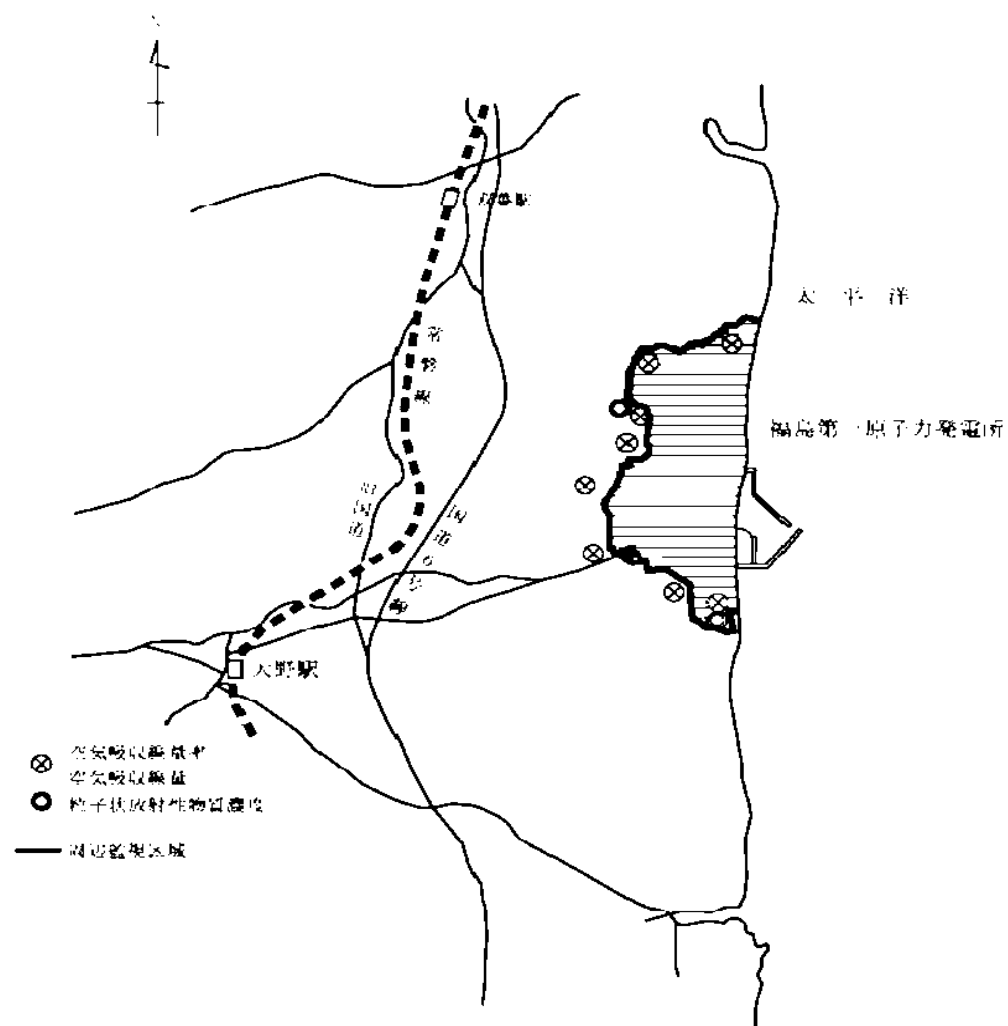
※3：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり、修理又は代替品の補充が速やかに実施できず、当該エリアの外部放射線に係る線量当量率が定められた頻度で測定できない場合は、他のエリアモニタの計測値で代替する。

※4：モニタリングポストにおいて測定する項目

表 1 0 1 - 2

場 所	測定項目	所管GM	測定頻度
汚染のおそれのない管理対象区域内	表面汚染密度	5・6号放射線管理GM 又は 作業環境改善GM	毎日1回 (汚染のおそれのない管理対象区域が設定されている期間)
	空気中の放射性物質濃度		

図 1 0 1



(放射線計測器類の管理)

第 102 条

各 GM は、表 102 に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。  
ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

表 102

分 類	計測器種類	所管 GM	数 量※ 1
1. 被ばく管理 用計測器	電子式線量計	保安総括 GM	1 式
	ホールボディカウンタ	保安総括 GM	1 台
2. 放射線管理 用計測器	線量当量率測定用サー ベイメータ	保安総括 GM	7 台
	汚染密度測定用サー ベイメータ	保安総括 GM	7 台
	退出モニタ	保安総括 GM	2 台
	試料放射能測定装置	保安総括 GM	1 台※ 2
	集積線量計	保安総括 GM	1 式
3. 放射線監視 用計測器	モニタリングポスト	環境モニタリング GM	8 台
	エリアモニタ	計測制御 GM	8 2 台※ 3 ※ 4
4. 環境放射能 用計測器	試料放射能測定装置	保安総括 GM	1 台※ 2
	積算線量計測定装置	保安総括 GM	1 台

※ 1 : 1 号炉, 2 号炉, 3 号炉及び 4 号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量 (エリアモニタを除く)

※ 2 : 表 90 の試料放射能測定装置と共用

※ 3 : 5 号炉及び 6 号炉におけるエリアモニタの合計の台数。なお、管理区域外測定用の 2 台を含む。

※ 4 : 当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり、修理又は代替品の補充が速やかに実施できない場合には、当該エリアの立入りが可能となった後、速やかに修理又は代替品を補充する。

(管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

#### 第103条

放射線安全GMは、各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

2. 放射線安全GMは、放射線レベルが高いため第1項の確認ができない場合、各GMが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が、スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。

3. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

4. 5・6号放射線管理GM又は作業環境改善GMは、各GMが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料、使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は、容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

(管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定)

#### 第103条の2

管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定は、第103条に定める管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定と同一とする。

(発電所外への運搬)

#### 第104条

各GMは、核燃料物質によって汚染された物（新燃料、使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。

(管理対象区域内における協力企業の放射線防護)

#### 第105条

保安総括GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め、所長の承認を得る。

(1) 管理対象区域出入者の遵守事項

- イ. 出入方法に関する事。
- ロ. 個人線量計の着用に関する事。
- ハ. 保護衣の着用に関する事。
- ニ. 汚染拡大防止措置に関する事。
- ホ. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙の禁止に関する事。

(2) 線量評価の項目及び頻度に関する事。

(3) 床、壁等の汚染発見時の措置に関する事。

2. 各GMは、管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して、第1項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

(管理区域内における協力企業の放射線防護)

#### 第105条の2

管理区域内における協力企業の放射線防護は、第105条に定める管理対象区域内における協力企業の放射線防護と同一とする。



(頻度の定義)

#### 第106条

本章でいう測定※1頻度に関する考え方は、表106のとおりとする。

表106

頻度	考え方
毎日運転中に1回	午前0時を始期とする1日の間に1回実施し、連続して実施(測定等)している場合も含む。
1週間に1回	月曜日を始期とする1週間に1回実施
1ヶ月に1回	毎月1日を始期とする1ヶ月間に1回実施
3ヶ月に1回	4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3ヶ月間に1回実施
常時	測定※1可能な状態において常に測定※1することを意味しており、点検時等の測定※1不能な期間を除く。
放射線レベルに応じて	作業場所に応じて下記の測定頻度とする。ただし、測定の結果により作業開始又は作業継続ができないと判断する場合には測定を中断してもよい。 (1) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できない場所 作業予定エリアに入域できるか判断するために、作業開始前に測定を1回実施する。作業中は線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。 (2) 既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できる場所 作業中の線量変動の可能性を考慮し、必要に応じて測定を実施する。

※1：監視も含む。

## 第8章 保守管理

(保守管理計画)

### 第107条

保守管理を実施するにあたり、以下の保守管理計画を定める。

#### 【保守管理計画】

##### 1. 定義

本保守管理計画における用語の定義は、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に従うものとする。

##### 2. 保守管理の実施方針及び保守管理目標

- (1) 社長は、原子力施設の安全確保を最優先として、保守管理の継続的な改善を図るため、保守管理の現状等を踏まえ、保守管理の実施方針を定める。また、12. の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。
- (2) さらに、第107条の2に定める長期保守管理方針を策定又は変更した場合には、長期保守管理方針に従い保全を実施することを保守管理の実施方針に反映する。
- (3) 組織は、保守管理の実施方針に基づき、保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また、12. の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。

##### 3. 保全プログラムの策定

組織は、2. の保守管理目標を達成するため4. より 11. からなる保全プログラムを策定する。また、12. の保守管理の有効性評価の結果、及び保守管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

##### 4. 保全対象範囲の策定

組織は、特定原子力施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

- (1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備
- (2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備

- (3) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下、「技術基準規則」という。）」に規定される設備
- (4) 炉心損傷又は格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備
- (5) その他自ら定める設備

#### 5. 保全重要度の設定

組織は、4. の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構造物、系統及び機器の保全重要度を設定する。

- (1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき、P S Aから得られるリスク情報を考慮して設定する。
- (2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。  
なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、P S Aから得られるリスク情報を考慮することができる。
- (3) 構造物の保全重要度は、(1)又は(2)に基づき設定する。

#### 6. 保全活動管理指標の設定、監視計画の策定及び監視

- (1) 組織は、保全の有効性を監視、評価するために 5. の保全重要度を踏まえ、プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。

- a) プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標として、以下のものを設定する。

- i. 7 0 0 0 臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数
- ii. 7 0 0 0 臨界時間あたりの計画外出力変動回数
- iii. 工学的安全施設の計画外作動回数

- b) 系統レベルの保全活動管理指標

系統レベルの保全活動管理指標として、5. (1) の保全重要度の高い系統のうち、重要度分類指針クラス 1、クラス 2 及びリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。

- i. 予防可能故障（M P F F）回数
- ii. 非待機（U A）時間※ 1

※ 1：非待機（U A）時間については、待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。

- (2) 組織は、以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また、11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。

- a) プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は、運転実績を踏まえて設定する。

- b) 系統レベルの保全活動管理指標

- i. 予防可能故障(MPFF)回数の目標値は、運転実績、重要度分類指針の重要度、リスク重要度を考慮して設定する。
  - ii. 非待機(UA)時間の目標値は、点検実績及び第4章第3節(運転上の制限)第19条から第71条の第3項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。
- (3) 組織は、プラント又は系統の供用開始までに、保全活動管理指標の監視項目、監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお、監視計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。
- (4) 組織は、監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し、その結果を記録する。

## 7. 保全計画の策定

- (1) 組織は、4.の保全対象範囲に対し、以下の保全計画を策定する。なお、保全計画には、計画の始期及び期間に関することを含める。
  - a) 点検計画(7.1参照)
  - b) 補修、取替え及び改造計画(7.2参照)
  - c) 特別な保全計画(7.3参照)
- (2) 組織は、保全計画の策定にあたって、5.の保全重要度を勘案し、必要に応じて次の事項を考慮する。また、11.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。
  - a) 運転実績、事故及び故障事例などの運転経験
  - b) 使用環境及び設置環境
  - c) 劣化、故障モード
  - d) 機器の構造等の設計的知見
  - e) 科学的知見
- (3) 組織は、保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに、安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し、保全計画を策定する。

### 7.1 点検計画の策定

- (1) 組織は、原子炉停止中又は運転中に点検を実施する場合は、あらかじめ保全方式を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。
- (2) 組織は、構築物、系統及び機器の適切な単位ごとに、予防保全を基本として、以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。
  - a) 予防保全
    - i. 時間基準保全
    - ii. 状態基準保全
  - b) 事後保全

(3) 組織は、選定した保全方式の種類に応じて、次の事項を定める。

a) 時間基準保全

点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

①点検の具体的方法

②構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

なお、時間基準保全を選定した機器に対して、運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取、巡視点検又は定例試験の状態監視を実施する場合は、状態監視の内容に応じて、状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。

b) 状態基準保全

i. 設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに、次の事項を定める。

①状態監視データの具体的採取方法

②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目、評価方法及び必要な対応を適切に判断するための管理基準

③状態監視データ採取頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

ii. 巡視点検を実施する時期までに、次の事項を定める。

①巡視点検の具体的方法

②構築物、系統及び機器の状態を監視するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達するか又は故障の兆候を発見した場合の対応方法

iii. 定例試験を実施する時期までに、次の事項を定める。

①定例試験の具体的方法

②構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目、評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

c) 事後保全

事後保全を選定した場合は、機能喪失の発見後、修復を実施する前に、修復方法、修復後に所定の機能を発揮することの確認方法及び修復時期を定める。

## 7.2 補修、取替え及び改造計画の策定

- (1) 組織は、補修、取替え及び改造を実施する場合は、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。また、安全上重要な機器に対する補修工事については、補修工事に対する法令に基づく必要な手続きの要否について確認を行い、法令に基づく必要な手続きの要否及びその内容を記録する。
- (2) 組織は、補修、取替え及び改造を実施する構造物、系統及び機器が、所定の機能を発揮する状態にあることを検査及び試験により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
  - a) 検査及び試験の具体的方法
  - b) 所定の機能を発揮する状態にあることを確認・評価するために必要な検査及び試験の項目、評価方法及び管理基準
  - c) 検査及び試験の実施時期

## 7.3 特別な保全計画の策定

- (1) 組織は、地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは、特別な措置として、あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画を策定する。
- (2) 組織は、特別な保全計画に基づき保全を実施する構造物、系統及び機器が、所定の機能を発揮する状態にあることを点検により確認・評価する時期までに、次の事項を定める。
  - a) 点検の具体的方法
  - b) 所定の機能を発揮する状態にあることを確認・評価するために必要な点検の項目、評価方法及び管理基準
  - c) 点検の実施時期

## 8. 保全の実施

- (1) 組織は、7. で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。
- (2) 組織は、保全の実施にあたって、以下の必要なプロセスを実施する。
  - a) 工事計画
  - b) 設計管理
  - c) 調達管理
  - d) 工事管理
- (3) 組織は、点検・補修等の結果について記録する。

## 9. 点検・補修等の結果の確認・評価

- (1) 組織は、あらかじめ定めた方法で、保全の実施段階で採取した構造物、系統及び機器

の点検・補修等の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを、所定の時期※<sup>2</sup>までに確認・評価し、記録する。

- (2) 組織は、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることを、所定の時期※<sup>2</sup>までに確認・評価し、記録する。

※2：所定の時期とは、所定の機能が要求される時又はあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

#### 10. 点検・補修等の不適合管理、是正処置及び予防処置

- (1) 組織は、以下の a) 及び b) の場合には、不適合管理を行った上で、9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法、実施頻度及び時期の是正処置並びに予防処置を講じる。

a) 点検・補修等を実施した構築物、系統及び機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合

b) 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって、定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合

- (2) 組織は、(1) a) 及び b) の場合の不適合管理、是正処置及び予防処置について記録する。

#### 11. 保全の有効性評価

組織は、保全活動から得られた情報等から、保全の有効性を評価し、保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

- (1) 組織は、あらかじめ定めた時期及び内容に基づき、保全の有効性を評価する。なお、保全の有効性評価は、以下の情報を適切に組み合わせて行う。

a) 保全活動管理指標の監視結果

b) 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績

c) トラブルなど運転経験

d) 高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果

e) 他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ

f) リスク情報、科学的知見

- (2) 組織は、保全の有効性評価の結果を踏まえ、構築物、系統及び機器の保全方式を変更する場合には、7.1 に基づき保全方式を選定する。また、構築物、系統及び機器の点検間隔を変更する場合には、保全重要度を踏まえた上で、以下の評価方法を活用して評価する。

a) 点検及び取替結果の評価

b) 劣化トレンドによる評価

c) 類似機器等のベンチマークによる評価

d) 研究成果等による評価

(3) 組織は、保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。

#### 12. 保守管理の有効性評価

(1) 組織は、11. の保全の有効性評価の結果及び 2. の保守管理目標の達成度から、定期的に保守管理の有効性を評価し、保守管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげる。

(2) 組織は、保守管理の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。

#### 13. 情報共有

組織は、保守点検を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を、BWR事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と共有する。



(原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針)

第107条の2

技術GMは、重要度分類指針におけるクラス1，2，3の機能を有する機器及び構造物<sup>※1</sup>について、各号炉毎、営業運転を開始した日以後30年を経過する日までに、また、営業運転を開始した日以後30年を経過した日以降10年を超えない期間毎に、実施手順及び実施体制を定め、これに基づき、各GMは、以下の事項を実施する。

(1) 経年劣化に関する技術的な評価

(2) 前号に基づく長期保守管理方針の策定

2. 各GMは、第11条の2に定める原子炉の運転期間を変更する場合、その他前項(1)の評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、前項(1)の評価の見直しを行い、その結果に基づき長期保守管理方針を変更する。

3. 5号炉及び6号炉の長期保守管理方針は添付4に示すものとする。

※1：動作する機能を有する機器及び構造物に関し、原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。

## 第9章 緊急時の措置

(原子力防災組織)

### 第108条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合に、原子力災害対策活動を行えるよう、原子力防災組織を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 緊急時対策本部の本部長は、所長とする。ただし、原子力防災GMは、所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり、所長の承認を得る。
3. 原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は、本規定にかかわらず当該措置を優先する。(以下、本章において同じ。)

(原子力防災組織の要員)

### 第109条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(原子力防災資機材等)

### 第110条

各GM及び安定化センター各GMは、原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具、非常用通信機器等を定めるにあたり、所長の承認を得る。

2. 技術GM及び発電GMは、緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し、制定及び改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

(通報経路)

### 第111条

原子力防災GMは、緊急事態が発生した場合の社内及び国、県、町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり、所長の承認を得る。

(緊急時演習)

### 第112条

原子力防災GMは、原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を1年に1回以上実施し、所長に報告する。

(通報)

#### 第 1 1 3 条

当直長等は、原子力施設に異常が発生し、その状況が緊急事態である場合は、第 1 1 1 条に定める通報経路にしたがって、所長に通報する。

2. 所長は、緊急事態の発生について通報を受け、又は自ら発見した場合は、第 1 1 1 条に定める通報経路にしたがって、社内及び社外関係機関に通報する。

(緊急時態勢の発令)

#### 第 1 1 4 条

所長は、緊急事態が発生した場合は、緊急時態勢を発令して、原子力防災組織の要員を召集し、発電所に緊急時対策本部を設置する。

(応急措置)

#### 第 1 1 5 条

本部長は、原子力防災組織を統括し、緊急事態において次の応急措置を実施する。

- (1) 警備及び避難誘導
- (2) 放射能影響範囲の推定
- (3) 医療活動
- (4) 消火活動
- (5) 汚染拡大の防止
- (6) 線量評価
- (7) 応急復旧
- (8) 原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置

(緊急時における活動)

#### 第 1 1 6 条

原子力緊急事態宣言発令後、本部長は、第 1 1 5 条で定める応急措置を継続実施する。

(緊急時態勢の解除)

#### 第 1 1 7 条

本部長は、事象が収束し、緊急時態勢を継続する必要がなくなった場合は、関係機関と協議した上で、緊急時態勢を解除し、その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。

## 第 10 章 保安教育

(所員及び安定化センター員への保安教育)

### 第 118 条

原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「N1-20-1 保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

- (1) 教育管理GMは、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を表 118-1, 2, 3 の実施方針に基づいて作成し、主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。
- (2) 教育管理GMは、(1) の保安教育実施計画の策定にあたり、第 7 条第 2 項に基づき運営委員会の確認を得る。
- (3) 各GM及び安定化センター各GMは、(1) の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。教育管理GMは、年度毎に実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

- (4) 教育管理GMは、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。



21182

## 所員及び安定化ボランティアへの保安教育実施方針(放射線業務従事者教育)

[illegible][illegible]
$$T = \frac{1}{2} \left( \frac{1}{\omega_1} + \frac{1}{\omega_2} \right)$$



(協力企業従業員への保安教育)

#### 第119条

各GM又は安定化センター各GMは、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GM又は安定化センター各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

2. 各GM又は安定化センター各GMは、原子炉施設に関する作業のうち管理区域内における業務を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員に対し、安全上必要な教育が表119の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお、各GM又は安定化センター各GMは、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

3. 発電GMは、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118 1, 2, 3の実施方針のうち、「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

4. 発電GMは、第3項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、発電GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

5. 発電GM又は燃料GMは、燃料取替に関する業務の補助を協力企業が行う場合、毎年度、当該業務に従事する従業員に対し、表118 1, 2, 3の実施方針のうち、「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し、その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

6. 発電GM又は燃料GMは、第5項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし、発電GM又は燃料GMが、別途定められた基準に従い、各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。



6119

現代教育思想の発展(教育企業)

[illegible]
$$\begin{aligned} & \mathbb{E}[\mathcal{L}_t] = \mathbb{E}[\mathcal{L}_t^{\text{train}} + \mathcal{L}_t^{\text{test}}] \\ & = \mathbb{E}[\mathcal{L}_t^{\text{train}}] + \mathbb{E}[\mathcal{L}_t^{\text{test}}] \\ & = \mathbb{E}[\mathcal{L}_t^{\text{train}}] + \mathbb{E}[\mathcal{L}_t^{\text{test}}] \end{aligned}$$

## 第 1 1 章 記録及び報告

(記録)

### 第 1 2 0 条

各 GM 及び安定化センター各 GM は、表 1 2 0 - 1 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。ただし、汚染等により、適正に保存することができない場合を除く。

2. 組織は、表 1 2 0 - 2 に定める保安に関する記録を適正に作成し、保存する。なお、記録の作成にあたっては、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

表 1 2 0 - 1

記録	記録すべき場合 <sup>*1</sup>	保存期間
1. 原子炉施設の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名	毎日 1 回	巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
2. 保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名	実施の都度	監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
3. 点検・補修等の結果 (安全上重要な機器 <sup>*2</sup> は除く) 及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
4. 安全上重要な機器 <sup>*3</sup> の点検・補修等の結果 (法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む <sup>*3</sup> ) 及びその担当者の氏名	実施の都度	点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
5. 点検・補修等の結果の確認・評価及びその担当者の氏名	実施の都度	確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
6. 点検・補修等の不適合管理、是正処置、予防処置及びその担当者の氏名	実施の都度	不適合管理、是正処置及び予防処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後 5 年が経過するまでの期間
7. 保全の有効性評価、保守管理の有効性評価及びその担当者の氏名	評価の都度	評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針、保守管理の目標又は保守管理の実施に関する計画の改定までの期間
8. 熱出力	原子炉に 1 体以上燃料が装荷されている場合連続して	1 0 年間
9. 炉心の中性子束密度		1 0 年間
1 0. 炉心の温度		1 0 年間

記録	記録すべき場合※1	保存期間
1 1. 冷却材入口温度	原子炉の状態が運転及び起動において1時間ごと	10年間
1 2. 冷却材出口温度		10年間
1 3. 冷却材圧力		10年間
1 4. 冷却材流量		10年間
1 5. 制御棒位置	同上	1年間
1 6. 再結合装置内の温度	同上	1年間
1 7. 原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量	毎日1回	1年間
1 8. 原子炉内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	取出後10年間
1 9. 運転開始前の点検結果	開始の都度	1年間
2 0. 運転停止後の点検結果	停止の都度	1年間
2 1. 運転開始日時	その都度	1年間
2 2. 臨界到達日時	同上	1年間
2 3. 運転切替日時	同上	1年間
2 4. 緊急しゃ断日時	同上	1年間
2 5. 運転停止日時	同上	1年間
2 6. 警報装置から発せられた警報の内容※1	同上	1年間
2 7. 運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに、これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項	交代の都度	1年間
2 8. 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の蓋開圧力及び表面温度	1ヶ月に1回	10年間
2 9. 使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置	配置又は配置替えの都度	5年間
3 0. 燃料体の形状又は性状に関する検査の結果	挿入前及び取出後	取出後10年間
3 1. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録 (1) 外観 (2) 最高燃焼度 (3) 取出しから容器への封入までの期間 (4) 使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間

記録	記録すべき場合※1	保存期間
32. 発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録 (1) 外観 (2) 漏えい率 (3) 真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分、量及び圧力 (4) 容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観 (5) 重量	払出しの都度	使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間
33. 原子炉本体、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率	毎日運転中1回	10年間
34. 放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の1日間及び3月間についての平均濃度	1日間の平均濃度にあつては毎日1回、3月間の平均濃度にあつては3月ごとに1回	10年間
35. 管理区域における外部放射線に係る1週間の線量当量、空気中の放射性物質の1週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度	毎週1回	10年間
36. 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子※5の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量	1年間の線量にあつては毎年度1回、3月間の線量にあつては3月ごとに1回、1月間の線量にあつては1月ごとに1回	※6
37. 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む原子力規制委員会が定める5年間の線量	原子力規制委員会が定める5年間において毎年度1回	※6
38. 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴	その者が当該業務に就く時	※6

記録	記録すべき場合※１	保存期間
３９．発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路	運搬の都度	１年間
４０．廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日，場所及び方法	廃棄の都度	※７
４１．放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法	封入又は固型化の都度	※７
４２．放射性物質による汚染の広がり の防止及び除去を行った場合には，その状況及び担当者の氏名	広がり の防止及び除去の都度	１年間
４３．事故発生及び復旧の日時	その都度	※７
４４．事故の状況及び事故に際して採った措置	同上	※７
４５．事故の原因	同上	※７
４６．事故後の措置	同上	※７
４７．風向及び風速	連続して※８	１０年間
４８．降雨量	同上	１０年間
４９．大気温度	同上	１０年間
５０．保安教育の実施計画	策定の都度	３年間
５１．保安教育の実施日時，項目及び受けた者の氏名	実施の都度	３年間
５２．原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価	評価の都度	※７
５３．原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価	評価の都度	※７

※１：記録可能な状態において常に記録することを意味しており，点検，故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※２：安全上重要な機器とは，安全上重要な機器等を定める告示に定める機器及び構造物をいう。

※３：法令に基づく必要な手続きとは，原子炉等規制法第４３条の３の８（変更の許可及び届出等），第４３条の３の９（工事の計画の認可），第４３条の３の１０（工事の計画の届出），第４３条の３の１１（使用前検査）及び第４３条の３の１３（溶接安

全管理検査）並びに電気事業法第47条・第48条（工事計画）及び第49条・第50条（使用前検査）に係る手続きをいう。なお、手続きが不要と判断した場合にも、その理由を併せて記録する。

※4：「警報装置から発せられた警報」とは、技術基準規則第47条第1項及び第2項に規定する範囲の警報をいう。

※5：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※6：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が5年を超えた場合において、その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間

※7：廃止措置が終了し、その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて、原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間

※8：デジタルデータにより保存することができる。

表 1 2 0 - 2 ※<sup>9)</sup>

記録	記録すべき場合	保存期間
1. 品質保証計画に関する以下の文書		
第 3 条品質保証計画の「4. 2. 1a」～ d」に定める文書	変更の都度	変更後 5 年が経過するま での期間
2. JEAC4111 の要求事項に基づき作成 する以下の記録		
(1) マネジメントレビューの結果の記 録	作成の都度	5 年
(2) 教育、訓練、技能及び経験につい て該当する記録	作成の都度	5 年
(3) 業務のプロセス及びその結果が、 要求事項を満たしていることを実 証するために必要な記録	作成の都度	5 年
(4) 業務に対する要求事項のレビュー の結果の記録、及びそのレビューを 受けてとられた処置の記録	作成の都度	5 年
(5) 特定原子力施設の要求事項に関 連する設計・開発へのインプットの 記録	作成の都度	5 年
(6) 設計・開発のレビューの結果の記 録、及び必要な処置があればその記 録	作成の都度	5 年
(7) 設計・開発の検証の結果の記録、 及び必要な処置があればその記録	作成の都度	5 年
(8) 設計・開発の妥当性確認の結果の 記録、及び必要な処置があればその 記録	作成の都度	5 年
(9) 設計・開発の変更の記録	作成の都度	5 年
(10) 設計・開発の変更のレビューの結 果の記録、及び必要な処置があれば その記録	作成の都度	5 年
(11) 供給者の評価の結果の記録、及び 評価によって必要とされた処置があ ればその記録	作成の都度	5 年

記録	記録すべき場合	保存期間
(12) プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録	作成の都度	5 年
(13) 業務に関するトレーサビリティの記録	作成の都度	5 年
(14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録	作成の都度	5 年
(15) 校正又は検証に用いた基準の記録	作成の都度	5 年
(16) 測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録	作成の都度	5 年
(17) 校正及び検証の結果の記録	作成の都度	5 年
(18) 内部監査の結果の記録	作成の都度	5 年
(19) 検査及び試験の合否判定基準への適合の記録	作成の都度	5 年
(20) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録	作成の都度	5 年
(21) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録	作成の都度	5 年
(22) 是正処置の結果の記録	作成の都度	5 年
(23) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5 年

※9：表 1 2 0 - 1 を適用する場合は、本表を適用しない。



(報告)

第 121 条

各GM又は5・6号運転管理部長は、次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに安定化センター所長、所長及び主任技術者に報告する。

- (1) 運転上の制限を満足していないと判断した場合(第73条)
  - (2) 放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合(第88条, 第89条)
  - (3) 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合(第101条)
  - (4) 福島第一炉規則第18条第3号から第7号及び第9号から第17号に定める報告事象が生じた場合
  - (5) 第76条第1項から第3項に定める異常が発生した場合
2. 所長は、前項に基づく報告を受けた場合、社長に報告する。
3. 第1項又は第2項に基づく報告が、不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は、「NM-51-11トラブル等の報告マニュアル」による。
4. 第1項(1)に該当する場合は、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、直ちに原子力規制委員会に報告する。

## 附 則

附則（ ）

（施行期日）

### 第 1 条

この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日の翌日から施行する。

2. 第 6 1 条において、非常用発電機の運用を開始するまでは、必要な電力供給が可能な場合、他号<sup>イ</sup>の非常用ディーゼル発電機又は可搬式発電機を非常用発電設備とみなすことができる。
3. 第 8 7 条の 2 については、臨時の出入管理所の一時保管エリアが解除された時点から適用することとし、適用以前の間は以下の通りとする。
4. 第 2 条の 2、第 2 条の 3、第 3 条、第 4 条、第 5 条、第 6 条、第 8 条及び第 1 1 8 条については、原子力規制委員会の認可を受けた日から 6 0 日以内に適用することとし、適用以前の間は以下の通りとする。
5. 添付 2 1（管理対象区域図）の地下水バイパス一時貯留タンク図における「汚染のおそれのない管理対象区域」については、それぞれの区域における区域区分の変更をもって適用する。

附則第 1 条第 3 項の適用以前の間は次の通り。

（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

### 第 8 7 条の 2

発電所の敷地内及び臨時の出入管理箇所が発生した瓦礫等<sup>\*1</sup>について、廃棄物管理 GM 又は放射線安全 GM は、以下の事項を実施する。

- （1）廃棄物管理 GM は、仮設保管設備<sup>\*2</sup>、固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設<sup>\*3</sup>及び伐採木一時保管槽<sup>\*4</sup>を含む。）について、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。
  - （2）放射線安全 GM は、臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて、柵、ロープ等により区画を行い、人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また、遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。
2. 各 GM は、次に定める瓦礫等の種類に応じて、回収したものを一時保管エリアに運搬する。また、切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。
- （1）発電所敷地内で発生した瓦礫類<sup>\*5</sup>は、各 GM が、瓦礫類の線量率を測定し、その線量率に応じて、廃棄物管理 GM があらかじめ定めた線量率の日安値に応じて指定した

仮設保管設備、貯蔵庫、覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し、遮へいや容器収納、シート養生等の措置を講じる。

(2) 発電所において発生した使用済保護衣等<sup>※1</sup>は、廃棄物管理GMが、袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお、廃棄物管理GMは圧縮等を行うことができる。

(3) 臨時の出入管理箇所において発生した使用済保護衣等は、放射線安全GMが、袋又は容器に収納して臨時の出入管理箇所の一時保管エリアに運搬する。なお、放射線安全GMは圧縮等を行うことができる。

(4) 伐採木は、各GMが、発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限、通気性確保、伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

3. 廃棄物管理GM又は放射線安全GMは、次の事項を確認するとともに、その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

(1) 廃棄物管理GMは、仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等、伐採木の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。

(2) 放射線安全GMは、臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために、1週間に1回一時保管エリアを巡視するとともに、1ヶ月に1回一時保管量を確認する。

(3) 廃棄物管理GMは、覆土式一時保管施設において、覆土完了後、槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。

(4) 廃棄物管理GMは、伐採木一時保管槽において、定期的に温度監視を実施する。

(5) 廃棄物管理GMは、仮設保管設備、貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

(6) 放射線安全GMは、臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率並びに空气中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに、線量率測定結果を表示する。

※1：瓦礫等とは、瓦礫類、使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下、本条において同じ。

※2：仮設保管設備とは、瓦礫等を一時保管する設備のうち、テント、蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下、本条において同じ。

※3：覆土式一時保管施設とは、線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下、本条において同じ。

※４：伐採木一時保管槽とは、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下、本条において同じ。

※５：瓦礫類とは、発電所敷地内において、今回の地震、津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい、回収した土壌を含む。以下、本条において同じ。

※６：使用済保護衣等とは、使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下、本条において同じ。

附則第１条第４項の適用以前の間は次の通り。

（関係法令及び保安規定の遵守）

## 第２条の２

社長は、第２条に係る保安活動を実施するにあたり、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう、基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は、第２項（１）の活動計画に基づき、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

（安全文化の醸成）

## 第２条の３

社長は、第２条に係る保安活動を実施するにあたり、安全を最優先にするため、安全文化醸成の基本方針を定めるとともに、必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は、安全文化を醸成するため、「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め、これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき、安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し、その結果を社長に報告し、必要に応じて指示を受ける。

(3) (2) の活動状況の評価結果及び指示を、安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

3. 第4条の組織は、第2項(1)の活動計画に基づき、安全文化の醸成のための活動を実施する。

(品質保証計画)

### 第3条

第2条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質保証計画を定める。

#### 【品質保証計画】

##### 1. 目的

本品質保証計画は、福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」（以下「JEAC4111」という。）に従って、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。

##### 2. 適用範囲

本品質保証計画は、発電所の保安活動に適用する。

##### 3. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構造物、系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。（以下「ニューシア」という。）

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために、電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し、必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。（以下、本条及び第107条において同じ。）

##### 4. 品質マネジメントシステム

###### 4.1 一般要求事項

(1) 第4条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は、本品質保証計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。

また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 組織は、次の事項を実施する。

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。
- b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図 1 のとおりとする。
- c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。
- d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。
- e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
- f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。

(3) 組織は、品質マネジメントシステムの運用において、発電用軽水型原子力施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、グレード分けの決定に際しては、重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。

- a) プロセス及び特定原子力施設の複雑性、独自性、又は斬新性の程度
- b) プロセス及び特定原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
- c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
- d) 作業又は製造プロセス、要員、要領、及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
- e) 運転開始後の特定原子力施設に対する保守、供用期間中検査及び取替えの難易度

(4) 組織は、これらのプロセスを、本品質保証計画に従って運営管理する。

(5) 組織は、原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には、「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

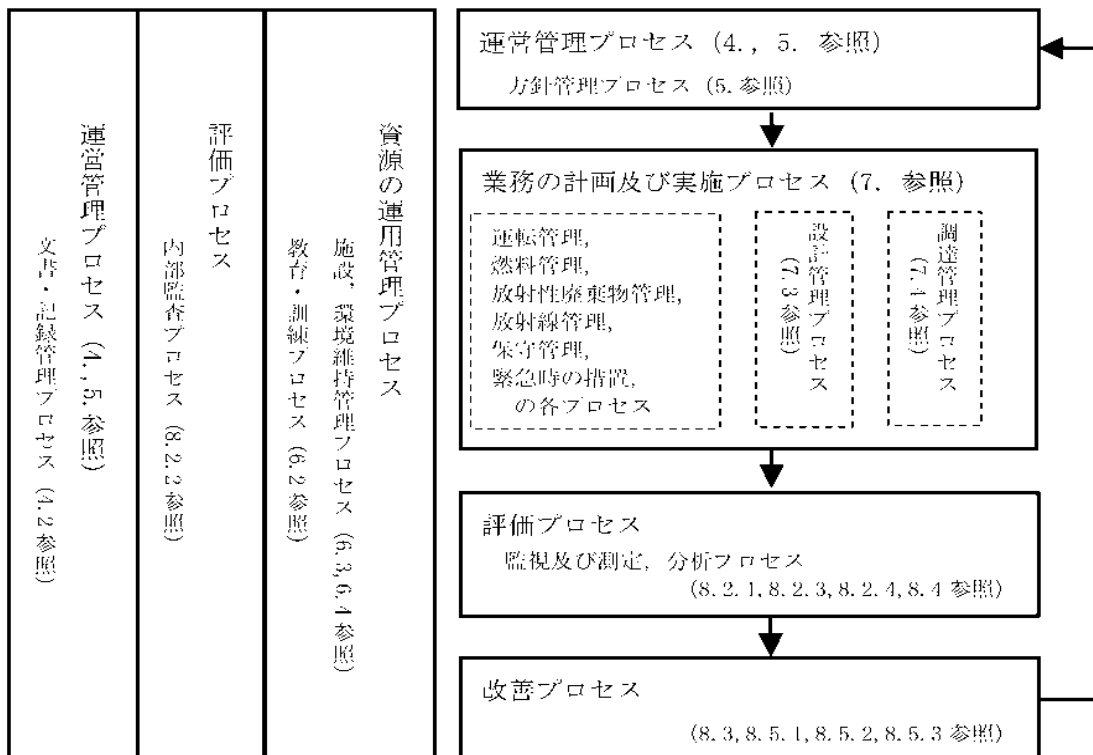


図1. 品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

#### 4.2 文書化に関する要求事項

##### 4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また、これらの文書体系を図2に、各マニュアルと各条文の関連をc)及びd)の表に示す。なお、記録は適正に作成する。

- a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明
- b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画、②原子力品質保証規程 (Z 21)

- c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順”である以下の文書及び記録

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番号	管理箇所
4.2, 7.2.2	4.2, 7.2.2	文書及び記録管理基本マニュアル	NQ-12	原子力品質・安全部
8.2.2, 8.5.1	8.2.2, 8.5.1	原子力品質監査基本マニュアル	NA-19	原子力品質監査部
8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	8.3, 8.5.1, 8.5.2, 8.5.3	不適合管理及び是正処置・予防処置基本 マニュアル	NQ 11	原子力品質・安全部

- d) 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番 号	管理箇所	第3条以降の 関連条文
5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1	セルフアセスメント実施 基本マニュアル	NK 17	原子力・立地業 務部	第10条
5.5.3	5.5.3	保安管理基本マニュアル	NM-24	原子力運営管理 部	第6条～第9条
5.6, 8.5.1	5.6, 8.5.1	マネジメントレビュー実 施基本マニュアル	NK 18	原子力・立地業 務部	
6.2	6.2	教育及び訓練基本マニ ュアル	NK-20	原子力・立地業 務部	第118条～第120条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	運転管理基本マニュアル	NM 51	原子力運営管理 部	第7条, 第11条の2, 第12条 ～第78条, 第84条, 第87条, 第94条, 第95条, 第108条～ 第117条, 第120条, 第121条
		燃料管理基本マニュアル	NM-52	原子力運営管理 部	第19条～第23条, 第25条～ 第27条, 第55条, 第56条, 第69条, 第72条, 第79条～ 第86条, 第103条, 第104条, 第120条
		放射性廃棄物管理基本マ ニュアル	NM 54	原子力運営管理 部	第87条～第90条, 第120条
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6	保守管理基本マニュアル	NM 55	原子力運営管理 部	第90条, 第102条, 第107条, 第107条の2, 第120条
6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5	6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5	福島第一原子力発電所放 射線管理基本マニュアル	NM-58	原子力運営管理 部	第92条～第99条, 第100条～ 第106条, 第120条
7.2.3, 8.2.1	7.2.3, 8.2.1	外部コミュニケーション 基本マニュアル	NM-21	原子力運営管理 部	—
7.3	7.3	設計管理基本マニュアル	NE 16	原子力設備管理 部	
7.4	7.4	調達管理基本マニュアル	NE-14	原子力設備管理 部	—
		原子燃料調達基本マニ ュアル	NC 15	原子燃料サイク ル部	
8.2.4	8.2.4	検査及び試験基本マニ ュアル	NM 13	原子力運営管理 部	第19条, 第22条, 第24条, 第27条, 第30条, 第32条, 第39条, 第41条～第44条, 第47条, 第49条～第54条, 第57条, 第60条, 第63条, 第81条, 第84条, 第107 条, 第120条



第3条の 関連条項	原子力品質 保証規程の 関連条項	名 称	文書番 号	管理箇所	第3条以降の 関連条文
8.2.4	8.2.4	運転管理基本マニュアル	NM-51	原子力運営管理 部	第21条, 第24条, 第27条, 第39条, 第41条, 第51条 ～第54条, 第58条, 第60 条, 第61条, 第67条, 第 84条, 第120条

- ②発電所品質保証計画書
- ③要領, 要項, 手引等の手順書
- ④部門作成文書
- ⑤外部文書
- ⑥上記①②③④⑤で規定する記録

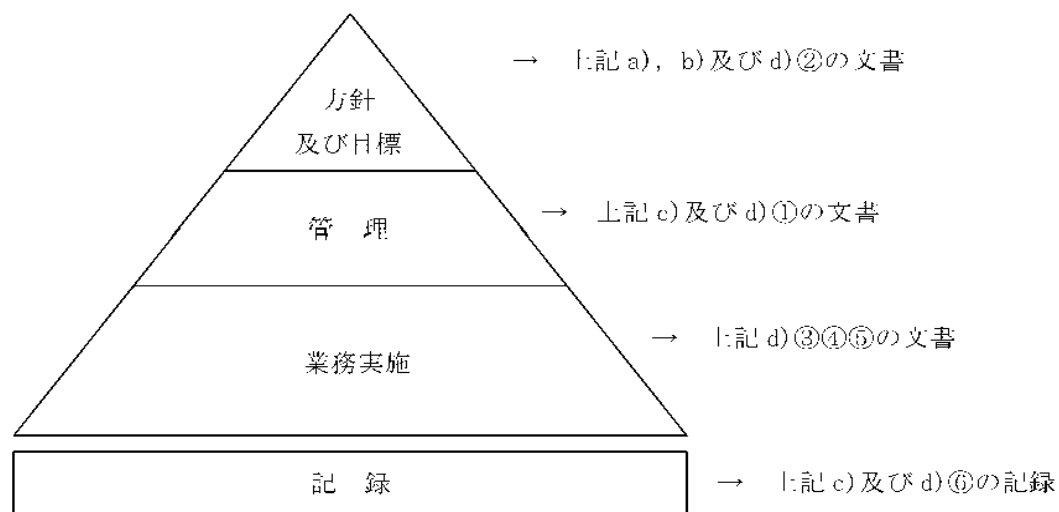


図2. 品質マネジメントシステム文書体系図

#### 4.2.2 品質マニュアル

組織は、品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し、維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

#### 4.2.3 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、保安規定上の位置付けを明確にするとともに、保安活動の重要度に応じて管理する。また、記録は、4.2.4に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 次の活動に必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
  - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書を承認する。
  - b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
  - c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。
  - d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
  - e) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
  - f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
  - g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

#### 4.2.4 記録の管理

- (1) 組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。
- (2) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。
- (3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

### 5. 経営者の責任

#### 5.1 経営者のコミットメント

社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして、原子力安全の重要性を組織内に周知する。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。

- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。

## 5.2 原子力安全の重視

社長は、原子力安全を最優先に位置付け、業務に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。

## 5.3 品質方針

社長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 東京電力の経営理念に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。

## 5.4 計画

### 5.4.1 品質目標

- (1) 社長は、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1 (3) a) 参照）を設定することを確実にするために、「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。
- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合がとれていること。

### 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

社長は、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れるよう管理する。

## 5.5 責任、権限及びコミュニケーション

### 5.5.1 責任及び権限

社長は、全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ、保安活動を実施するための責任及び権限が第 5 条（保安に関する職務）及び第 9 条（主任技術者の職務等）に定められ、組織全体に周知されていることを確実にする。また、社長は第 4 条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による、「Z-10 職制および職務権限規程」に基

づく保安活動への支援を確実にする。

#### 5.5.2 管理責任者

- (1) 社長は、原子力品質監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限を与える。
- (2) 原子力品質監査部長の管理責任者としての責任及び権限
  - a) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
  - b) 内部監査プロセスを通じて、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
  - c) 内部監査プロセスを通じて、組織全体にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。
- (3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限
  - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立、実施及び維持を確実にする。
  - b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。
  - c) 組織全体（原子力品質監査部除く）にわたって、原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

#### 5.5.3 内部コミュニケーション

社長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また、マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

### 5.6 マネジメントレビュー

#### 5.6.1 一般

- (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「NK-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき、品質マネジメントシステムをレビューする。なお、必要に応じて随時実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含む。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
- c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果
- d) 予防処置及び是正処置の状況
- e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- g) 改善のための提案

### 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

(1) マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。

- a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画及び実施にかかわる改善
- c) 資源の必要性

## 6. 資源の運用管理

### 6.1 資源の提供

組織は、人的資源、特定原子力施設、作業環境を含め、原子力安全に必要な資源を提供する。

### 6.2 人的資源

#### 6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。

#### 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

組織は、次の事項を「KK-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には）、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。
- c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。
- d) 組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確認にする。
- e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

### 6.3 特定原子力施設

組織は、原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき明確にし、維持管理する。

### 6.4 作業環境

組織は、放射線に関する作業環境を基本とし、異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め、原子力安全の達成のために必要な作業環境に関連するマニュアル等にて明確にし、運営管理する。

## 7. 業務の計画及び実施

### 7.1 業務の計画

- (1) 組織は、保安活動に必要な業務のプロセスを計画し、運転管理（緊急時の措置含む）、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理の各基本マニュアルに定める。また、各基本マニュアルに基づき、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。
- (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1 参照）。
- (3) 組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。
  - a) 業務に対する品質目標及び要求事項
  - b) 業務に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
  - c) その業務のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準
  - d) 業務のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）
- (4) この業務の計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式にする。

### 7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

#### 7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は、次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

- a) 業務に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが、業務に不可欠な要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

#### 7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

- (1) 組織は、「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき、業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは、業務を行う前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。

- a) 業務に対する要求事項が定められている。
- b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
- c) 組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。
- (4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には、組織はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務に対する要求事項が変更された場合には、組織は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

#### 7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし、実施する。

### 7.3 設計・開発

組織は、特定原子力施設を対象として、「NE-16 設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

#### 7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 組織は、特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。
- (2) 設計・開発の計画において、組織は次の事項を明確にする。
  - a) 設計・開発の段階
  - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
  - c) 設計・開発に関する責任及び権限
- (3) 組織は、効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを运营管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。

#### 7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
  - a) 機能及び性能に関する要求事項
  - b) 適用される法令・規制要求事項
  - c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
  - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビュー

する。要求事項は、漏れがなく、あいまい（曖昧）でなく、相反することがないようにする。

#### 7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリース前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。
  - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
  - b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。
  - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
  - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

#### 7.3.4 設計・開発のレビュー

- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに（7.3.1参照）体系的なレビューを行う。
  - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
  - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

#### 7.3.5 設計・開発の検証

- (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1参照）検証を実施する。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。
- (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。

#### 7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 結果として得られる特定原子力施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。
- (2) 実行可能な場合にはいつでも、特定原子力施設の使用前に、妥当性確認を完了する。
- (3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。



#### 7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 設計・開発の変更を明確にし、記録を維持する（4.2.4参照）。
- (2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の特定原子力施設を構成する要素及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。
- (4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

#### 7.4 調達

組織は、「NE-14 調達管理基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

##### 7.4.1 調達プロセス

- (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。
- (2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。
- (3) 組織は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の基準を定める。
- (4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。
- (5) 組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

##### 7.4.2 調達要求事項

- (1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。
  - a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
  - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
  - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
- (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

##### 7.4.3 調達製品の検証

- (1) 組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、組織は、その検証の要領及

び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

## 7.5 業務の実施

### 7.5.1 業務の管理

組織は、「業務の計画」（7.1参照）に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視及び測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが実施されている。

### 7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、組織は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
  - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
  - b) 設備の承認及び要員の適格性確認
  - c) 所定の方法及び手順の適用
  - d) 記録に関する要求事項（4.2.4 参照）
  - e) 妥当性の再確認

### 7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 必要な場合には、組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。
- (2) 組織は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務の状態を識別する。
- (3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、組織は、業務について一意の識別を管理し、記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.5.4 組織外の所有物

組織は、組織外の所有物について、それが組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

#### 7.5.5 調達製品の保存

組織は、関連するマニュアル等に基づき、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。保存は、取替品、予備品にも適用する。

### 7.6 監視機器及び測定機器の管理

- (1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために、組織は、実施すべき監視及び測定並びに、そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。
- (2) 組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し、関連するマニュアル等に定める。
- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき、次の事項を満たす。
  - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。
  - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
  - c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
  - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
  - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。

さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、組織は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4 参照）。組織は、その機器、及び影響を受けた業務すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

- (4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

## 8. 評価及び改善

### 8.1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。
  - a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。

- b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
  - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。

## 8.2 監視及び測定

### 8.2.1 原子力安全の達成

組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

### 8.2.2 内部監査

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。
- a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7.1 参照）に適合しているか、JEAC4111の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
  - b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 組織は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。
- (3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任、並びに要求事項を「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。
- (4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。

### 8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な場合に行う測定には、「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第10条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき、適切な方法を適用する。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証する

ものとする。

- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。

#### 8.2.4 検査及び試験

- (1) 組織は、特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「NM-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「NM-51 運転管理基本マニュアル」に基づき、特定原子力施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画（7.1 参照）に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4.2.4 参照）。
- (2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。
- (3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4.2.4参照）。
- (4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該特定原子力施設を据え付けたり、運転したりしない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。

#### 8.3 不適合管理

- (1) 組織は、業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
- (3) 該当する場合には、組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。
- a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
  - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。
  - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。
  - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。
- (5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。
- (6) 組織は、原子力施設の保安の向上を図る観点から、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

#### 8.4 データの分析

- (1) 組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
  - a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方 (8.2.1 参照)
  - b) 業務に対する要求事項への適合 (8.2.3 及び 8.2.4 参照)
  - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向 (8.2.3 及び 8.2.4 参照)
  - d) 供給者の能力 (7.4 参照)

#### 8.5 改善

##### 8.5.1 継続的改善

組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

##### 8.5.2 是正処置

- (1) 組織は、再発防止のため、「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項 (JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。) を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
  - a) 不適合の内容確認
  - b) 不適合の原因の特定
  - c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
  - d) 必要な処置の決定及び実施
  - e) とった処置の結果の記録 (4.2.4 参照)
  - f) とった是正処置の有効性のレビュー

##### 8.5.3 予防処置

- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見 (BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシ登録情報を含む。) の活用を含め、「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき、その原因を除去する処置を決める。

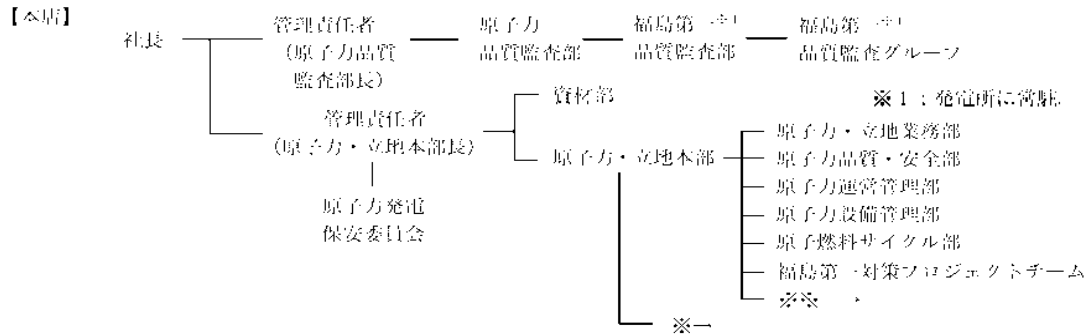
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。
- a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
  - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
  - c) 必要な処置の決定及び実施
  - d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）
  - e) とった予防処置の有効性のレビュー

（保安に関する組織）

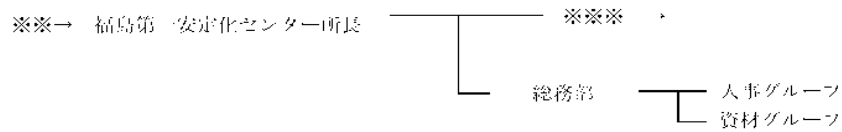
#### 第4条

発電所の保安に関する組織は、図4のとおりとする。

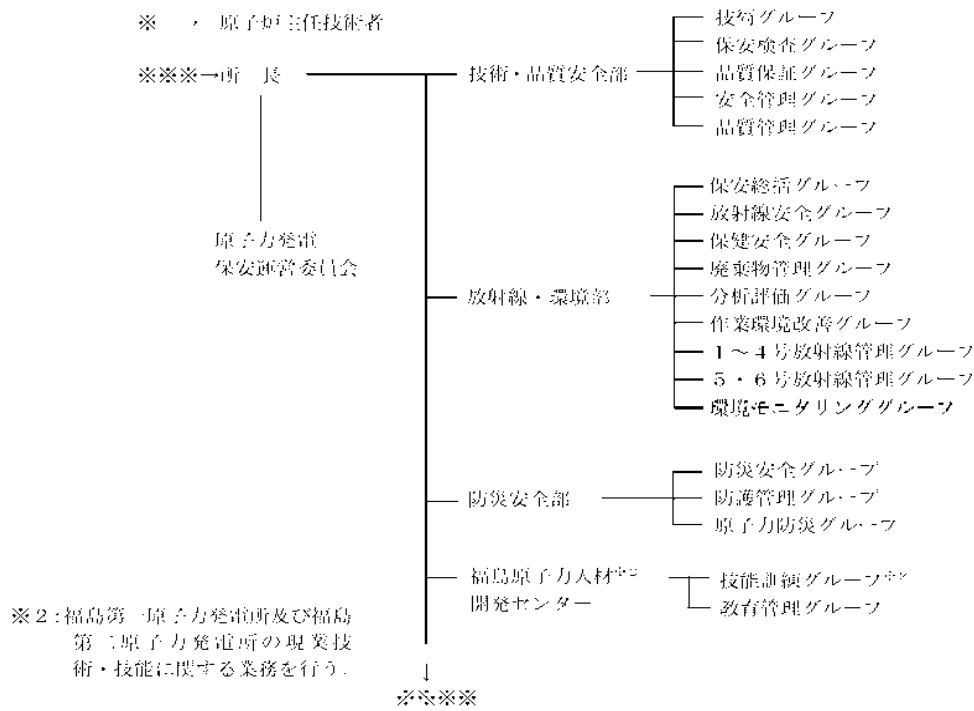
図4



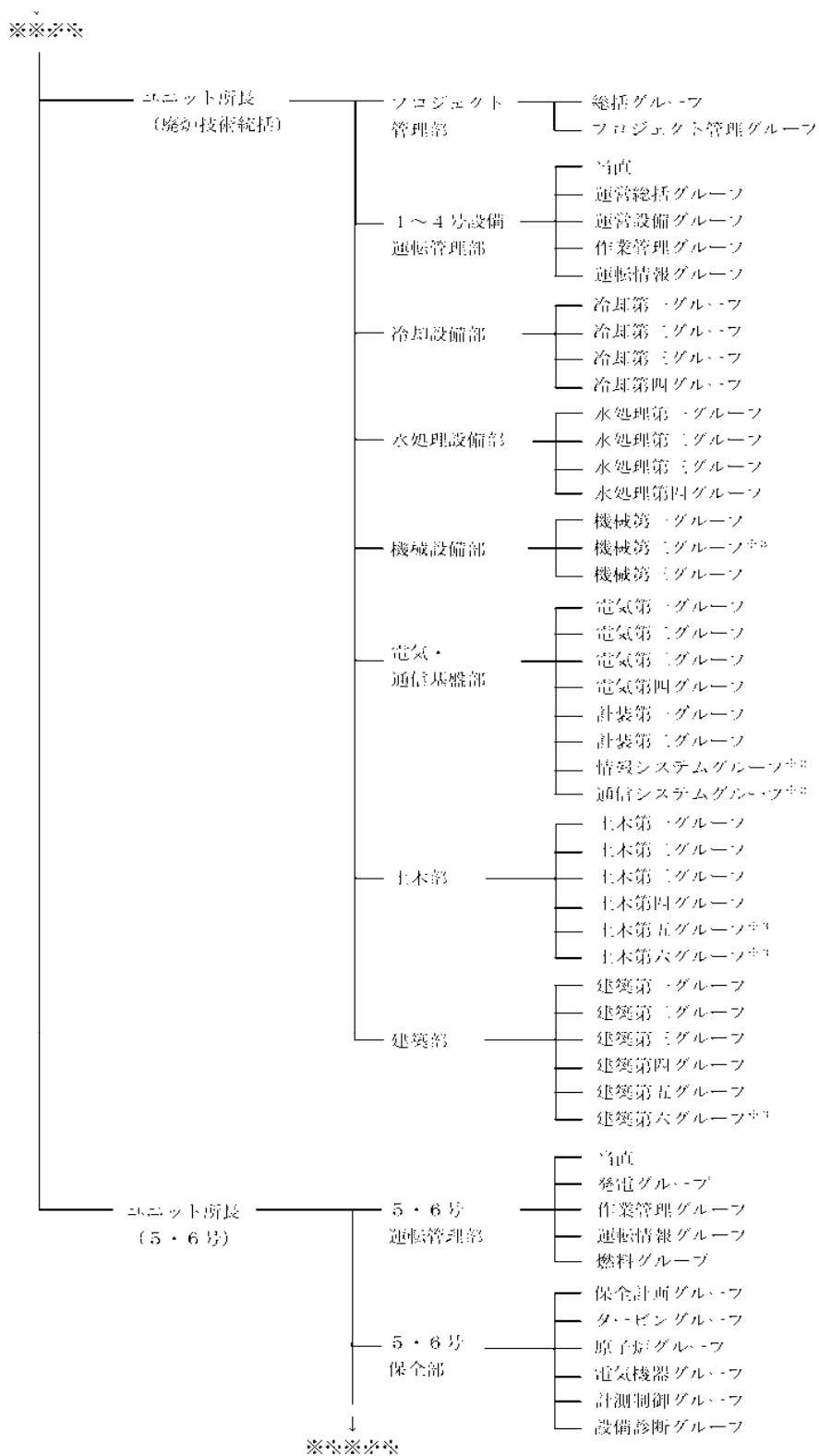
【福島第一安定化センター】



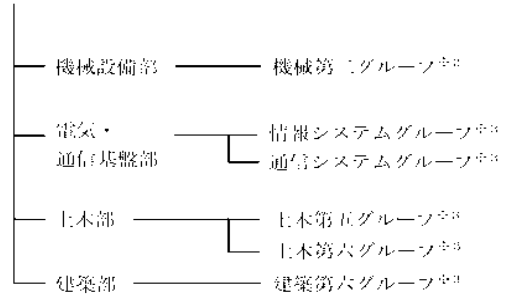
【福島第一原子力発電所】







※※※※※



※※：機械第二グループ，情報システムグループ，通信システムグループ，土木第五グループ，土木第六グループ及び建築第六グループは，それぞれ1グループで1～6号地を所管する。

(保安に関する職務)

## 第5条

保安に関する職務のうち、本店組織の職務は次のとおり。

- (1) 社長は、トップマネジメントとして、管理責任者を指揮し、品質マネジメントシステムの構築、実施、維持、改善に関して、保安活動を統轄するとともに、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また、保安に関する組織（原子力主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め、「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき、原子力安全を最優先し必要な指示を行う。
  - (2) 原子力品質監査部長は、管理責任者として、品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部に限る。）。
  - (3) 福島第一品質監査グループは、品質保証活動の監査を行う。
  - (4) 原子力・立地本部長は、管理責任者として、資材部、原子力・立地業務部、原子力品質・安全部、原子力運営管理部、原子力設備管理部、原子燃料サイクル部、福島第一対策プロジェクトチーム、福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また、関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部を除く。）。
  - (5) 資材部は、調達先の評価・選定に関する業務を行う。
  - (6) 原子力・立地業務部は、管理責任者を補佐し、品質マネジメント推進及び要員の計画、管理、研修に関する業務を行う。
  - (7) 原子力品質・安全部は、業務プロセスの改善・標準化及び安全管理に関する業務を行う。
  - (8) 原子力運営管理部は、原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。
  - (9) 原子力設備管理部は、原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。
  - (10) 原子燃料サイクル部は、原子燃料の調達に関する業務を行う。
  - (11) 福島第一対策プロジェクトチームは、福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定、総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。
2. 保安に関する職務のうち、安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。
- (1) 福島第一安定化センター所長（以下、「安定化センター所長」という。）は、原子力・立地本部長を補佐し、福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。

- (2) 人事グループは、要員の計画に関する業務を行う。
  - (3) 資材グループは、調達に関する業務を行う。
3. 保安に関する職務のうち、発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次のとおり。
- (1) 所長は、原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し、発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し、その際には主任技術者の意見を尊重する。
  - (2) 技術グループは、原子力技術の総括及び原子炉安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。
  - (3) 保安検査グループは、原子力保安検査に関する業務を行う。
  - (4) 品質保証グループは、品質保証体系の総括に関する業務を行う。
  - (5) 品質管理グループは、品質の管理に関する業務を行う。
  - (6) 安全管理グループは、保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。
  - (7) 保安総括グループは、安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第11条による。以下、本条において同じ）のうち、放射線管理の総括、放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理（環境モニタリンググループ、機械第二グループ及び計装第二グループが所管する業務を除く。）に関する業務を行う。
  - (8) 放射線安全グループは、安全確保設備等のうち、出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。
  - (9) 保健安全グループは、安全確保設備等のうち、個人線量管理、管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。
  - (10) 廃棄物管理グループは、安全確保設備等のうち、作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。
  - (11) 分析評価グループは、安全確保設備等のうち、液体廃棄物の放出管理、1～4号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。
  - (12) 作業環境改善グループは、安全確保設備等のうち、構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（1～4号放射線管理グループ及び5・6号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。
  - (13) 1～4号放射線管理グループは、安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
  - (14) 5・6号放射線管理グループは、5号炉及び6号炉に係る放射線管理に関する業務（作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
  - (15) 環境モニタリンググループは、安全確保設備等のうち、発電所内外の陸域・海域のモニタリング、1～4号炉気体廃棄物の放出測定及びモニタリングポストの管理に関する業務を行う。
  - (16) 防災安全グループは、防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。

る業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

- (17) 防護管理グループは、周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (18) 原子力防災グループは、原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。
- (19) 技能訓練グループは、現業技術・技能に関する業務を行う。
- (20) 教育管理グループは、保安教育及びその他研修に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (21) 総括グループは、安全確保設備等のうち、廃炉業務総括、要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。
- (22) プロジェクト管理グループは、安全確保設備等のうち、工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。
- (23) 当直（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転、監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。
- (24) 運営総括グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。
- (25) 運営設備グループは、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理、委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転、監視及び巡視点検に関する業務を行う。
- (26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち、保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。
- (27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は、安全確保設備等（当直長以外の各GMが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。
- (28) 冷却第一グループは、安全確保設備等のうち、原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。
- (29) 冷却第二グループは、安全確保設備等のうち、窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検、保守管理に関する業務を行う。
- (30) 冷却第三グループは、安全確保設備等のうち、使用済燃料プール冷却設備の保守管理、消防車の運用、コンクリートポンプ車の運用、保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。
- (31) 冷却第四グループは、安全確保設備等のうち、原子炉格納容器の内部調査、原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。

- (32) 水処理第一グループは、安全確保設備等のうち、滞留水及びサブドレン水の水位管理（当直所管業務を除く。）、高レベル汚染水の移送装置の保守管理に関する業務を行う。
- (33) 水処理第二グループは、安全確保設備等のうち、汚染水処理装置の運用、保守管理に関する業務を行う。
- (34) 水処理第三グループは、安全確保設備等のうち、放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。
- (35) 水処理第四グループは、安全確保設備等のうち、多核種除去装置、地下水バイパス装置、サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。
- (36) 機械第一グループは、安全確保設備等のうち、他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営、建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。
- (37) 機械第二グループは、5号炉及び6号炉の廃棄物処理設備、廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち、共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。
- (38) 機械第三グループは、原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。
- (39) 電気第一グループは、安全確保設備等のうち、電気・通信基盤部に関わる総括、電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
- (40) 電気第二グループは、安全確保設備等のうち、大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。
- (41) 電気第三グループは、安全確保設備等のうち、外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。
- (42) 電気第四グループは、安全確保設備等のうち、所内電源（低圧）、仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。
- (43) 計装第一グループは、安全確保設備等のうち、1号炉及び2号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (44) 計装第二グループは、安全確保設備等のうち、3号炉及び4号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
- (45) 情報システムグループは、情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。
- (46) 通信システムグループは、通信設備の保守管理に関する業務を行う。
- (47) 土木第一グループは、安全確保設備等のうち、土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。
- (48) 土木第二グループは、安全確保設備等のうち、地下水遮へい壁、港湾整備及び地下

水バイパスに関する業務を行う。

- (49) 土木第三グループは、安全確保設備等のうち、冷却水及び水処理廃棄物等の保管設備に関する業務を行う。
- (50) 土木第四グループは、安全確保設備等のうち、瓦礫・伐採木の保管、乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。
- (51) 土木第五グループは、津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち、1～4号が土木設備内の滞留水に関する業務を行う。
- (52) 土木第六グループは、5号炉及び6号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。
- (53) 建築第一グループは、安全確保設備等のうち、建築工事のプロジェクト管理及び3号が原子が建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (54) 建築第二グループは、安全確保設備等のうち、1号が及び4号が原子が建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (55) 建築第三グループは、安全確保設備等のうち、建屋地下水対策、津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。
- (56) 建築第四グループは、安全確保設備等のうち、建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
- (57) 建築第五グループは、安全確保設備等のうち、運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。
- (58) 建築第六グループは、5号が及び6号がに係る原子が施設のうち、各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。
- (59) 当直（5・6号運転管理部）は、5号が及び6号がに係る原子が施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（5・6号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。
- (60) 発電グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (61) 作業管理グループ（5・6号運転管理部）は、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
- (62) 運転情報グループ（5・6号運転管理部）は、5号が及び6号がに係る原子が施設の運転に関する業務の支援、情報連絡に関する業務を行う。
- (63) 燃料グループは、燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (64) 保全計画グループは、5号が及び6号がに係る原子が施設の保守の総括に関する業務を行う。

- (65) タービングループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (66) 原子炉グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (67) 電気機器グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。
- (68) 計測制御グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに、安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
- (69) 設備診断グループは、5号炉及び6号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

4. 各職位は次のとおり、当該業務にあたる。

- (1) 本店各部長は、原子力・立地本部長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (2) 安定化センター部長は、安定化センター所長を補佐し、第4条の定めのとおり、当該部が所管するグループの業務を統括管理する。
- (3) 安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各GM」という。）は、グループ員を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。
- (4) ユニット所長（廃炉技術統括）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (5) ユニット所長（5・6号）は、所長を補佐し、第4条の定めのとおり、所管する各部の業務を統括管理する。
- (6) 発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は、第4条の定めのとおり、当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。
- (7) 発電所各グループマネージャー（以下「各GM」といい、当直長を含む。）は、グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し、所管する業務を遂行するとともに、所管業務に基づき緊急時の措置、保安教育ならびに記録及び報告を行う。
- (8) グループ員（当直員を含む。）は、GMの指示・指導に従い、業務を遂行する。

（原子力発電保安委員会）

第6条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

- 2. 保安委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ保安委員会にて定めた事項は、原子力発電保安運営委員会にて審議し、確認する。



- (1) 実施計画「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」本文に記載の基本設計の変更
- (2) 実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編及び第2編の変更
- (3) その他保安委員会で定めた審議事項

3. 原子力・立地本部長を委員長とする。

4. 保安委員会は、委員長、原子力・立地業務部長、原子力品質・安全部長、原子力運営管理部長、原子力設備管理部長、安定化センター所長、主任技術者に加え、GM以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

5. 委員長は、保安上重要な審議結果について、定期的に社長に報告する。

(原子炉主任技術者の選任)

#### 第8条

原子力・立地本部長は、主任技術者及び代行者を、主任技術者免状を有する者から選任する。

2. 主任技術者は原子炉毎に選任し、同一型式（沸騰水型）の原子炉では兼任させることができる。

3. 主任技術者は、第9条に定める職務を専任する。

4. 代行者の職位は、GM以上、所長付、安全品質担当、安全担当、運転技術担当、環境担当、技術総括担当、運転管理担当又は保安担当のいずれかとする。

5. 主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、第1項から第3項に基づき、改めて主任技術者を選任する。

(所員及び安定化センター員への保安教育)

#### 第118条

原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり、具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NK-20-1 保安教育マニュアル」に定め、これに基づき次の各号を実施する。

(1) 教育管理GMは、毎年度、原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を表118-1、2、3の実施方針に基づいて作成し、主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。

(2) 教育管理GMは、(1)の保安教育実施計画の策定にあたり、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。

(3) 各GM及び安定化センター各GMは、(1)の保安教育実施計画に基づき、保安教育を実施する。教育管理GMは、年度毎に実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし、各GM又は安定化センター各GMが、別途定められた基準に従い、各項目

の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については、該当する教育について省略することができる。

(4) 教育管理GMは、具体的な保安教育の内容について、定められた頻度に基づき見直しを行う。



2118 2

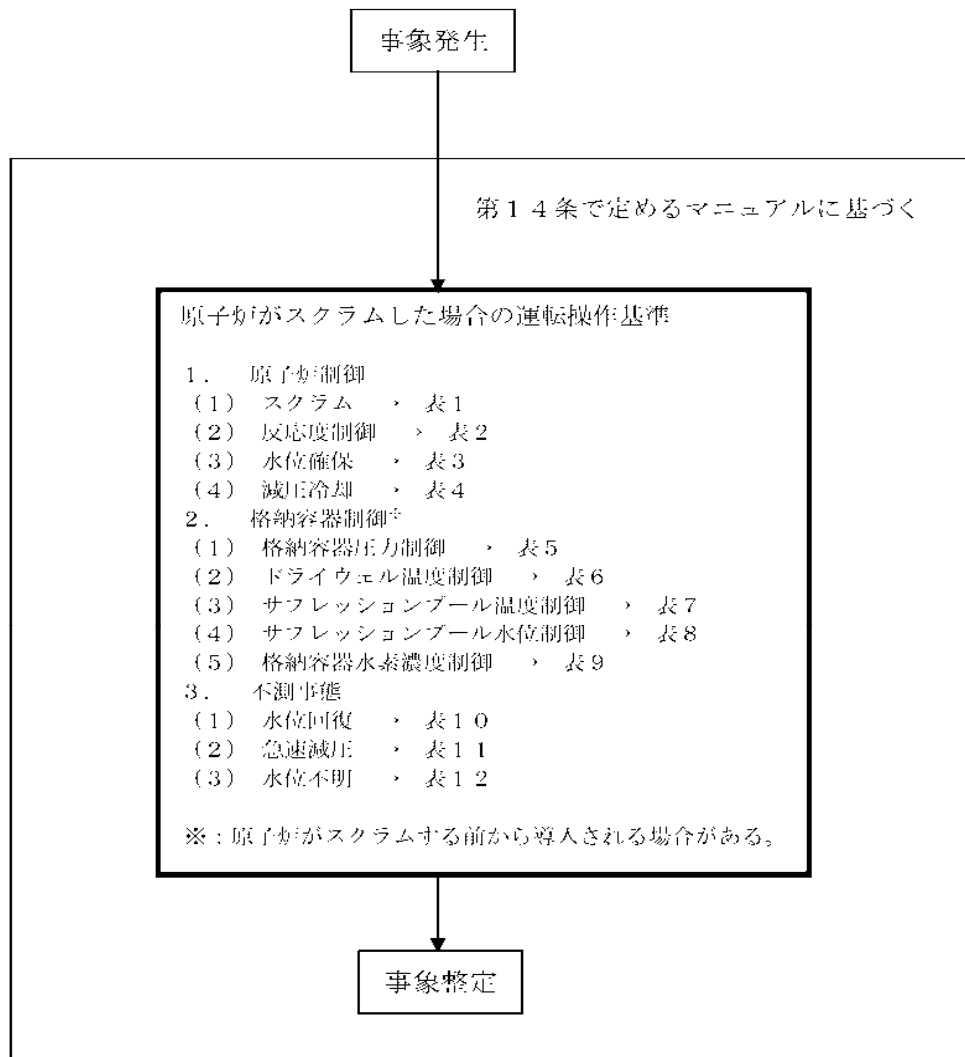
<sup>1)</sup> 所員及び安定化センター員への保安教育実施方針(放射線業務従事者教育)[illegible][illegible]

[illegible]

添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準  
(第 7 7 条関連)

### 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

炉心は、原子力発電所において最大の放射能インベントリを有する部分である。したがって、著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し、炉心冷却形状を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため、原子炉の未臨界維持、原子炉心の冷却の確保、格納容器の健全性確保に関して、以下の12の運転操作基準について定める。なお、この操作基準を使用する際には、当直長の判断に基づいて、より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。



また、当直長は、以下の一般的な注意事項について留意する。

- (1) 原子炉スクラム信号が発生した場合には、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。
- (2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムさせる。
- (3) 非常用炉心冷却系、非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。
- (4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性及び注入の有無等を確認する。
- (5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。
- (6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。
- (7) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生した場合は、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。
- (8) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は、直ちに手動で閉鎖する。
- (9) 格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指針を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。



・ 5 号機

表 1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉を停止する。</li> <li>・ 十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>・ 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>・ 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul>	
②導入条件 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>・ 手動スクラムした場合</li> <li>・ 各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	③脱出条件
④基本的な考え方 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。</li> <li>・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。</li> <li>・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。</li> <li>・ 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。</li> <li>・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。</li> <li>・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。</li> </ul>	
⑤主な監視操作内容 <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-bottom: 10px;"> <b>A. 原子炉出力</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。</li> <li>・ 全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>・ スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。</li> <li>・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。</li> <li>・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>・ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。</li> <li>・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。</li> <li>・ 平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <b>B. 原子炉水位</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位を確認する。</li> <li>・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。</li> <li>・ タービン駆動給水ポンプを停止し<sup>*</sup>、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</li> </ul> </div>	

- ・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が自動作動した場合は不要）
- ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

#### C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- ・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

#### D. タービン・電源

- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系により原子炉水位を調整する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

#### E. モニタ確認

- ・ 各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・ 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

#### F. 復旧

- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・ 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・ 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・ 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- ・ スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・ 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・ 原子炉を冷温停止する。

#### G. 格納容器制御への導入

- ・ 格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）

表2

1. 原子炉制御 (2) 反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉出力	
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。</li> </ul>	
B. ほう酸水注入系	
<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール水温が原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。</li> <li>ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。</li> </ul>	
C. 水位	
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。</li> <li>「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限值はスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値とする。)ただし、原子炉水位がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。</li> </ul>	

- ・「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
- ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の動作を阻止する。

#### D. 「反応度制御」水位不明

- ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、高圧注水系、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・給復水系、制御棒駆動水圧系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

#### E. 制御棒

- ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
- ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
- ・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。
- ・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

表3

<b>1. 原子炉制御</b> <b>(3) 水位確保</b>	
<b>①目的</b> ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
<b>②導入条件</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合</li> <li>・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合</li> <li>・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合</li> <li>・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> <li>・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</li> </ul>	<b>③脱出条件</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</li> </ul>
<b>④基本的な考え方</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</li> </ul>	
<b>⑤主な監視操作内容</b>	
<b>A. 水位確保</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>・作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。</li> </ul>	
<b>B. 水位</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。</li> <li>・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。</li> <li>・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水压系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。</li> <li>・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</li> </ul>	

表 4

<b>1. 原子炉制御</b> <b>(4) 減圧冷却</b>	
<b>①目的</b> ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。	
<b>②導入条件</b> ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。 ・原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合	<b>③脱出条件</b> ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
<b>④基本的な考え方</b> ・緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。	
<b>⑤主な監視操作内容</b>	
<b>A. 水位</b> ・給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。	
<b>B. 減圧</b> ・給復水系による原子炉注水ができない場合、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系が少なくとも 1 台運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 ・主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。	

- ・主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。
- ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。
- ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。



表5

2. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある、炉心再冠水後速やかにドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイを起動する。	
⑤主な監視操作内容 <b>A. 格納容器圧力制御</b> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、炉心スブレイ系、低圧注水系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスブレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブプレッションプールスブレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力がドライウエルスブレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、又はサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。	

#### B. 原子炉満水

- ・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。
- ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、高圧注水系、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・給復水系、制御棒駆動水圧系、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系※、消火系、残留熱除去冷却海水系による原子炉注水を行う。
- ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

※:ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。

#### C. 格納容器ベント

- ・サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ・格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサブプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。

表6

2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御	
①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転する。 ・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

表 7

2. 格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	③脱出条件 <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温が 24 時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合</li> </ul>
④基本的な考え方 ・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
<ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始する。</li> <li>サプレッションプール水温が 24 時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合、原子炉を通常停止する。</li> <li>サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	
B. サプレッションプール空間部温度制御	
<ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系の異常、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。</li> <li>サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は、サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に、サプレッションプールスプレイを作動させる。さらに、サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は、原子炉を通常停止し、スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。</li> </ul>	

表 8

2. 格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御	
①目的 ・サプレッションプール水位を監視し、制御する。	
②導入条件 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合
④基本的な考え方 ・サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスブレイを実施し、不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし、減圧を開始する。また、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水位制御（高水位） ・サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスブレイを実施するとともに、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスブレイを作動させない。 ・サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。	
B. サプレッションプール水位制御（低水位） ・サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションプール水位が、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合、復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し、復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。	

表 9

2. 格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御	
①目的 ・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合	③脱出条件 ・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
④基本的な考え方 ・冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウエル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。	
⑤主な監視操作内容 ・主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサブプレッションプールのプレイを運転する。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。	

表 1 0

<p>3. 不測事態</p> <p>(1) 水位回復</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位を回復する。</li> </ul>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合</li> <li>・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。</li> <li>・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。</li> </ul>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。</li> <li>・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を起動する。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統<sup>※</sup>のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系による注水準備を行う。</li> <li>・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、炉心スプレイ系A系、炉心スプレイ系B系、低圧注水系A系、低圧注水系B系をいう。以下、各表において同じ。</p> <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が作動していない場合は、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul>

#### C. 水位下降中

- ・ 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。
- ・ 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1 系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が 1 系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表 1 1 及び表 1 2 も同じ。



表 1 1

<p>3. 不測事態</p> <p>(2) 急速減圧</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉を速やかに減圧する。</li> </ul>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>・「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合</li> <li>・「ドライウエル温度制御」においてドライウエル空間部局所温度がドライウエル設計温度を超えた場合</li> <li>・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合</li> <li>・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合</li> <li>・不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>・「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位がサブプレッションプール水位計測定上限以上になった場合</li> <li>・「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位がサブプレッションプール水位計測定下限以下になった場合</li> <li>・「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系等を使用して減圧する。</li> <li>・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。</li> </ul>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。</li> <li>・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。</li> <li>・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> </ul>

- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系を使用して減圧する。
- ・ 原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
- ・ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。
- ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

表 1 2

<p>3. 不測事態 (3) 水位不明</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</li> </ul>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合</li> <li>・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>・「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> <li>・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。</li> <li>・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。</li> <li>・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. 注水確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水位不明時刻を記録する。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、さらに復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. 満水注入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、又は電動駆動給水ポンプによる原子炉注水が可能な場合、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。</li> </ul>

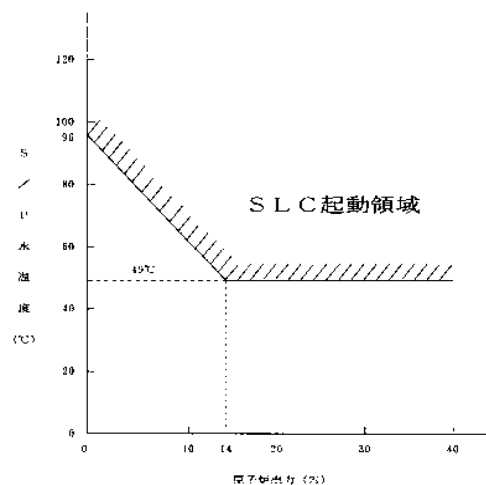
- ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプによる原子炉注水も不可能な場合は、復水系、炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系等を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、残留熱除去冷却海水系を起動し原子炉への注水を行う。

#### C. 水位計復旧

- ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
- ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
- ・原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。
- ・原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。  
最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。

参考

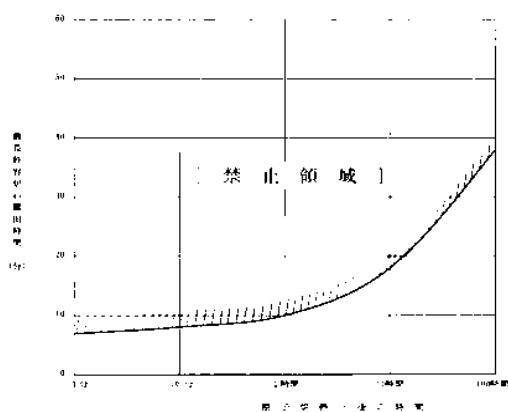
- (1) 最大未臨界引抜位置：0.2位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サブレーションプール水温相関曲線：下図のとおり



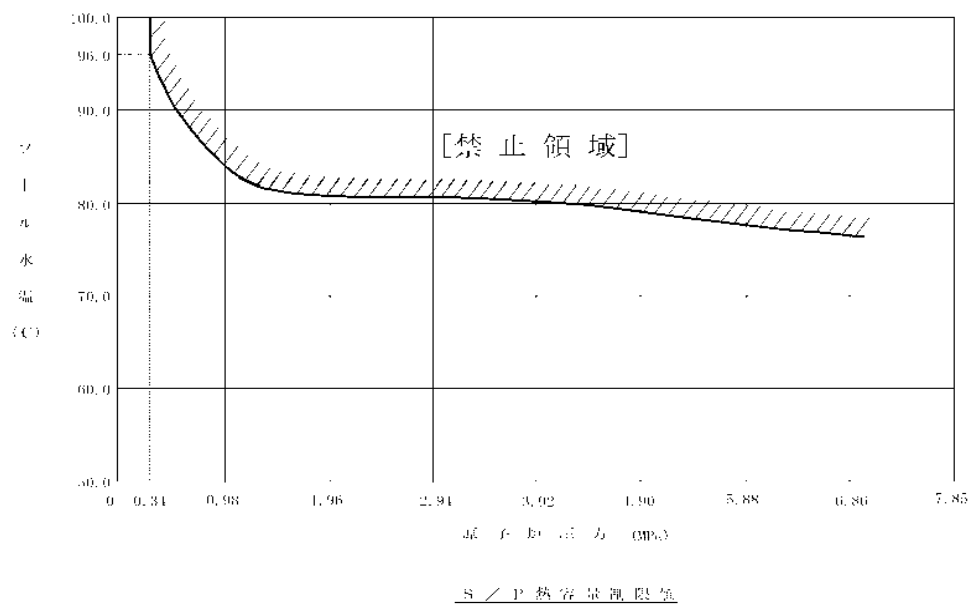
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：50%（平均出力領域モニタ）
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値：レベル2 500mm
- (6) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1 - 1000mm
- (7) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3弁
- (8) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：2弁
- (9) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MPa [gage]
2	3.73
3	2.55
4	1.86
5	1.47
6	1.18

(10) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(11) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



(12) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：

約 0.517 MPa [gage] 以下

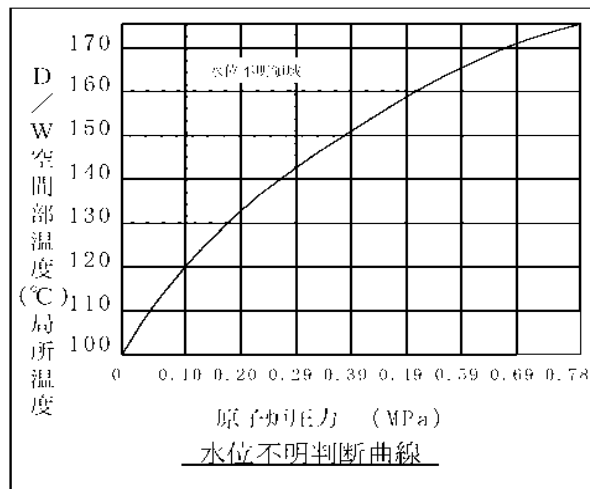
(13) ドライウェルスプレイ起動圧力：9.8 kPa [gage]

(14) 「急速減圧」時必要最小弁数：1 弁

(15) 温度高警報設定点：6.6℃

(16) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：9.0℃

(17) 水位不明判断曲線：下図のとおり



(18) サプレッションプールスプレイ起動温度：4.9℃

(19) サプレッションプール水位計測定上限：+50cm

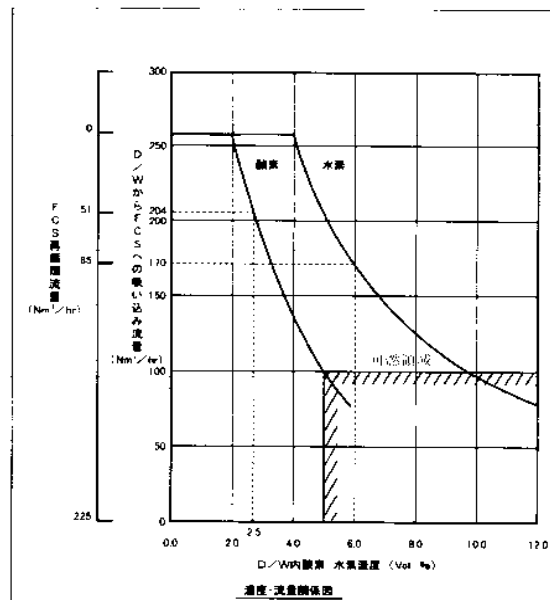
(20) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：+5.0m

(21) 格納容器ベント最高水位：+3.2m

(22) サプレッションプール水位計測定下限：-50cm

(23) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%

(24) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (25) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：106kPa [gage]
- (26) 「急速減圧」時必要弁数：5弁
- (27) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.59MPa [gage]
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：3弁
- (29) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：1弁



・ 6 号機

表 1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的 ・ 原子炉を停止する。 ・ 十分な炉心冷却状態を維持する。 ・ 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・ 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)	
②導入条件 ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合 ・ 手動スクラムした場合 ・ 各制御の脱出条件が成立した場合	③脱出条件
④基本的な考え方 ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・ 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。 ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。	
⑤主な監視操作内容 A. 原子炉出力 ・ 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・ 全制御棒挿入状態を確認する。 ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。 ・ スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。 ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。 ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 ・ 平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。	
B. 原子炉水位 ・ 原子炉水位を確認する。 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・ タービン駆動給水ポンプを停止し*、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。	

- ・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動作動した場合は不要）
- ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

#### C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- ・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

#### D. タービン・電源

- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を調整する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

#### E. モニタ確認

- ・ 各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・ 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

#### F. 復旧

- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・ 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・ 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・ 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- ・ スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・ 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・ 原子炉を冷温停止する。

#### G. 格納容器制御への導入

- ・ 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

表2

1. 原子炉制御 (2) 反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉出力	
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。</li> </ul>	
B. ほう酸水注入系	
<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール水温が原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。</li> <li>ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。</li> </ul>	
C. 水位	
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、「水位低下」操作に移行する。</li> <li>「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。)ただし、原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。</li> <li>原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う</li> </ul>	

- ・「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし、原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
- ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の動作を阻止する。

#### D. 「反応度制御」水位不明

- ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水压系、高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・給復水系、制御棒駆動水压系、高圧炉心スプレイ系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

#### E. 制御棒

- ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
- ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
- ・制御棒駆動水压系の水压を確保し、制御棒を手動挿入する。
- ・制御棒駆動水压系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

表3

<b>1. 原子炉制御</b> <b>(3) 水位確保</b>	
<b>①目的</b> ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
<b>②導入条件</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合</li> <li>・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合</li> <li>・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合</li> <li>・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合</li> <li>・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</li> </ul>	<b>③脱出条件</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</li> </ul>
<b>④基本的な考え方</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</li> </ul>	
<b>⑤主な監視操作内容</b>	
<b>A. 水位確保</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>・作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。</li> </ul>	
<b>B. 水位</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。</li> <li>・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。</li> <li>・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水压系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。</li> <li>・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</li> </ul>	

表 4

<b>1. 原子炉制御</b> <b>(4) 減圧冷却</b>	
<b>①目的</b> ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。	
<b>②導入条件</b> ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。 ・原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合	<b>③脱出条件</b> ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
<b>④基本的な考え方</b> ・緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。	
<b>⑤主な監視操作内容</b>	
<b>A. 水位</b> ・給復水系、制御棒駆動水压系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。	
<b>B. 減圧</b> ・給復水系による原子炉注水ができない場合、非常用炉心冷却系が少なくとも1台運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 ・主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。	

- ・主復水器が使用不能であり、かつサブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。
- ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。
- ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。



表5

2. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある、炉心再冠水後速やかにドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイを起動する。	
⑤主な監視操作内容 <b>A. 格納容器圧力制御</b> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、高圧炉心スブレイ系、低圧炉心スブレイ系、低圧注水系C系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつドライウエルスブレイ起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブプレッションプールスブレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力がドライウエルスブレイ起動圧力以上の状態が24時間継続した場合、又はサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスブレイ及びサブプレッションプールスブレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。	

#### B. 原子炉満水

- ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。
- ・ 「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・ 給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系※、消火系、残留熱除去冷却海水系による原子炉注水を行う。
- ・ サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

※:ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。

#### C. 格納容器ベント

- ・ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ・ 格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サプレッションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。

表6

2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御	
①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転する。 ・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

表7

2. 格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールのスプレイ起動温度以上の場合	③脱出条件 ・サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールのスプレイ起動温度未満となった場合
④基本的な考え方 ・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始する。</li> <li>・サプレッションプール水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合、原子炉を通常停止する。</li> <li>・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul>	
B. サプレッションプール空間部温度制御	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールのスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。</li> <li>・サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールのスプレイ起動温度未満に下がらない場合は、サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に、サプレッションプールのスプレイを作動させる。さらに、サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は、原子炉を通常停止し、スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。</li> </ul>	

表 8

2. 格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御	
①目的 ・サプレッションプール水位を監視し、制御する。	
②導入条件 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合
④基本的な考え方 ・サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスブレイを実施し、不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし、減圧を開始する。また、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水位制御（高水位） ・サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスブレイを実施するとともに、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスブレイを作動させない。 ・サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。	
B. サプレッションプール水位制御（低水位） ・サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションプール水位が、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合、復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し、復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。	

表 9

2. 格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御	
①目的 ・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合	③脱出条件 ・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
④基本的な考え方 ・冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウエル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。	
⑤主な監視操作内容 ・主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサブプレッションプールのプレイを運転する。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。	

表 1 0

<p>3. 不測事態</p> <p>(1) 水位回復</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位を回復する。</li> </ul>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合</li> <li>・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合</li> <li>・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。</li> <li>・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が 1 2 0 0℃又は燃料被覆管酸化割合が 1 5 %に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。</li> </ul>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。</li> <li>・原子炉隔離時冷却系を起動する。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統<sup>※</sup>のうち、少なくとも 2 つの系統の起動を試みる。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2 系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系による注水準備を行う。</li> <li>・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系 A 系、低圧注水系 B 系、低圧注水系 C 系をいう。以下、各表において同じ。</p> <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系 1 台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系 1 台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul> <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> </ul>

- ・ 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1 系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1 系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表 1 1 及び表 1 2 も同じ。



表 1 1

<p>3. 不測事態 (2) 急速減圧</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉を速やかに減圧する。</li> </ul>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> <li>・「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合</li> <li>・「ドライウェル温度制御」においてドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度を超えた場合</li> <li>・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合</li> <li>・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1台以上が作動している場合</li> <li>・不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合</li> <li>・「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位がサブプレッションプール水位計測定上限以上になった場合</li> <li>・「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位がサブプレッションプール水位計測定下限以下になった場合</li> <li>・「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。</li> <li>・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。</li> </ul>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。</li> <li>・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。</li> <li>・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。</li> </ul>

- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。
- ・ 原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
- ・ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。
- ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

表 1 2

<p>3. 不測事態 (3) 水位不明</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</li> </ul>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合</li> <li>・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>・「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> <li>・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</li> </ul>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。</li> <li>・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。</li> <li>・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p><b>A. 注水確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水位不明時刻を記録する。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、さらに復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>・低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. 満水注入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレー系による原子炉注水が可能な場合、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。</li> </ul>

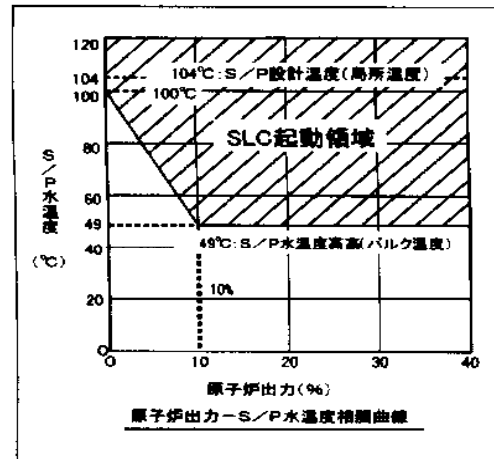
- ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は、復水系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
- ・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし、復水補給水系、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系、消火系等を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、残留熱除去冷却海水系を起動し原子炉への注水を行う。

#### C. 水位計復旧

- ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
- ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
- ・原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。
- ・原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。  
最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。

参考

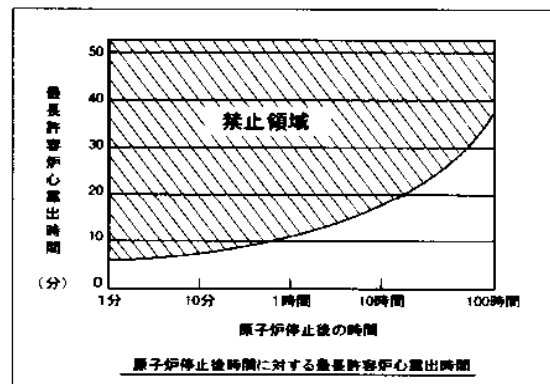
- (1) 最大未臨界引抜位置：0.2位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



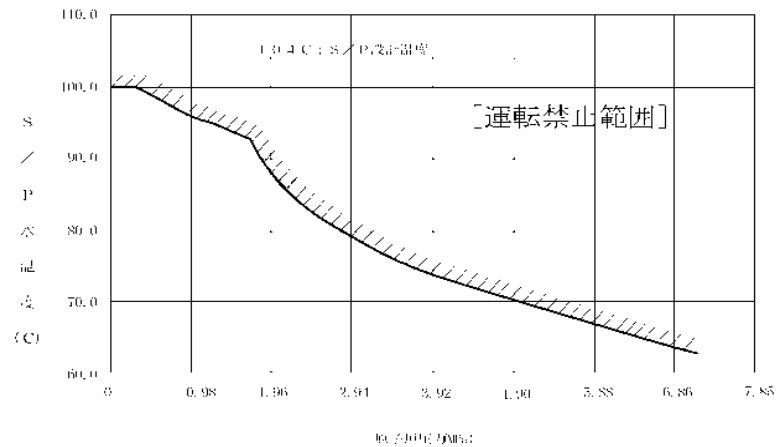
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：5.5%（平均出力領域モニタ）
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1－1000mm
- (6) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3弁
- (7) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：3弁
- (8) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MPa [gage]
2	5.30
3	3.63
4	2.65
5	2.06
6	1.77
7	1.47

( 9 ) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



( 1 0 ) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



( 1 1 ) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.93 MP a [gage]以下

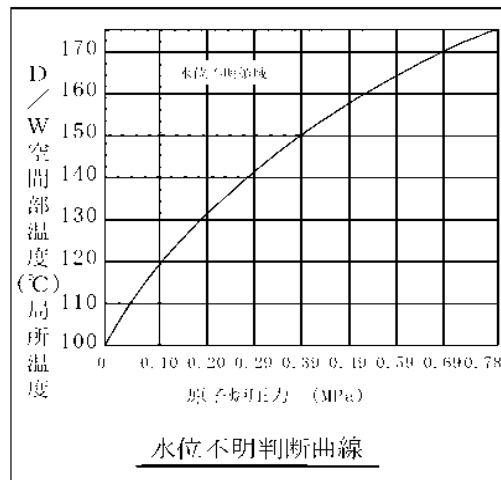
( 1 2 ) ドライウェルスプレイ起動圧力：98 k P a [gage]

( 1 3 ) 「急速減圧」時必要最小弁数：1 弁

( 1 4 ) 温度高警報設定点：66℃

( 1 5 ) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90℃

(16) 水位不明判断曲線：下図のとおり



(17) サプレッションプールスプレイ起動温度：49℃

(18) サプレッションプール水位計測定上限：+50cm

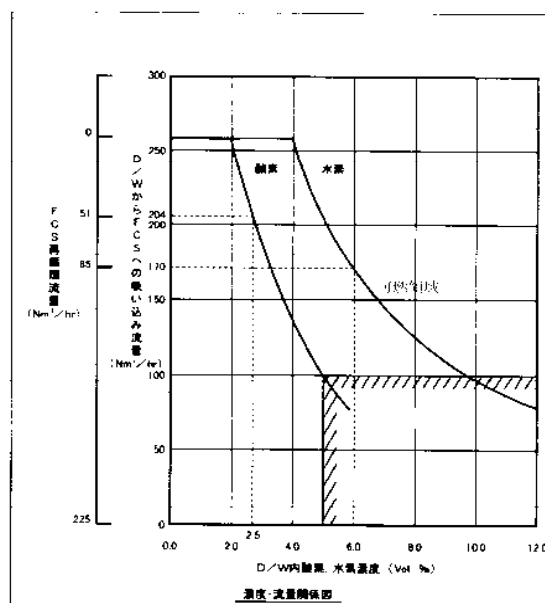
(19) 真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：+13.95m

(20) 格納容器ベント最高水位：-36.6m

(21) サプレッションプール水位計測定下限：-50cm

(22) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%

(23) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (24) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：106kPa [gage]
- (25) 「急速減圧」時必要弁数：7弁
- (26) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.59MPa [gage]
- (27) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：4弁
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：1弁



添付２については核物質防護上の理由から  
公開しないこととしております。

## 添付２ 管 理 区 域 図

(第９２条の２及び第９３条の３関連)

添付 2－1 については核物質防護上の理由  
から公開しないこととしております。

## 添付 2－1 管 理 対 象 区 域 図

(第 9 2 条, 第 9 3 条及び第 9 3 条の 2 関連)

添付 3 については核物質防護上の理由から  
公開しないこととしております。

## 添付 3 保 全 区 域 図

(第 9 7 条関連)

## 添付 4 長期保守管理方針

(第 1 0 7 条の 2 関連)

(1) 5号が 長期保守管理方針（始期：平成20年4月18日、適用期間：10年間）

No.	保守管理の項目	実施時期※1
1	<p>原子炉再循環ポンプ等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>*：原子炉再循環ポンプ（ケーシング）            原子炉圧力容器（給水ノズル、主フランジ、スタッドボルト、下鏡、支持スカート）            原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ）            炉内構造物（炉心シュラウド、シュラウドサポート）            主蒸気系・給水系炭素鋼配管            原子炉再循環系ステンレス鋼配管            原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱）            原子炉給水入口弁（弁箱）            原子炉給水入口逆止弁（弁箱）            主蒸気隔離弁（弁箱）</p>	中長期
2	<p>原子炉圧力容器の照射脆化については、最新の脆化予測式による評価を実施する。また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。</p>	中長期
3	<p>炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺及び中央燃料支持金具、制御棒案内管）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 <sup>※1</sup>
4	<p>原子炉圧力容器等<sup>*</sup>の粒界型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p><sup>*</sup>：原子炉圧力容器（ノズル，セーフエンド， 制御棒駆動機構ハウジング， 中性子束計測ハウジング， スタブチューブ，ブラケット） 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 炉内構造物（上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具， 炉心スプレイ配管／スパージャ，給水スパージャ， 差圧検出／ほう酸水注入系配管，ジェットポンプ， 中性子束計測案内管，シュラウドサポート， 制御棒案内管，シュラウドヘッド及び気水分離器， 蒸気乾燥器，ヘッドスプレイノズル）</p> <p>炉内構造物のシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては、代表部位の日視点検を定期的の実施するとともに、近接可能な範囲についてH視点検を実施する。</p>	中長期
5	<p>気体廃棄物処理系排ガス予熱器等<sup>*</sup>の粒界型応力腐食割れについては、耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。</p> <p><sup>*</sup>：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴，管板，水室） 気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴，管板） 気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴，鏡板，蓋） 気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 <sup>※1</sup>
6	<p>炉内構造物<sup>*</sup>の照射誘起型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p><sup>*</sup>：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管）</p>	中長期
7	<p>制御棒（ボロン・カーバイド型）<sup>*</sup>の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。</p> <p><sup>*</sup>：制御棒（制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル）</p>	中長期
8	<p>高圧タービン等<sup>*</sup>の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。</p> <p><sup>*</sup>：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部）</p> <p>タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
9	<p>原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサブプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については、内面の目視点検を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
10	<p>原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管等*の外面腐食については、表面状態を確認し補修塗装を実施するとともに、トレンチ内に設置されたものに対する点検計画を策定し、目視点検を実施する。また、内面腐食については、フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに、ライニングの健全性の確認結果に基づき、補修の要否を判断し、要の場合は補修を実施する。</p> <p>*：原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管 補機冷却海水系炭素鋼配管 非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管</p>	中長期
11	<p>気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。</p>	中長期
12	<p>可燃性ガス濃度制御系設備等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器、配管） 蒸気式空気抽出器（胴）</p>	中長期
13	<p>炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グラント蒸気系、抽気系）は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
14	<p>後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p>	中長期



No.	保守管理の項目	実施時期※1
15	<p>機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p> <p>*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部）  後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部，  コンクリート埋込部）  後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部）  主要変圧器（タンク，底板ビーム）  所内変圧器（タンク，底板ビーム）  起動変圧器（タンク，底板ビーム）</p>	中長期
16	<p>可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管，再結合器，冷却器及び配管のクリープについては，代表機器の内部の日視点検を実施する。</p>	中長期
17	<p>高圧難燃C Vケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については，原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し，長期健全性の再評価を実施する。</p> <p>*：高圧難燃C Vケーブル  高圧C Vケーブル  E Vケーブル  C Vケーブル  K G Bケーブル  難燃C Vケーブル  難燃C Cケーブル  難燃一重同軸ケーブル  一重同軸ケーブル  難燃二重同軸ケーブル  難燃三重同軸ケーブル  難燃P Nケーブル</p> <p>難燃P Nケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については，60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
18	<p>端子台等*の絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：端子台（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂、 ポリフェニレンエーテル樹脂） 同軸コネクタ（絶縁物：ポリエーテルエーテルケトン樹脂、 架橋ポリエチレン） 計測装置のうち回転数検出器（電磁ピックアップ式）</p>	中長期
19	<p>計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等*の特性変化及び温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）の絶縁特性低下については、事故時雰囲気における動作が要求される場合、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうち圧力検出器（ブルドン管式） 計測装置のうちSRNM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）</p>	中長期
20	<p>原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、放射線、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※ <sup>1</sup>
21	<p>原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>＊：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル）</p>	中長期
22	<p>原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期

※<sup>1</sup>：実施時期における中長期とは平成20年4月18日からの10年間をいう。

(2) 6号の長期保守管理方針（始期：平成21年10月24日、適用期間：10年間）

No.	保守管理の項目	実施時期 <sup>*1</sup>
1	<p>原子炉再循環系ポンプ等<sup>*</sup>の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p><sup>*</sup>：原子炉再循環系ポンプ（ケーシング）            原子炉圧力容器（給水ノズル、主フランジ、スタッドボルト、下鏡、支持スカート）            原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ）            炉内構造物（炉心シュラウド、シュラウドサポート）            主蒸気系・給水系炭素鋼配管            原子炉再循環系ステンレス鋼配管            原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱）            原子炉給水ライン入口弁（弁箱）            原子炉給水ライン逆止弁（弁箱）            主蒸気隔離弁（弁箱）</p>	中長期
2	<p>原子炉圧力容器の照射脆化については、最新の脆化予測式による評価を実施する。また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。</p>	中長期
3	<p>炉内構造物<sup>*</sup>の中性子照射による靱性低下については、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p><sup>*</sup>：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺及び中央燃料支持金具、制御棒案内管）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
4	<p>原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：原子炉圧力容器（ノズル、セーフエンド、シール、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブ、ブラケット）</p> <p>原子炉再循環系ステンレス鋼配管 主蒸気系（蒸気部）ステンレス鋼配管 炉内構造物（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管／スパージャ、差圧検出／ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ、中性子束計測案内管、シュラウドサポート、制御棒案内管、残留熱除去系配管、給水スパージャ、シュラウドヘッド及び気水分離器、蒸気乾燥器）</p>	中長期
5	<p>ジェットポンプの粒界型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号)に基づく点検を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
6	<p>気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、探傷可能な範囲の耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。</p> <p>*：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴、管板、水室）  気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴、管板）  気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴、鏡板）  気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管</p>	中長期
7	<p>炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年12月25日付け平成21・11・18 原院第1号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管）</p>	中長期
8	<p>制御棒（ボロン・カーバイド型）*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。</p> <p>*：制御棒（制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
9	<p>高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。</p> <p>*：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部）</p> <p>タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
10	<p>原子炉格納容器のドライウエルスブレイヘッダ及びサブプレッションチェンバスブレイヘッダの腐食については、内面の目視点検を実施する。</p>	中長期
11	<p>残留熱除去海水系炭素鋼配管等*の外面腐食については、原子力安全・保安院指本文書「原子力発電所の定期事業者検査に関する解釈（内規）の制定について」（平成20年6月24日付け平成20・06・23 原院第6号）に基づき、過去の不適合事象に鑑み、別途点検計画を立案し、点検を実施する。また、内面腐食については、フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに、ライニングの健全性の確認結果に基づき、補修の要否を判断し、要の場合は補修を実施する。</p> <p>*：残留熱除去海水系炭素鋼配管 補機冷却海水系炭素鋼配管 復水補給水系炭素鋼配管 非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系統配管（海水系）</p>	中長期
12	<p>気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。</p>	中長期
13	<p>可燃性ガス濃度制御系設備等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：可燃性ガス濃度制御系設備（配管） 蒸気式空気抽出器（胴）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
14	<p>炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のFAC、LDIについては、FAC、LDIに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格」JSMES-NH1-2006_を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グラント蒸気系、原子炉冷却材浄化系）は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
15	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。	中長期
16	<p>機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p> <p>*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部）  後打ちメカニカルアンカ  （後打ちメカニカルアンカ直上部、コンクリート埋込部）  後打ちケミカルアンカ  （後打ちケミカルアンカ直上部）  主要変圧器（タンク、底板ビーム）  所内変圧器（タンク、底板ビーム）</p>	中長期
17	可燃性ガス濃度制御系設備配管のクリープについては、内部の日視点検を実施する。	中長期



No.	保守管理の項目	実施時期※1
18	<p>高圧難燃C Vケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する。</p> <p>*：高圧難燃C Vケーブル  K G B ケーブル  難燃C V ケーブル  難燃一重同軸ケーブル  難燃二重同軸ケーブル  難燃三重同軸ケーブル  難燃P N ケーブル</p> <p>難燃P N ケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
19	<p>端子台等*の絶縁物の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：端子台  （絶縁物：ジアリルフタレート樹脂，  ポリフェニレンエーテル樹脂）  同軸コネクタ  （絶縁物：テフロン，架橋ポリスチレン）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
20	<p>計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等＊の特性変化及び温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）の絶縁特性低下については、事故時雰囲気における動作が要求される場合、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>＊：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうちSRNM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）</p>	中長期
21	<p>原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、放射線、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>＊：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル）</p>	中長期
22	<p>原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>＊：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル）</p>	中長期
23	<p>原子炉格納容器の電気ベネトレーション（モジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期

※1：実施時期における中長期とは平成21年10月24日からの10年間をいう。

第 3 編  
(保安に係る補足説明)

## 1. 運転管理に係る補足説明

### 1.1 巡視点検の考え方

#### (1) 1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の巡視点検

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉については、東北地方太平洋沖地震に伴う事故の影響により、非常用炉心冷却系等の設備が使用できない状況にあり、事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等によりプラントの運転管理を行っていることを踏まえ、「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉に係る保安措置）第12条（巡視点検）において、原子炉圧力容器・格納容器注水設備等の安全確保設備等について、各マニュアルに基づき、定期的に巡視又は点検を行うことを規定している。

これら安全確保設備等の巡視点検のうち、通常時に比べ高い放射線レベルが測定され、本来期待する巡視頻度を維持できない又は巡視が困難な場合については、必要に応じWEBカメラ等による遠隔監視や、パラメータによる間接的な確認等により健全性を確認している。

#### (2) 5号炉及び6号炉の巡視点検

5号炉及び6号炉については、東北地方太平洋沖地震による津波の影響により、一部の設備（6号炉原子炉建屋付属棟地下等）が水没している状況であるが、現在は、震災前と同等の設備により安定的な冷温停止状態を維持している状況であることを踏まえ、「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第2編（5号炉及び6号炉に係る保安措置）第13条（巡視点検）では、水没箇所等の巡視が困難な箇所を除き、毎日1回以上原子炉施設の巡視を行うとともに、原子炉冷却系統施設等のうち、復旧が終了したものについて点検を行うことを規定している。

これら原子炉施設の巡視のうち、水没箇所（6号炉原子炉建屋付属棟地下等）及び津波により損壊した設備（ストームドレン処理設備等）等の従来の巡視が困難な箇所については、安定的な冷温停止状態の維持に影響を与える設備はなく、人身安全を確保しつつ接近可能な範囲で、火災発生の有無、滞留水の増減、建屋の損壊進展の有無について確認しており、現時点で必要な巡視を実施している。今後、滞留水の処理状況及び設備の復旧状況に応じて巡視対象、巡視方法の改善を行っていく。

## 1.2 火災への対応

### 1.2.1 火災発生の可能性及び影響評価

#### 1.2.1.1 発電所周辺の大規模火災

##### (1) 火災発生の可能性

現在、発電所周辺は帰還困難区域、居住制限区域となっており、双葉地方広域市町村圏組合消防本部は帰還困難区域、居住制限区域の外に拠点を置き、また住民も避難しているため、発電所敷地周辺で火災が発生した場合に発見が遅れる可能性がある。

また、田畑や林野が管理されず草木が伸び放題になっているため、風が強く乾燥した時期に林野火災が発生した場合には大規模化する恐れがあり、敷地内に火災が延焼する可能性がある。

##### (2) 影響評価

発電所周辺で発生した大規模火災が敷地内へ延焼してきた場合でも、「1.2.2.1 防火帯」ならびに「1.2.2.2 散水」に示す防火対策により発電設備・炉注水配管等の重要設備への延焼を防止する。

#### 1.2.1.2 敷地内での火災

##### (1) 施設・設備からの火災

###### a. 施設・設備からの火災発生の可能性

施設・設備の不具合や劣化により火災が発生する可能性がある。

###### b. 影響評価

施設・設備については、「1.2.2.3 施設設計及び施設運用」の防火対策を確実に実施することにより、火災発生防止と早期検知・消火に努める。

##### (2) 危険物貯蔵施設からの火災

###### a. 施設・設備からの火災発生の可能性

危険物貯蔵施設の損傷や劣化により、危険物が漏えいし、火災が発生する可能性がある。

###### b. 影響評価

危険物貯蔵施設については、「1.2.2.4 危険物貯蔵施設」における防火対策を確実に実施することにより火災を防止する。

##### (3) 火気作業における火災

###### a. 火気作業における火災発生の可能性

発電所内における火気作業は、ノロ等の溶滴のある作業としてガス溶接・溶断作業、アーク溶接作業等があり、火花の飛散がある作業としてグラインダー、サンダー作業等がある。これら作業により、火災発生の可能性がある。

b. 影響評価

火気作業においては、「1.2.2.5 火気作業における防火対策」を確実に実施することにより火災を防止する。

(4) 伐採木の自然発火

a. 伐採木の自然発火の可能性

回収した伐採木は可能な限り枝葉根と幹根に分別し、構内の一時保管エリアに一時保管している。

伐採木のうち、幹根については通気性が確保されているために自然発火の可能性はほとんどないが、枝葉根については微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられるため、自然発火の可能性はある。

b. 影響評価

伐採木の自然発火の可能性に対し、「2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理  
2.1.1.3 対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法 (2)運用 b. 事故後に発生した瓦礫等 (b) 伐採木 ii. 防火対策」を確実に実施することにより火災を防止する。

1.2.2 防火対策

1.2.2.1 防火帯

- 発電所周辺からの大規模火災に対しては、発電設備・炉注水配管等の重要設備に火災の影響が及ぶことを確実に防ぐことを目的として、重要設備の周辺に必要な防火帯を確保する。
- 防火帯に必要な形成幅については、(独)原子力安全基盤機構の「福島第一原子力発電所への林野火災に関する影響評価」(JNES-RC-2012-0002)を参考に30m以上を確保することとした。
- 林野火災の専門家に現地の状況を視察頂き、防火帯幅を拡張する為の伐採箇所や林野火災において延焼しやすいと考えられる斜面の樹木の伐採等について指導を頂き、これに基づき、防火帯形成の為の除草を平成24年12月に、また森林の伐採工事については平成25年3月に実施した。(添付資料-1参照)
- 防火帯の機能をより確実なものにしていくため、林野火災の発生が多くなる1月～4月までに防火帯の点検と維持対策を行う。具体的には、毎年10月中を日途に防火帯機能について点検調査を行い、必要に応じて12月末までに雑草の除去等を行

う。

#### 1.2.2.2 散水

- 発電所敷地外で火災が発生し、発電所敷地内に延焼する可能性がある場合には、直ちに初動対応として発電所に常駐している初期消火要員が消防車と散水車にて予防散水（発電所構内）を実施することとし、周辺での火勢や敷地内への飛び火の状況等に応じ自衛消防隊を招集し、散水車を追加し予防散水に当たる計画である。防火水槽等が近辺にある場合は消防車の連結により散水を実施し、防火水槽等が近辺に無い場合は散水車を使って消防用水を運搬し、散水を実施する。

#### 1.2.2.3 施設設計及び施設運用の防火対策

- 今後設置する特定原子力施設の設計にあたっては、発火源となりうる機器及び電気設備等からの発火により影響を受ける可能性のある場所に設置される重要な設備の材料は、基本的に不燃性又は難燃性のものを使用する。又やむを得ない場合については、発火源からの影響を緩和する対応や火災の早期発見、消火器の設置を行う。一方震災後、危険時の措置として設置されている設備については、一部不燃性又は難燃性のものでない材料を使用しているが、発火源からの影響を緩和する対応や火災の早期発見、消火器等の設置を行うことで火災による設備損傷を防止している。
- 火災を含めた設備異常の監視に努めるとともに、消火設備を設置して初期消火を行うこととする。
- 今後、平成25年12月を日途に次の諸課題について検討を行い、優先順位を考慮し計画的に対策を講じていく。
  - ① 火災検知設備・消火設備の復旧または代替措置  
1～4号機建屋内の火災検知設備、本設の消火設備は、震災により損傷しているが、今後施設を運用していくエリアについては、火災検知設備、消火設備の復旧または代替措置について検討を行う。
  - ② 重要設備の火災防護対策（危険物との離間距離、延焼防止策等）  
施設の安定化に必要となる重要設備を防護する観点で、電気設備や危険物貯蔵施設等の配置・位置関係を考慮した防火対策について検討を行う。
  - ③ 着火源の低減対策（電気設備の信頼性向上）  
電気設備については、電気火災発生の可能性を評価するため、これまで設置してきた電気設備の現場調査が必要であり、その結果に基づき設備の信頼性向上策について検討を行う。

#### 1.2.2.4 危険物貯蔵施設における防火対策

- 津波により破損したNo.3重油タンクの抜取り作業を平成25年9月を日途に実

施する。他の危険物屋外貯蔵タンクについても平成25・26年度を日途に抜取り作業を実施する。危険物の回収作業が完了するまでの期間は、定期的にタンクの巡視点検等を行い、漏えいのないことを確認する。回収した危険物については、最終的な処分方法が決まるまで、発電所構内の危険物屋外貯蔵所に保管する。

- 津波並びに1, 3, 4号機爆発によって破損した車両については、1～4号機建屋周辺に残っている一部車両を除き、可燃物を排除してある区画に移動後、高線量でない車両の油抜き・バッテリー取外しを平成24年4月までに実施し、油については発電所構内の危険物屋外貯蔵所、バッテリーについては発電所構内の破損車両保管場所等に最終的な処分方法が決まるまで保管する。1～4号機建屋周辺に残っている一部車両についても平成25年度に破損車両保管場所に移動後、線量を確認の上、油抜き・バッテリー取外しを実施する予定。

#### 1.2.2.5 火気作業における防火対策

- 火花飛散防止の養生をする。
- 作業現場の可燃物を除去する。除去できない場合は不燃シートで養生する。
- 屋外で近くに枯草等の可燃物がある場合は予防散水を実施する。
- 周囲で火気厳禁危険物を使用していないことを確認する。
- 消火器を身近に設置する。
- 火気作業保護具の着用。前掛け、革手袋、腕カバー、足カバーを着用しタイベックの露出を防ぐ。
- 火気使用開始、終了を当直に連絡する。
- 作業場退出の際及び火気使用作業終了30分後に消火確認をする。
- 強風により火気養生が機能しない場合、作業を中断する。
- 危険物貯蔵施設や重要設備に対して十分な離間距離を確保できる作業場所を選定する。離間距離が十分に確保できない場合には、上記の防火対策を徹底する等の措置を講じる。

#### 1.2.3 火災発生時の対策

##### 1.2.3.1 通報

- 火災を発見したものは直接通報手段がある場合は直ちに119番通報を行う。更に、構内の保安電話等を用いて緊急時対策本部へ火災発生 の報告を行う。
- 緊急時対策本部内で火災発生情報を共有し、速やかに防火管理者（含む代務者）からも119番通報を行うとともに、「1.2.3.2 初期消火要員体制・消火訓練」に示す初期消火要員に出動を指示し、消火活動を開始する。
- 通報ルール・連絡先については、掲示板への掲載等の方法で、当社社員及び協力企業職員へ周知を行っている。



#### 1.2.3.2 初期消火要員体制・消火訓練

- 発電所構内の消火活動を速やかに対応するために、初期消火要員として、重要免震棟を中心に常時10名以上を駐在させる。1～4号機および屋外の火災については、重要免震棟に常駐する初期消火要員（当直員）3名が先行して消火活動を行い、追って残りの初期消火要員が加勢し消火活動を行う。5、6号機内の火災については、中央操作室に常駐する初期消火要員（当直員）3名が先行して消火活動を行い、同様の消火活動を行う。
- 消火用の消防車として化学消防車1台、水槽付きポンプ車1台、散水車2台を常時可動できる状態で配備する。
- 発電所構内における火災を想定した消火手順書を作成し、これに基づいた消火訓練を初期消火要員に対して計画的・確実に実施していく。

#### 1.2.3.3 火災に対する監視の強化（早期発見）

- 発電所構内においては警備員、初期消火要員、工事監理員が毎日パトロールを実施し、火災等異常の早期発見に努めている。
- 発電所敷地周辺の火災監視用カメラ2台を、発電所構内の通信鉄塔に設置し、敷地内外の監視を行っている。この監視において、火や煙等何らかの異常を発見した場合には双葉地方広域市町村圏組合消防本部へ通報する。
- 当社社員及び協力企業職員に対して「帰還困難区域、居住制限区域を通行している際に、火や煙等何らかの異常を発見した場合には、すぐに119番通報する」ことを周知・徹底していく。
- 林野火災が発生しやすいと考えられる12月～4月においては、発電所敷地周辺の監視強化を行い、火災の早期発見に努める。

#### 1.2.3.4 構内の消火設備

- 初期消火に使用する消火器は、立入が制限されている1～4号機建屋内については設備設置エリア毎に設置し、それ以外の建屋については消防法に従って設置している。更に、危険物貯蔵施設周りについては大型消火器を増設している。
- 立入が制限されている1～4号機周りは、1号側の防火水槽と共用プール建屋の消火栓からの採水が可能である。5・6号機周りは消火栓及び採水口、防火水槽からの採水が可能である。
- 発電所敷地周辺からの延焼防止散水のため発電所敷地周辺（西側企業棟付近）にある浄水場の浄水槽から、消防用水を採水する。また、伐採木一時保管エリアには、防火水槽又は散水車を配備して消防用水を確保している。
- 新たな水源として、平成25年3月に発電所構内全域に防火水槽（40m<sup>3</sup>）を30

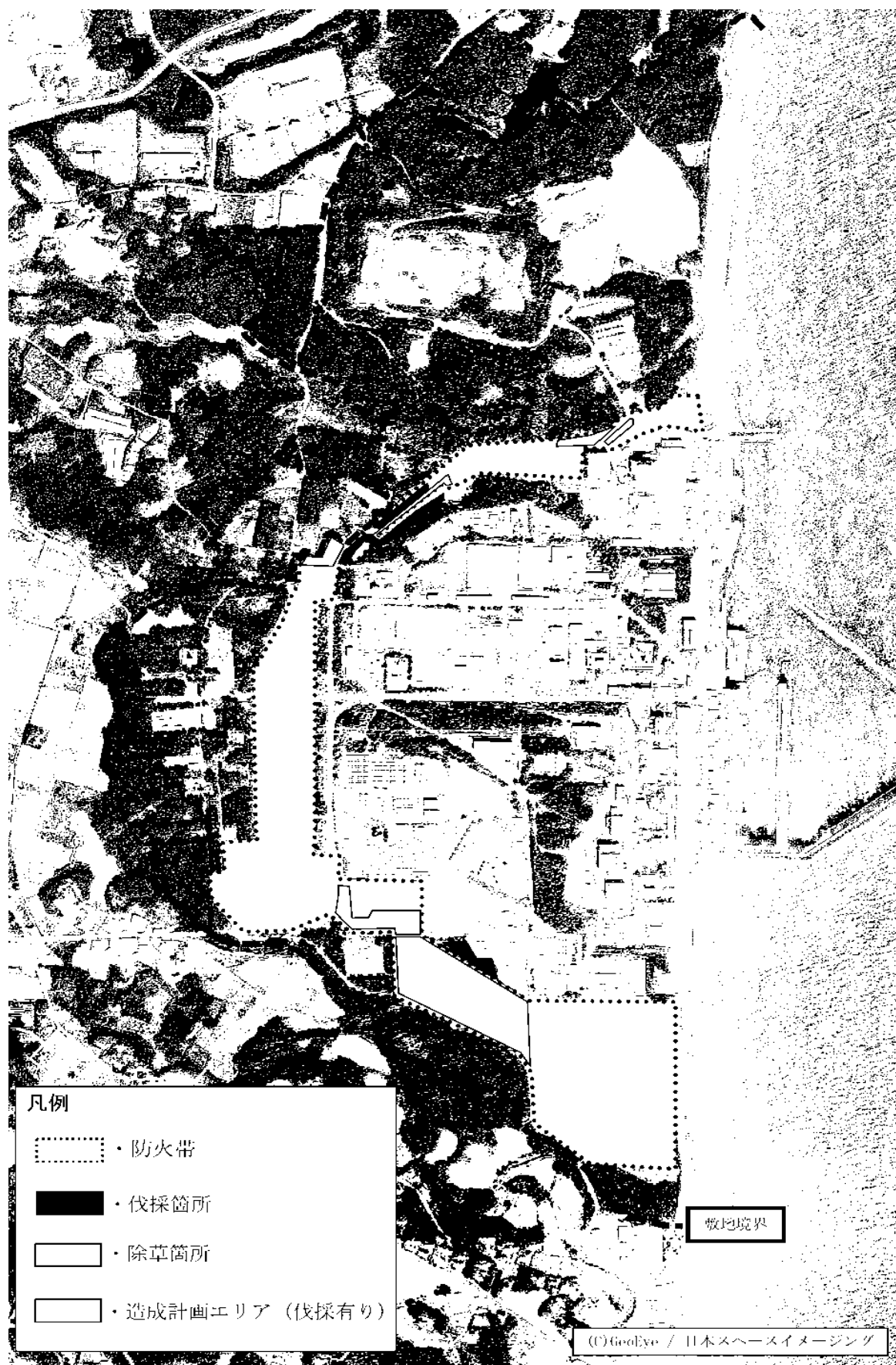
基設置した。

- 平成 25 年度に専用の取水設備とポンプ設備を設置し、平成 25 年度～28 年度にかけて、消火配管と屋外消火栓を設置していく予定である。

#### 1.2.4 添付資料

添付資料 1 福島第一原子力発電所における防火帯形成図

福島第一原子力発電所における防火帯形成図



### 1.3 地震及び津波への対応

#### 1.3.1 地震への対応

##### 1.3.1.1 機器の対応

原子炉压力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器内窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉压力容器・格納容器ホウ酸水注入設備，汚染水処理設備等及び電気系統設備は，地震により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

##### 1.3.1.2 建屋の対応

対象設備は，燃料を内包する建屋（1～6号機原子炉建屋，運用補助共用施設共用プール棟）及び地下に滞留水を貯留する建屋（1～4号機原子炉建屋，1～4号機タービン建屋，1～4号機廃棄物処理建屋，1～4号機コントロール建屋，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋）とする。

#### (1) 1～6号機原子炉建屋

1～6号機原子炉建屋の損傷状況や温度上昇等を考慮した，基準地震動 $S_s$ による耐震安全性評価を実施し，耐震壁及び使用済燃料プール躯体が終局状態に至らないことを確認している。<sup>※1</sup>

※ 1：福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その1）

（東京電力株式会社，平成23年5月28日）

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その1）

（第補版）（改訂2）（東京電力株式会社，平成24年12月25日）

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その2）

（東京電力株式会社，平成23年7月13日）

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その3）

（東京電力株式会社，平成23年8月26日）

福島第一原子力発電所1～4号機本館建物の基準地震動 $S_s$ に対する耐震安全性評価について（東京電力株式会社，平成25年2月21日，特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料5-1）

#### (2) 運用補助共用施設共用プール棟

運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁および使用済燃料共用プール躯体について，基準地震動 $S_s$ による耐震安全性評価を実施し，問題ないことを確認している（II.2.12 参照）。

#### (3) プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋

プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋について，基準地震動 $S_s$ に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁のせん断ひずみが弾性範囲内であることを確認している。<sup>※2,3</sup>

※2：プロセス主建屋への移送に関する報告書（東京電力株式会社，平成23年4月18日）

※3：プロセス主建屋及び難固体廃棄物減容処理建屋（以下、高温焼却炉建屋）への移送に関する報告書（東京電力株式会社，平成23年5月15日）

(4) 地下に滞留水を貯留する1～4号機原子炉建屋，1～4号機タービン建屋，1～4号機廃棄物処理建屋及び1～4号機コントロール建屋

1～4号機原子炉建屋について，基準地震動 $S_s$ に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁が終局状態に至らないことを確認している（1～3号機についてはⅡ.2.6、4号機については添付資料－3参照）。

また，1～4号機タービン建屋，1～4号機廃棄物処理建屋及び1～4号機コントロール建屋について，それぞれ代表号機を選定した上で，基準地震動 $S_s$ に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁が終局状態にいたらないことを確認している。また，代表号機以外については，代表号機の評価結果を踏まえ，建屋の類似性等を考慮して，耐震安全性を評価し，問題ないことを確認している。ここで，代表号機は滞留水の容量が最大の号機とする。（Ⅱ.2.6 参照）

(5) 1～4号機原子炉建屋の点検について

1～4号機原子炉建屋について，作業安全性が確認された時点で，点検を実施する。4号機原子炉建屋については，4回/年の定期点検（建屋の垂直性の確認，ひび割れ調査，コンクリートの強度確認）を実施することとしている。点検結果及び現場実態を踏まえ，点検頻度及び点検項目等については，適宜見直しを行う。放射線量が高く，建屋内への進入が困難である1～3号機原子炉建屋については，遠隔操作装置等による点検手法の検討を行う。

### 1.3.2 津波への対応

#### 1.3.2.1 アウターライズ津波を想定した対応

過去に福島沖のアウターライズで大規模な地震・津波が発生したことは知られていないものの，東北地方太平洋沖地震の影響によってアウターライズにおける地震の発生が専門家によって指摘されていることから（L a y e t a l.（2011）等），福島沖のアウターライズにおける地震に伴う津波を想定する。

津波の評価にあたって想定する地震規模については，日本海溝でのアウターライズ地震の既往最大規模は1933年昭和三陸地震（ $M_w$  8.4）であるが，ここでは，より安全側の評価としてプレート境界で発生した地震ではあるものの，三陸沖で過去に発生した最大規模の地震として1611年慶長三陸地震の地震規模 $M_w$  8.6を採用する。

また，評価にあたっては，波源の断層パラメータの不確かさを考慮することとし，断層の位置，走向を変化させ，発電所の津波高さが最大となる場合を想定する。

上記解析の結果、発電所港湾内から敷地（1～4号機側O. P. - 10m、5・6号機側O. P. + 13m）への遡上は確認されないものの、敷地南東側から1～4号機側敷地（O. P. + 10m）への遡上が確認された。このため、敷地の南東部に仮設防潮堤を設置することとし、これをモデル化した数値解析を実施した。その結果、仮設防潮堤により敷地への遡上を防ぐことができることを確認したことから、敷地の南東部に仮設防潮堤を設置した。（添付資料 1）

#### 1.3.2.2 アウターライズ津波を超える津波を想定した対応

##### (1) 機器の対応

原子炉压力容器・格納容器注水設備、原子炉格納容器内窒素封入設備、使用済燃料プール設備、原子炉压力容器・格納容器ホウ酸水注入設備、汚染水処理設備等及び電気系統設備は、津波により想定されるリスクを評価しており、機能喪失時の代替手段を定めている。

また、5・6号機については、津波により想定されるリスクを評価しており、機能喪失時の代替手段を定めている。

##### (2) 建屋の対応

対象設備は、燃料を内包する建屋（1～4号機原子炉建屋、運用補助共用施設共用プール棟）及び地下に滞留水を貯留する建屋（1～4号機原子炉建屋、1～4号機タービン建屋、1～4号機廃棄物処理建屋、1～4号機コントロール建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋）とする。

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に対し、1～4号機原子炉建屋、1～4号機タービン建屋、1～4号機廃棄物処理建屋、1～4号機コントロール建屋、運用補助共用施設共用プール棟、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋について、津波による外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されていない。

なお、地下に汚染水が貯留する建屋について、現場の状況等を勘案し、津波襲来時の地下からの汚染水流出防止を目的に、建屋開口部の閉塞等、低減対策を実施していく。

また、5・6号機については、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に対し、5・6号機原子炉建屋、5・6号機タービン建屋、5・6号機廃棄物処理建屋、5・6号機コントロール建屋について、津波による外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されていない。

#### 1.3.2.3 今後の対応

原子力発電所で想定すべき津波については、東北地方太平洋沖地震を踏まえ、現在国によって検討が行われており、これら状況を注視しつつ必要に応じて今後の津波に対する安全性評価及び対策へ反映していく。

### 1.3.3 添付資料

- 添付資料 1 アウターライズ津波を想定した対策
- 添付資料 2 福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その1）（東京電力株式会社，平成23年5月28日）
- 添付資料 3 福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その1）（追補版）（改訂2）（東京電力株式会社，平成24年12月25日）
- 添付資料 4 福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その2）（東京電力株式会社，平成23年7月13日）
- 添付資料 5 福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その3）（東京電力株式会社，平成23年8月26日）
- 添付資料 6 福島第一原子力発電所1～4号機本館建物の基準地震動  $S_s$  に対する耐震安全性評価について（東京電力株式会社，平成25年2月21日，特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料5-1）

## アウターライズ津波を想定した対策

### 1. 仮設防潮堤（フィルターユニット）の設置

アウターライズ津波への対策としての仮設防潮堤は、切迫性の高いとされる津波に対する緊急的な対策として、平成23年6月末に設置完了している。

仮設防潮堤については、今回の地震により地盤が沈下した量（約0.7m）も加味し、O. P. +1.0m盤各所において想定されたアウターライズ津波の高さに対して求められた浸水深さに対して必要な防潮堤高さを設定し、総延長約400mの仮設防潮堤を構築した。

設計では、碎石を詰めた1段0.6mの高さの堤体（フィルターユニットエコグリーン）を津波浸水深と津波の衝撃波力に抵抗できる規模（高さとせん断抵抗が必要な堤体敷幅）まで積み上げた（最大O. P. +14.2m）。

津波の衝撃波力<sup>※</sup>については、防潮堤がない場合の進行波の浸水深の3倍の静水深による水压を仮設防潮堤の前面に作用させ、各断面（最大7段積：O. P. +14.2mの高さまで）での津波波力に対する抵抗力を求め、全ての断面形状での堤体のすべりに対する安全性を確認している。また、仮設防潮堤の前面は、遮水材（CVスプレー）により覆われており遮水効果も有している。

以上のことから、アウターライズ津波を想定しても、仮設防潮堤によりO. P. +1.0m盤への海水の浸入は防止でき、各設備・施設の機能は維持される。

※：津波波力の算定については、「明倉ほか(2000)」、「津波避難ビル等に係るガイドライン(2005)内閣府」による

堤体（フィルターユニット）の耐久性については、メーカーにて耐候性、耐薬品性等の促進試験を実施しており、国内本設工事（耐用年数30年）に適用実績があることを確認している。遮水材（CVスプレー）についても、メーカーにて実施した促進試験により、30年以上の耐候性を確認している。

以下に仮設防潮堤の安定性検討結果を示す。



### 1.1 検討条件

仮設防潮堤は、碎石を詰めた1段0.6m高さのフィルターユニットを所定の高さ（後述 O. P. +12.4～14.2m）まで積み上げた構造である。安定性検討に使用するフィルターユニット諸元は表 1 の通りである。

表 1 フィルターユニット諸元

フィルターユニット形状	幅 2.4m×長さ 2.4m×高さ 0.6m
フィルターユニット材質	ポリエステル、25mm 目
内容物	碎石（50mm～250mm）
フィルターユニット気中重量	39.2kN／個
フィルターユニット間の摩擦係数*	0.8
フィルターユニットと地盤面の摩擦係数*	0.6

\*摩擦係数について

フィルターユニットの摩擦係数は、「港湾の施設の技術上の基準・同解説」(H19.7) に示される静止摩擦係数の特性値に基づいて設定する。

表-9.1 静止摩擦係数の特性値

コンクリートとコンクリート	0.5
コンクリートと土盤	0.5
水中コンクリートと岩盤	0.7～0.8
コンクリートと捨て石	0.6
捨て石と捨て石	0.8
木材と木材	0.2(湿)～0.5(乾)
摩擦増大メントと岩石	0.75

港湾の施設の技術上の基準・同解説（H19.7）上巻より抜粋・一部改変

仮設防潮堤の高さ、設計用津波高さを表-2にまとめる。

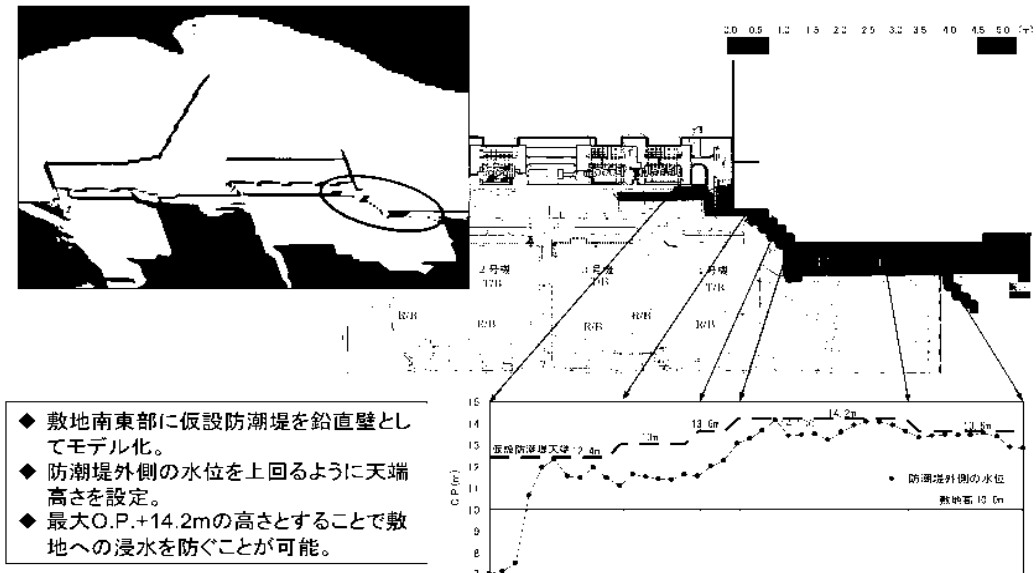
仮設防潮堤の高さは、津波対策ありの条件において算定される津波高さを上回るように設定している（図-1）。例えば、最大津波高さ（O. P. +14.13m）となる箇所では、フィルターユニット7段積、高さO. P. +14.2mの仮設防潮堤を設定している。

仮設防潮堤に対する波力を決定するための設計用津波高さには、進行波の水深を使用している。具体的には、図-2\*に示した津波対策なしの条件において算定される進行波の水深より、10m盤の最大浸水深を設計用津波高さとして使用している。

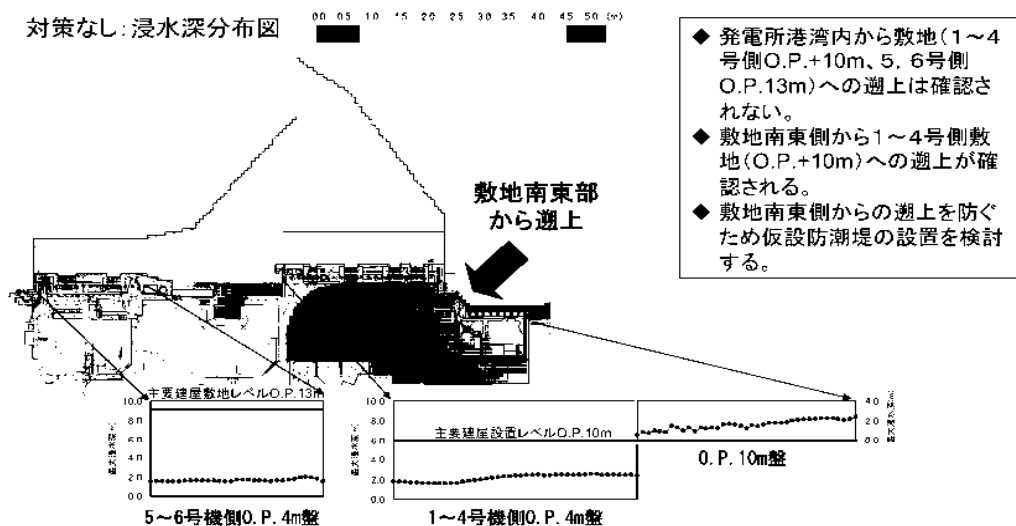
\* 三 福島第一・福島第二原子力発電所におけるアウターライズ津波対策（平成24年4月27日、地震・津波に関する意見聴取会（津波関係）、地震・津波（津波）1～4）

表－２ 仮設防潮堤の高さと設計用津波高さ

断面形状	高さ	設計用津波高さ (仮設防潮堤がない場合の進行波の水深)
４段積	O. P. +12.4m	1.40 m
５段積	O. P. +13.0m	1.29 m
６段積	O. P. +13.6m	2.22 m
６段積（コーナー）	O. P. +13.6m	2.36 m
７段積	O. P. +14.2m	2.20 m



図－１ １F敷地南側における最大津波高さと仮設防潮堤高さの比較（津波対策あり）

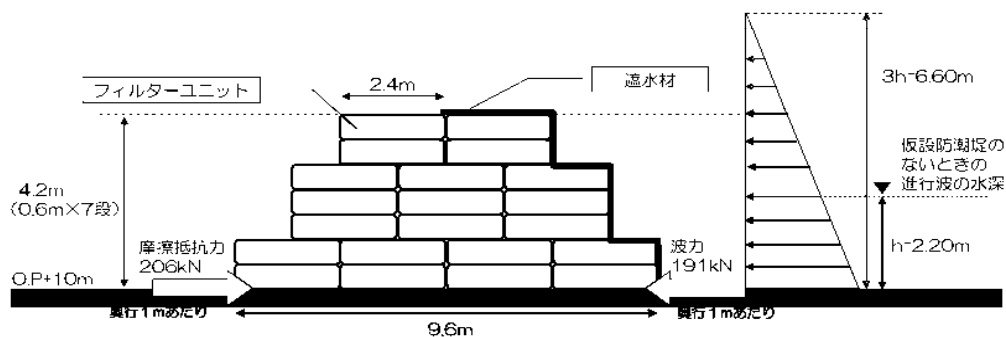


初期潮位(朔望平均満潮位)H.W.L.=O.P.+1.490m、東北地方太平洋沖地震による地盤沈下=0.662mを考慮

図－2 1F敷地南側10m 盤沿いの最大浸水深（日本海溝寄りプレート内（正断層モデル）） 津波対策なし O. P. + 10mに対する浸水深を示す

津波波力に対する安定性検討（滑動，転倒）では，津波波圧として仮設防潮堤がないときの進行波の水深（最大浸水深）の3倍の静水圧を設定する（図－3）。なお，仮設防潮堤の海側には遮水材を施工し，浸水を防止していることから，浮力は発生しない。図－3は例として，仮設防潮堤（7段積）の底部に対する滑動安定性評価を整理したものであり，摩擦抵抗力（206kN）が波力（191kN）を上回ることから滑動しないことを示している。

\*：津波避難ビル等に係るガイドライン（2005 内閣府）



図－3 仮設防潮堤 津波波力の考え方（7段積の例）

地震については、水平震度 0.3 に対する安定性検討（滑動、転倒）を行う。また、地震に対する裕度についても検討する。

仮設防潮堤の断面形状，配置を図－4 に示し，表－3 に仮設防潮堤寸法をまとめる。

表－3 仮設防潮堤 寸法一覧

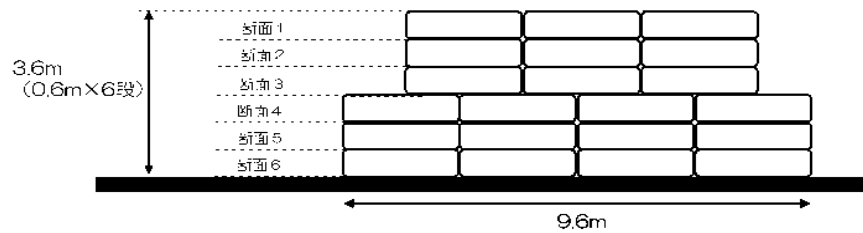
断面形状	高さ	底盤幅	重心高さ
4 段積	2.40m	4.80m	1.20m
5 段積	3.00m	7.20m	1.41m
6 段積	3.60m	9.60m	1.59m
6 段積（コーナー）	3.60m	9.60m	1.67m
7 段積	4.20m	9.60m	1.81m



## 1.2 安定性の検討方法

津波波力に対する滑動安定性検討は、図 5 の通り、各断面（検討位置）に対して、津波による波力およびフィルターユニットの摩擦抵抗（水平耐力）をそれぞれ算定し、摩擦抵抗が津波波力を上回っていることを確認する。また、転倒に対する安定性については、荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。

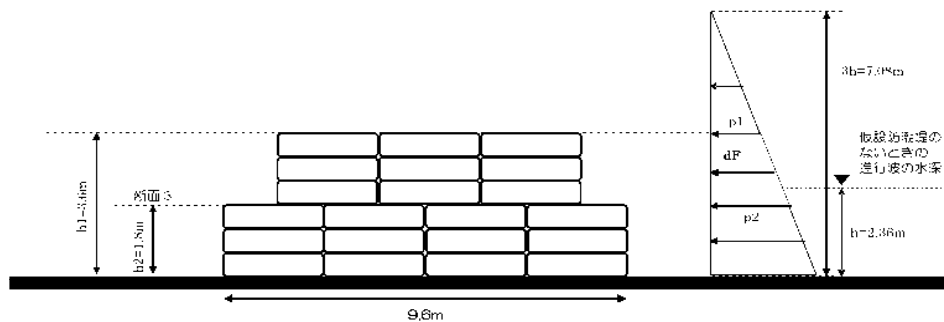
地震についても同様に、滑動は図 5 の各断面について摩擦抵抗が地震力を上回ることを確認し、転倒は、荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。



図－5 仮設防潮堤断面図（6段積（コーナー）の場合）

### 【津波波力に対する滑動安定性評価の計算例】

6段積（コーナー）断面③（図－6）について、計算例を示す。



図－6 津波波力 滑動（仮設防潮堤6段積（コーナー）断面③の例）

#### ○津波波力の算定

- ・仮設防潮堤 高さ 3.6m における波圧（p1）

$$p1 = \rho g (3h - h1) = 1.03 \times 10^3 \times 9.8 \times (3 \times 2.36 - 3.6) = 35.1 \text{ kN/m}^2$$

$\rho$ ：海水密度（ $1.03 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$ ）， $g$ ：重力加速度（ $9.8 \text{ m/s}^2$ ），

$h$ ：設計用津波高さ（2.36 m）， $h1$ ：仮設防潮堤高さ（3.6m）

- ・仮設防潮堤 高さ 1.8m（断面③）における波圧（p2）

$$p_2 = \rho g(3h - h_2) = 1.03 \times 10^3 \times 9.8 \times (3 \times 2.36 - 1.8) = 53.3 \text{ kN/m}^2$$

$\rho$  : 海水密度 ( $1.03 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$ ),  $g$  : 重力加速度 ( $9.8 \text{ m/s}^2$ ),

$h$  : 設計用津波高さ (2.36 m),  $h_2$  : 断面③高さ (1.8m)

・仮設防潮堤 高さ 1.8m (断面③) における単位奥行き (1m) あたりの波力 (dF)

$$dF = 0.5 \times (p_1 + p_2) \times (h_1 - h_2) = 0.5 \times (35.1 + 53.3) \times (3.6 - 1.8) = 79.6 \text{ kN/m}$$

○摩擦抵抗力

検討位置の断面③に該当するフィルターユニットは 9 個

フィルターユニット気中重量 : 39.2kN/個, フィルターユニット間の摩擦係数 : 0.8

フィルターユニット寸法 : 2.4m (奥行 1 個当り)

・摩擦抵抗力 (単位奥行き (1m) 当り) :  $39.2 \times 9 \times 0.8 / 2.4 = 117.6 \text{ kN/m}$

○評価

摩擦抵抗力は津波波力を上回り滑動しない。

津波波力 (dF) 79.6 kN < 摩擦抵抗力 117.6 kN . . . . . ○ K

#### 【津波波力に対する転倒安定性評価の計算例】

6 段積 (コーナー) (図 7) について, 計算例を示す。

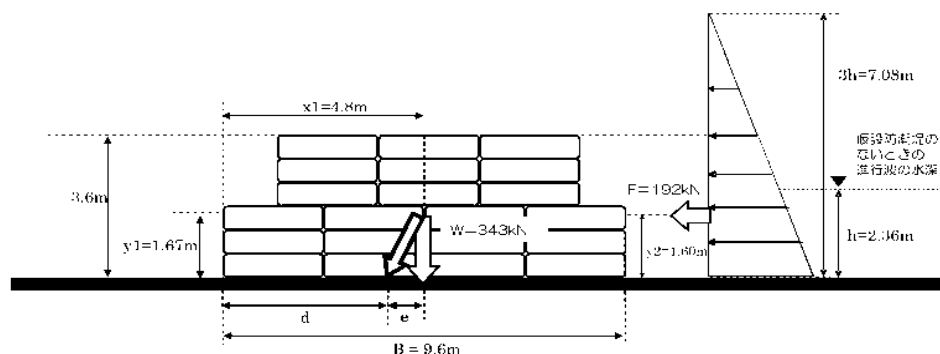


図 7 津波波力 転倒 (仮設防潮堤 6 段積 (コーナー) の例)

○荷重合力位置の算定

仮設防潮堤 6 段積 (コーナー) のフィルターユニット : 21 個

フィルターユニット気中重量 : 39.2kN/個, フィルターユニット寸法 : 2.4m (奥行 1 個当り)

$$\text{単位奥行きあたりの仮設防潮堤重量 : } W = 39.2 \text{ (kN/個)} \times 21 \text{ (個)} / 2.4 \text{ (m)} \\ = 343 \text{ kN/m}$$

単位奥行きあたりの津波波力 :  $F = 191.87 \text{ kN/m}$

仮設防潮堤重心高さ :  $y_1 = 1.67\text{m}$ , 仮設防潮堤重心距離 :  $x_1 = 4.8\text{m}$

津波波力重心高さ :  $y_2 = 1.5955\text{m}$

- 抵抗モーメント： $M_r = W \times x_1 = 343 \times 4.8 = 1646.4 \text{ kNm}$
- 転倒モーメント： $M_o = F \times y_2 = 191.87 \times 1.5955 = 306.1 \text{ kNm}$
- 底面合力作用位置： $d = (M_r - M_o) / W = (1646.4 - 306.1) / 343 = 3.91 \text{ m}$
- 底面合力偏心量： $e = B/2 - d = 4.80 - 3.91 = 0.89 \text{ m}$

○評価

荷重合力は底面のミドルサード内であり，転倒することはない。

底面合力偏心量： $e = 0.89 \text{ m} < B/6 = 9.60 / 6 = 1.60 \text{ m} \dots\dots\dots \text{OK}$



### 1.3 結果

表 4～7 に検討結果を示す。

表－4 津波波力に対する滑動安定性検討結果

断面形状	津波波力	摩擦抵抗力	評価
4 段積 (津波高さ h=1.40m)	断面①：13kN 断面②：29kN 断面③：49kN 断面④：73kN	断面①：26kN 断面②：52kN 断面③：78kN 断面④：78kN	○
5 段積 (津波高さ h=1.29m)	断面①：7kN 断面②：18kN 断面③：32kN 断面④：50kN 断面⑤：72kN	断面①：26kN 断面②：65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：137kN	○
6 段積 (津波高さ h=2.22m)	断面①：20kN 断面②：44kN 断面③：72kN 断面④：103kN 断面⑤：138kN 断面⑥：177kN	断面①：26kN 断面②：65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：196kN 断面⑥：186kN	○
6 段積（コーナー） (津波高さ h=2.36m)	断面①：23kN 断面②：49kN 断面③：80kN 断面④：113kN 断面⑤：151kN 断面⑥：192kN	断面①：39kN 断面②：78kN 断面③：118kN 断面④：170kN 断面⑤：222kN 断面⑥：206kN	○
7 段積 (津波高さ h=2.20m)	断面①：16kN 断面②：36kN 断面③：60kN 断面④：87kN 断面⑤：118kN 断面⑥：153kN 断面⑦：191kN	断面①：26kN 断面②：52kN 断面③：91kN 断面④：131kN 断面⑤：170kN 断面⑥：222kN 断面⑦：206kN	○

※ 単位奥行き（1m）あたりの津波波力，摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において，津波波力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部（フィルターユニットと地盤面）の摩擦係数を 0.6 としていることから，滑動安

定性は、全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

表－５ 津波波力に対する転倒安定性検討結果

防潮堤断面	津波波力	偏心量	B/6	評価
4 段積（8 個） 底面幅 B：4.80m 重量：130.7kN	津波高さ：1.40m 津波波力：73kN 波力重心高さ：1.04m	0.58m	0.80m	○
5 段積（14 個） 底面幅 B：7.20m 重量：228.7kN	津波高さ：1.29m 津波波力：72kN 波力重心高さ：1.18m	0.37m	1.20m	○
6 段積（19 個） 底面幅 B：9.60m 重量：310.3kN	津波高さ：2.22m 津波波力：177kN 波力重心高さ：1.58m	0.90m	1.60m	○
6 段積（コーナー）（21 個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	津波高さ：2.36m 津波波力：192kN 波力重心高さ：1.60m	0.89m	1.60m	○
7 段積（21 個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	津波高さ：2.20m 津波波力：191kN 波力重心高さ：1.77m	0.99m	1.60m	○

※ 単位奥行き（1m）あたりの重量，波力として記載。

全ての断面において、津波波力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため、4 段積ケースの偏心量と B/6 の比がやや大きい結果となる。

表－6 地震力に対する滑動安定性検討結果

断面形状	地震力	摩擦抵抗力	評価
4 段積	断面①： 10kN 断面②： 20kN 断面③： 29kN 断面④： 39kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 78kN 断面④： 78kN	○
5 段積	断面①： 10kN 断面②： 25kN 断面③： 39kN 断面④： 54kN 断面⑤： 69kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③： 105kN 断面④： 144kN 断面⑤： 137kN	○
6 段積	断面①： 10kN 断面②： 25kN 断面③： 39kN 断面④： 54kN 断面⑤： 74kN 断面⑥： 93kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③： 105kN 断面④： 144kN 断面⑤： 196kN 断面⑥： 186kN	○
6 段積（コーナー）	断面①： 15kN 断面②： 29kN 断面③： 44kN 断面④： 64kN 断面⑤： 83kN 断面⑥： 103kN	断面①： 39kN 断面②： 78kN 断面③： 118kN 断面④： 170kN 断面⑤： 222kN 断面⑥： 206kN	○
7 段積	断面①： 10kN 断面②： 20kN 断面③： 34kN 断面④： 49kN 断面⑤： 64kN 断面⑥： 83kN 断面⑦： 103kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 91kN 断面④： 131kN 断面⑤： 170kN 断面⑥： 222kN 断面⑦： 206kN	○

※ 単位奥行き（1m）あたりの地震力、摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において、地震力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部（フィルターユニットと地盤面）の摩擦係数を 0.6 としていることから、滑動安定性は、全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

仮設防潮堤を設計する上での支配的な荷重は津波波力となっていることから、水平震度

0.3 に対しては十分な余裕があり、摩擦係数から判断すれば、水平震度 0.6 までの安定性は確保することができる。

表 7 地震力に対する転倒安定性検討結果

防潮堤断面	地震力	偏心量	B/6	評価
4 段積 (8 個) 底面幅 B : 4.80m 重量 : 130.7kN	地震力 : 39kN 重心高さ : 1.20 m	0.36m	0.80m	○
5 段積 (14 個) 底面幅 B : 7.20m 重量 : 228.7kN	地震力 : 69kN 重心高さ : 1.41m	0.42m	1.20m	○
6 段積 (19 個) 底面幅 B : 9.60m 重量 : 310.3kN	地震力 : 93kN 重心高さ : 1.59m	0.48m	1.60m	○
6 段積 (コーナー) (21 個) 底面幅 B : 9.60m 重量 : 343.0kN	地震力 : 103kN 重心高さ : 1.67m	0.50m	1.60m	○
7 段積 (21 個) 底面幅 B : 9.60m 重量 : 343.0kN	地震力 : 103 kN 重心高さ : 1.81 m	0.54m	1.60m	○

※ 単位奥行き (1m) あたりの重量, 地震力として記載。

全ての断面において、地震力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため、4 段積ケースの偏心量と B/6 の比がやや大きい結果となる。

偏心量と B/6 の関係を考えれば、4 段積ケースにおいて水平震度 0.67 とした場合に、偏心量がミドルサード (B/6) を上回る結果となる。地震動に対する滑動安定性評価 (表-6) と併せて考えれば、仮設防潮堤フィルターユニットの安定性評価においては、水平震度 0.6 まで問題は生じないものと考えることができる。

## 2. トレンチの閉塞

2号機及び3号機の海水配管トレンチ及び電源ケーブルトレンチについては、平成23年4月2日及び5月11日の海域への汚染水流出において、タービン建屋からの経路となったことから、海域への汚染水流出防止措置として、平成23年6月までにO、P、14m盤の開口部（ピット、トレンチ立坑入口）の閉塞を完了している。

平成24年1月から実施したトレンチ等内部点検において、溜まり水の放射性物質濃度（Cs）が $1.0^2 \sim 1.0^3 \text{ Bq/cm}^3$ レベルであった2号機及び3号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットのうち2号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送及び充填作業を平成24年4月29日に完了した。また、3号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送及び充填作業を平成24年5月28日に完了した。

このことから、アウターライズ津波により、高レベル汚染水が滞留している海水配管トレンチや電源ケーブルトレンチ等に海水が流入し、汚染水が溢水することはないと考えている。

以 上

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の  
耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書  
(その1)

修正反映版

平成23年5月

東京電力株式会社

## 目 次

1. はじめに
2. 耐震安全性評価に関する検討方針
3. 耐震安全性評価に関する検討結果
4. 耐震補強工事等の対策に関する検討結果
5. まとめ

添付資料 1：1号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

添付資料 2：「福島第一原子力発電所第1号機における燃料域上部まで原子炉格納容器を  
水で満たす措置の実施に係る報告書」（平成29年5月5日）からの一部抜  
粋

添付資料－3：4号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細  
（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）

添付資料－4：4号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細  
（3次元 FEM 解析による局部評価）

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性  
および補強等に関する検討に係る報告書（その１）

1. はじめに

本報告書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」（平成23年4月13日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討を実施した結果を報告するものである。

今回の（その１）では、評価結果がまとまった1号機及び4号機を先行して報告するものであり、その他の号機については評価結果がまとまった時点で改めて報告する予定である。

2. 耐震安全性評価に関する検討方針

（１）1号機の原子炉建屋

1号機の原子炉建屋については、東北地方太平洋沖地震の翌日である3月12日に水素爆発とみられる事象により、5階のオペレーティングフロアより上部が破損した。一方で、3号機や4号機とは異なり5階以下の破損はみられない。このような破壊形式に至ったのは、1号機は5階以上が鉄骨構造に鋼板を取り付けた構造形式であり、内圧に対して壁の部分が非常に脆弱であったためと推定しており、この部分が先行破壊して内圧を開放したことにより、5階より下の構造はほぼ健全な状態を維持していると評価した。この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 Ss による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて検討することとした。

（２）4号機の原子炉建屋

4号機の原子炉建屋は、3月15日に破損していることが確認された。4号機については、破損が生じた時の映像が無いことなどから、どのようなプロセスで破損に至ったのか現段階では必ずしも特定されていない。1号機とは構造形式が異なり鉄筋コンクリート構造であり、内圧に対して壁の抵抗力が大きかったためと推定されるが、柱と梁のフレーム構造と屋根トラスを残して、屋根スラブと壁の大半が失われており、さらに4階の壁の大部分と、3階の一部の壁が破損している。このように、4号機については、1号機と異なり5階以下の壁も破損しているため、この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 Ss による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて全体評価を行うこととした。



その後、使用済燃料プールを含めた 3 次元 FEM 解析により局部評価を行うこととし、時刻歴応答解析により得られた最大値を地震荷重として入力し、温度荷重などその他の荷重と組み合わせた評価を行うこととした。

### 3. 耐震安全性評価に関する検討結果

#### (1) 1 号機の原子炉建屋

基準地震動 Ss を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している 5 階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも  $0.12 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値である  $4 \times 10^{-3}$  を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった）。したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉压力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－1）

さらに、5 月 5 日に報告済みの「福島第一原子力発電所第 1 号機における燃料域上部まで原子炉格納容器を水で満たす措置の実施に係る報告書」からの一部を引用するが、格納容器を水で満たした場合の結果と今回の解析結果はそれほど大きく異なるものではない。このことは、原子炉建屋における重量分布が多少変化したとしても、その影響は小さいことを示しているものと考えられる。また、現段階で原子炉格納容器の水は日標水位レベルには達していないが、特に問題が生じることはないものと考えられる。

（添付資料－2）

#### (2) 4 号機の原子炉建屋

基準地震動 Ss を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している 5 階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも  $0.17 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値である  $4 \times 10^{-3}$  を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった）。したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉压力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－3）

3 次元 FEM 解析による局部評価結果としては、次のような評価を行った。

- ・ 基準地震動 Ss によって作用する地震荷重とその他の荷重を組み合わせた結果、使用済燃料プールにおいて鉄筋の最大ひずみは  $1230 \times 10^{-6}$  であり、評価基準値

である塑性限界ひずみの  $5000 \times 10^{-6}$  に対して十分余裕がある（結果として、解析上の弾性限界ひずみの  $1683 \times 10^{-6}$  よりも小さい）。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は  $800 \text{ (N/mm)}$  であり、評価基準値である  $1150 \text{ (N/mm)}$  に対して十分余裕がある。

- ・ 爆発によって、残存する床や壁にひび割れが生じ、剛性低下があったと仮定したパラメータスタディの結果によると、使用済燃料プールの評価結果に大きな差異は生じなかった。
- ・ 4階で火災があった可能性が高く、その火災エリアにおいてはコンクリート表面から結晶水が失われ、部分的な剛性低下があったと仮定したパラメータスタディの結果によると、使用済燃料プールの評価結果に大きな差異は生じなかった。
- ・ 現在の使用済燃料プールの水温は  $90^\circ\text{C}$  程度であり、外気温は低い場合でも  $10^\circ\text{C}$  と仮定した解析を標準としているが、冬までこの状態が継続した場合を考えて、水温が  $100^\circ\text{C}$  で外気温が  $0^\circ\text{C}$  としたパラメータスタディを実施した。この場合には標準ケースよりも余裕が少なくなるものの、評価基準値に対しては十分な余裕を確保していることを確認した。

（添付資料 4）

#### 4. 耐震補強工事等の対策に関する検討結果

##### （1）1号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、現段階では建物内部の線量レベルが高いことから立入が難しいという面もある。今後、環境改善が進み建物内部の線量レベルが作業を行うのに十分な程度に低減された場合には、余裕度向上の観点からの補強工事を行うことも考慮に入れて、検討に取り組んでいくこととする。なお、5階以上に残存している鉄骨部分に関しては、今後環境改善が進み使用済燃料プールからの燃料取り出しを行う段階になった場合などには、使用済燃料への影響を踏まえた対策の検討を行うこととする。

##### （2）4号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。ただし、4号機の原子炉建屋の1階と2階については、比較的線量レベルが低かったことから、使用済燃料プールの底部において裕度向上を目的とした補強工事を計画し、現段階では準備工事を実施中である。この補強工事の効果について、3次元FEM解析による

局部評価のモデルに取り込んで評価を行った結果、余裕度の向上に寄与していることを確認した。なお、5階以上に残存している鉄筋コンクリート構造の架構と鉄骨構造の屋根トラスに関しては、今後環境改善が進み使用済燃料プールからの燃料取り出しを行う段階になった場合などには、使用済燃料への影響を踏まえた対策の検討を行うこととする。

(添付資料－4)

## 5. まとめ

本報告書においては、1号機の原子炉建屋及び4号機の原子炉建屋について耐震安全性評価を実施し、安全性に問題がないことを確認した。なお、現在4号機において実施中の使用済燃料プールの底部における補強工事についての効果が確認された。今後は、5階以上が大きく損傷し、5階以下の壁もかなり損傷している3号機の評価がまとまった時点で、追加報告を行う予定である。

添付資料－１：１号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

## 1. 解析評価方針

水素爆発等による損傷に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価は、基準地震動 Ssを用いることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお、基準地震動 Ss-3 については、基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 の応答結果に比べて、過去の計算例（付録 1-1 参照）から明らかに小さいことが分かっているため、今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

1 号機原子炉建屋については、地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。ここでは、原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し、損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

原子炉建屋の構造への影響及び耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみ実施する。

1 号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 1.1 に示す。

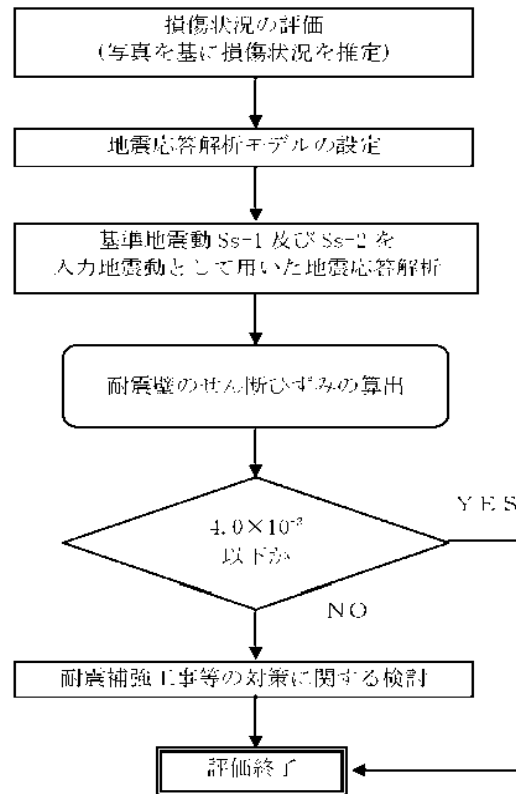


図 1.1 1号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

## 2. 損傷状況の評価

1号機原子炉建屋については、地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し、損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。また、外観写真から判断できない部位については、建屋内の調査結果等の現状で得られている情報に基づいて、損傷の有無を評価した。

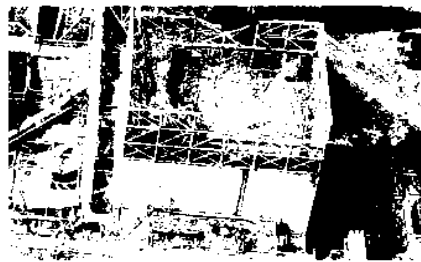
各部位の損傷状況評価の考え方を下記に示す。

### a. 外壁・屋根トラス

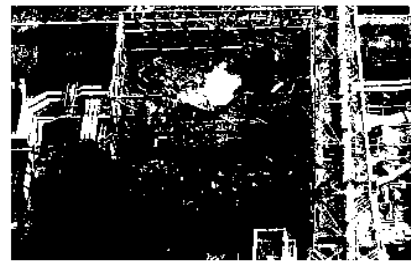
外観の写真から損傷を確認できるオープンディングフロアより上の外壁・屋根トラスについては、損傷部位として評価した。なお、オーバーディングフロアより下部の外壁については、写真より損傷が確認できないため、損傷は無いものと評価した（図-2.1）。なお、写真は3月24日に撮影されたものを参考としているが、その後も外壁が崩落する等の変化は確認されていない。

### b. その他部位

オープンディングフロアより下部の外壁については損傷が確認されていないことから、オープンディングフロアより下部の内壁等の部位についても損傷が無いものと評価した。



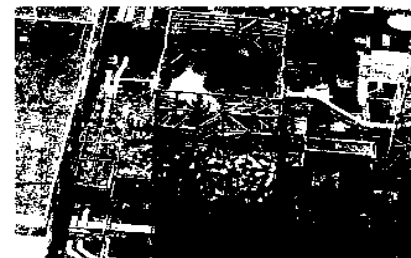
東面



西面



南面



北面

図 2.1 外壁の状況



### 3. 解析に用いる入力地震動

1号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所」〔発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針〕の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書）〔原管業宣19第603号（平成20年3月31日付け）〕にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $Ss-1$  及び  $Ss-2$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1に示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $Ss$  に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P. 196.0m）における基準地震動  $Ss-1$  及び  $Ss-2$  の加速度波形について、図-3.2に示す。



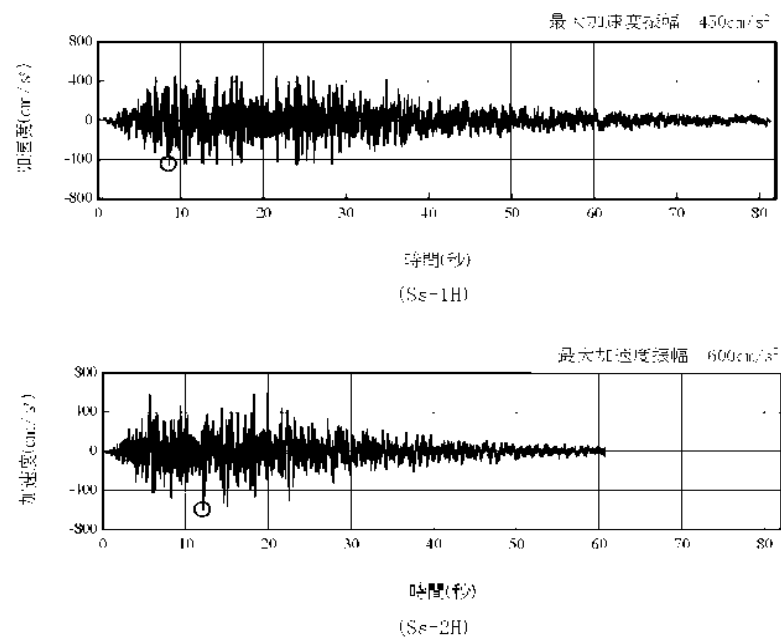


図-3.2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

#### 4. 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の地震応答解析は、「3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では、「福島第一原子力発電所」「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号（平成 21 年 6 月 19 日付け））にて作成した地震応答解析モデルを基に、次の項目について修正を加え、新たな地震応答解析モデルを構築することとしている。

1 号機原子炉建屋については、地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷していることから、「2. 損傷状況の評価」で評価した損傷状況を基に解析モデルを作成する。なお、オペレーティングフロア上部の損傷した鉄骨フレーム及び屋根はモデル化しないこととし、崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定する。1 号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図-4.1 に、損傷状況（平面図）を図-4.2 に示す。

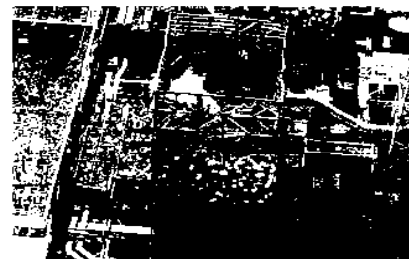
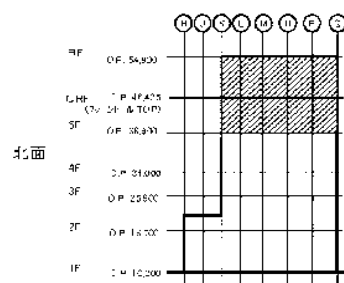
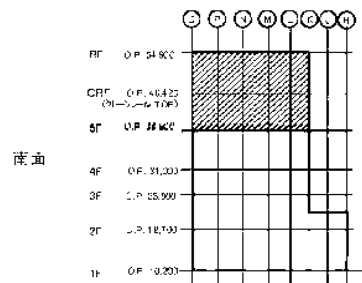
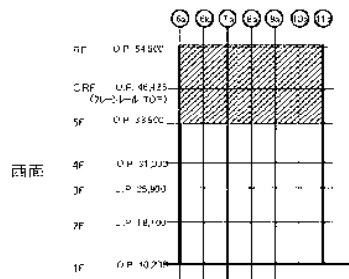
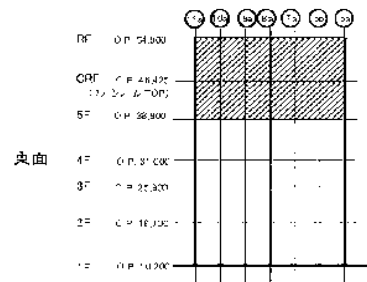


図4.1 1号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

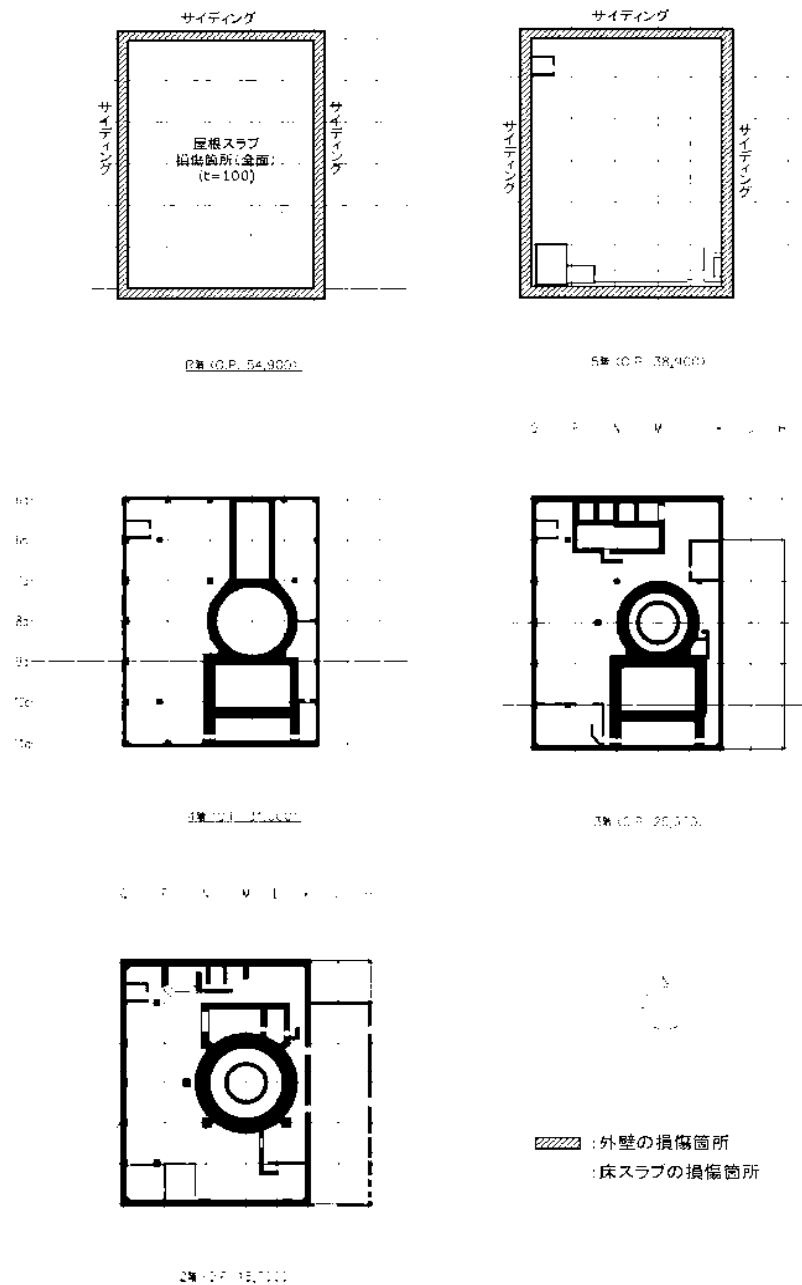


図-4.2 1号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、図-4.3 および図-4.4 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価ばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-4.1 に、建屋解析モデルの諸元を表-4.2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-4.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JGAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JGAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-4.5 に示すようにばね定数 ( $K_e$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_e$ ) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

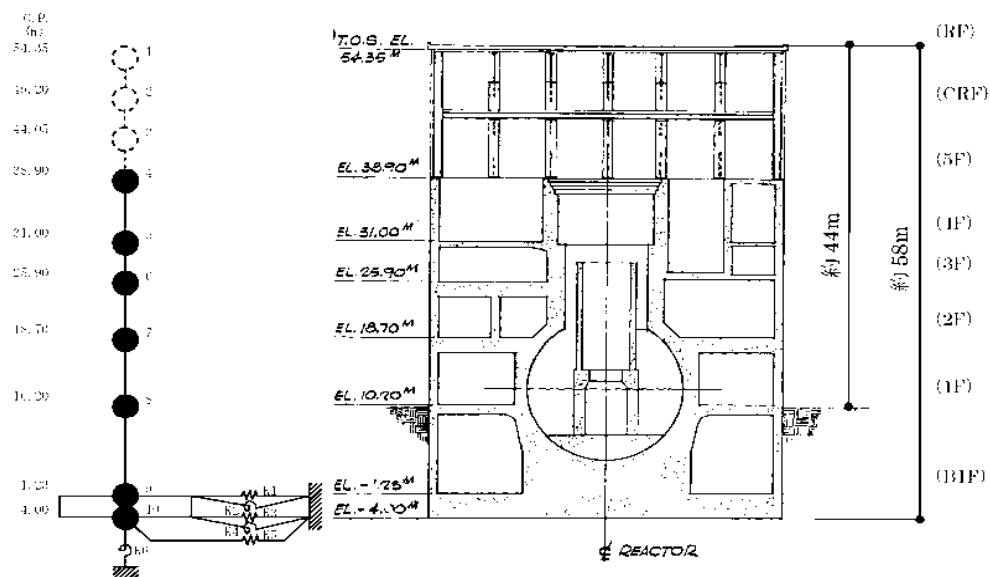


図-4.3 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

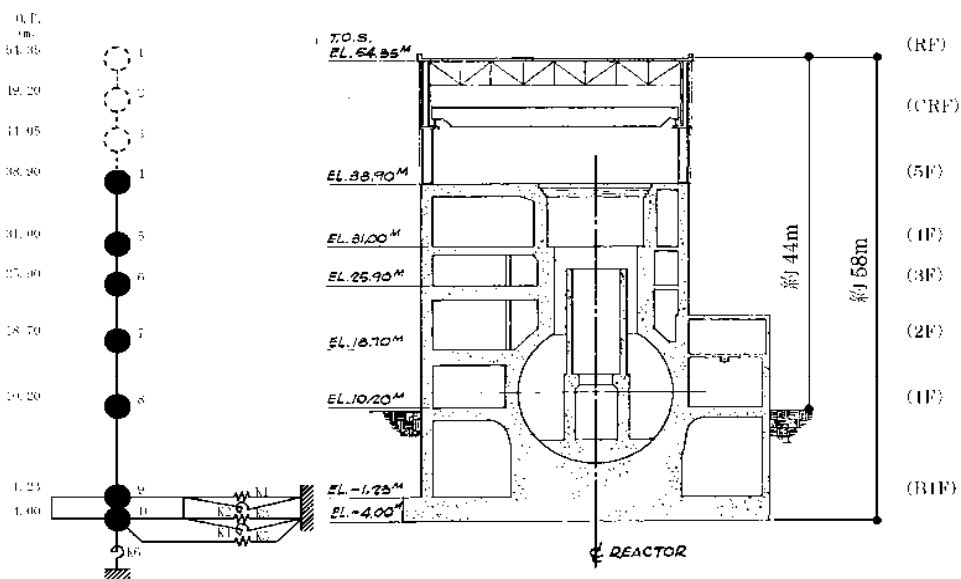


図-4.4 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)



表 4.1 地震応答解析に用いる物性値

コン クリ ート	強度*1 F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数*2 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数*2 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン 比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m <sup>3</sup> )
	35.0	2.57 × 10 <sup>4</sup>	1.07 × 10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				
鋼材	SS400相当 (SS41)				

\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

\*2：実強度に基づく値を示す。

\*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 4.2 建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

質点番号	質点重量 (kN)	回転慣性重量 $I_{gx} \times 10^6$ (kN・m <sup>2</sup> )	せん断断面積 $A_g$ (m <sup>2</sup> )	断面2次モーメント (m <sup>4</sup> )
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	59,690	84.43	125.6	19,912
5	67,910	97.77	160.8	21,727
6	77,220	111.11	132.8	24,274
7	87,200	126.53	155.6	36,481
8	146,020	210.16	204.6	52,859
9	147,070	211.73	1,914.3	276,530
10	62,400	89.83	—	—
合計	649,510	センテ係数 $k_f$ $2.57 \times 10^{-7}$ (kN/m <sup>2</sup> ) せん断弾性係数 $G$ $1.07 \times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> ) ホウコン比 $\alpha$ 0.20 鉄骨 $k$ 58 (鉄骨部)・240 基礎形状 41.50m (NS方向) × 43.50m (EW方向)	—	—

(EW 方向)

質点番号	質点重量 (kN)	回転慣性重量 $I_{gy} \times 10^6$ (kN・m <sup>2</sup> )	せん断断面積 $A_g$ (m <sup>2</sup> )	断面2次モーメント (m <sup>4</sup> )
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	59,690	48.24	162.7	9,792
5	67,910	55.90	163.9	13,576
6	77,220	63.55	121.6	14,569
7	87,200	126.53	197.8	36,427
8	146,020	210.16	204.6	52,858
9	147,070	259.97	1,914.3	338,428
10	62,400	110.02	—	—
合計	649,510	センテ係数 $k_f$ $2.57 \times 10^{-7}$ (kN/m <sup>2</sup> ) せん断弾性係数 $G$ $1.07 \times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> ) ホウコン比 $\alpha$ 0.20 鉄骨 $k$ 58 (鉄骨部)・240 基礎形状 41.50m (NS方向) × 43.50m (EW方向)	—	—

表-4.3 地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma_t$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.78	265,000	398	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		342,000	442	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		433,000	495	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma_t$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.81	276,000	405	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		353,000	450	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		456,000	504	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		529,000	540	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

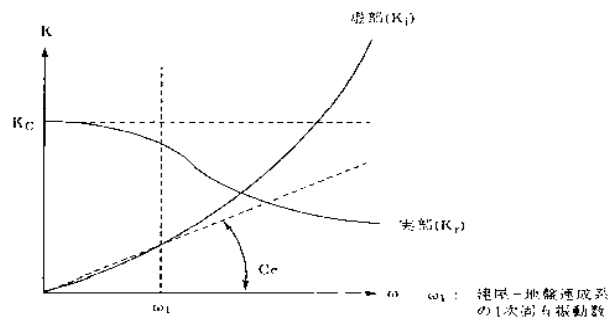


図-4.5 地盤ばねのモデル

### 5. 地盤応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向、EW 方向の最大応答加速度を図-5.1 および図-5.2 に示す。

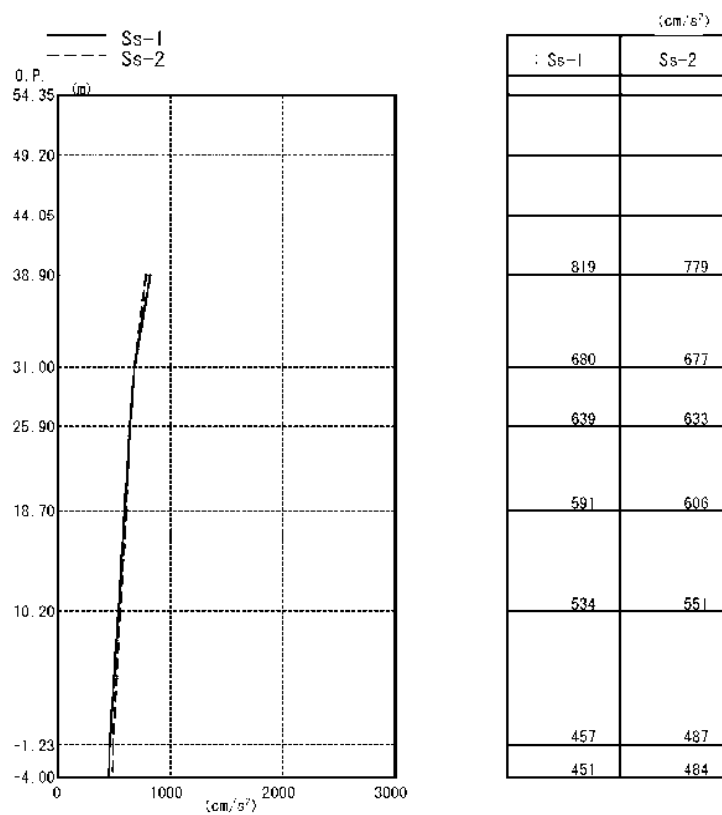


図-5.1 最大応答加速度 (NS 方向)

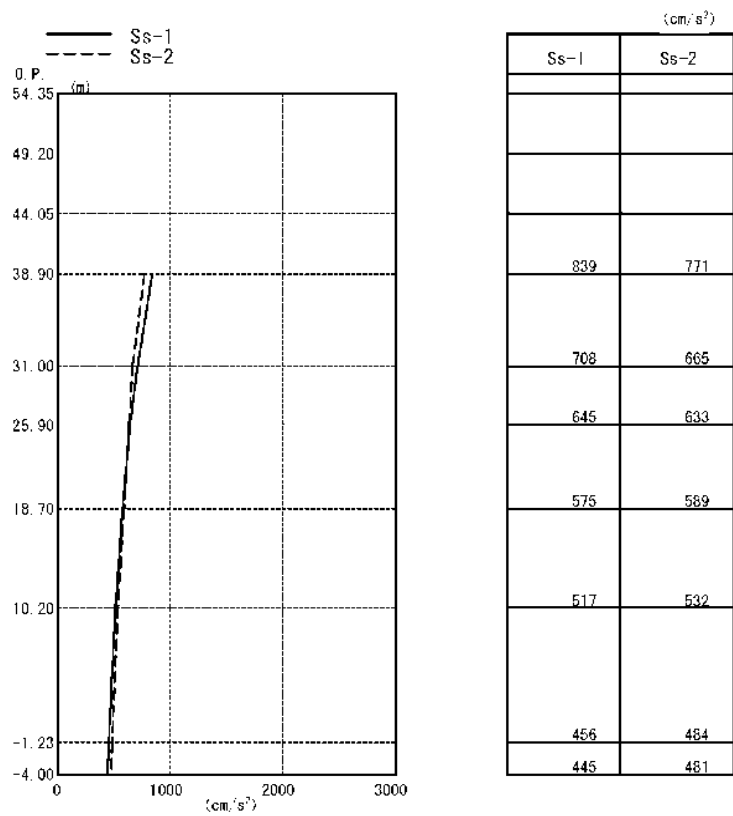


图-5.2 最大応答加速度 (EW 方向)

#### 6. 耐震安全性評価結果

図-6.1、図-6.2 及び図-6.3、図-6.4 に基準地震動 Ss-1 及び基準地震動 Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で  $0.12 \times 10^{-3}$  (Ss-1H 及び Ss-2H, NS 方向, 1F) であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

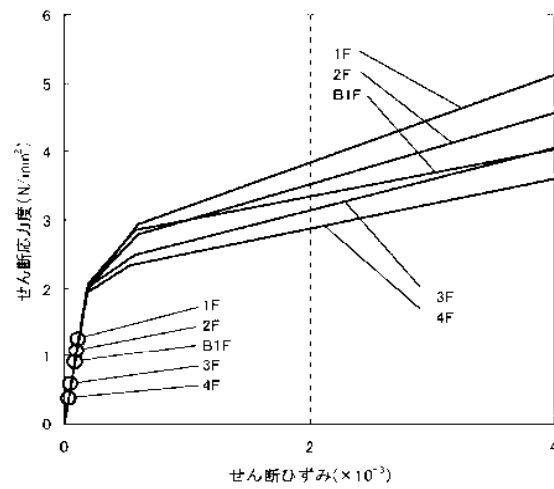


図 6.1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss 1, NS 方向)

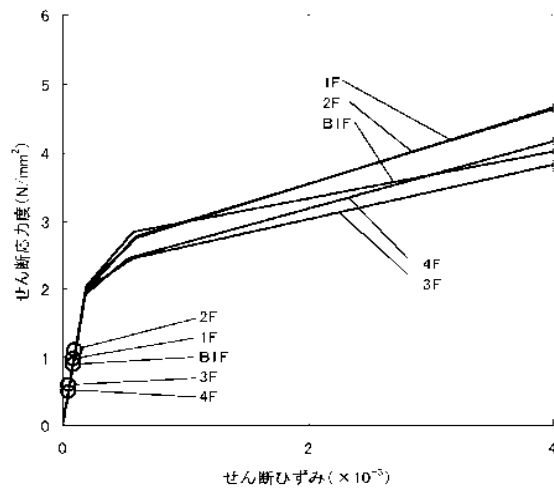


図 6.2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss 1, EW 方向)

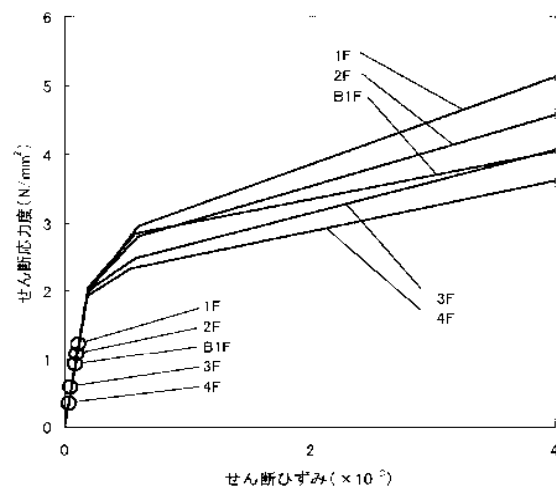


図-6.3 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, NS 方向)

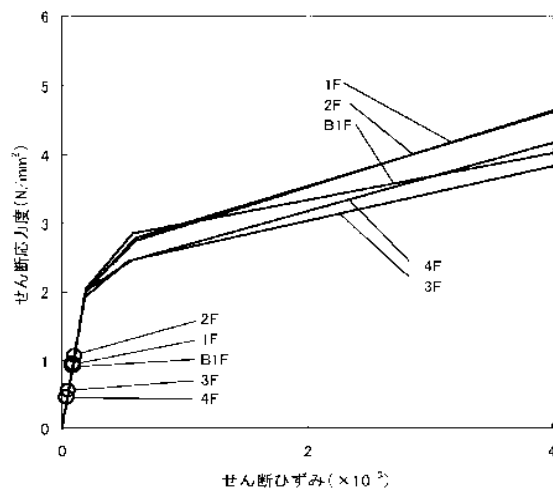


図-6.4 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, EW 方向)



『発電所原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果

「福島第一原子力発電所」「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書（改訂版））（原管第21第110号（平成21年6月19日付け））に記載している1号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。

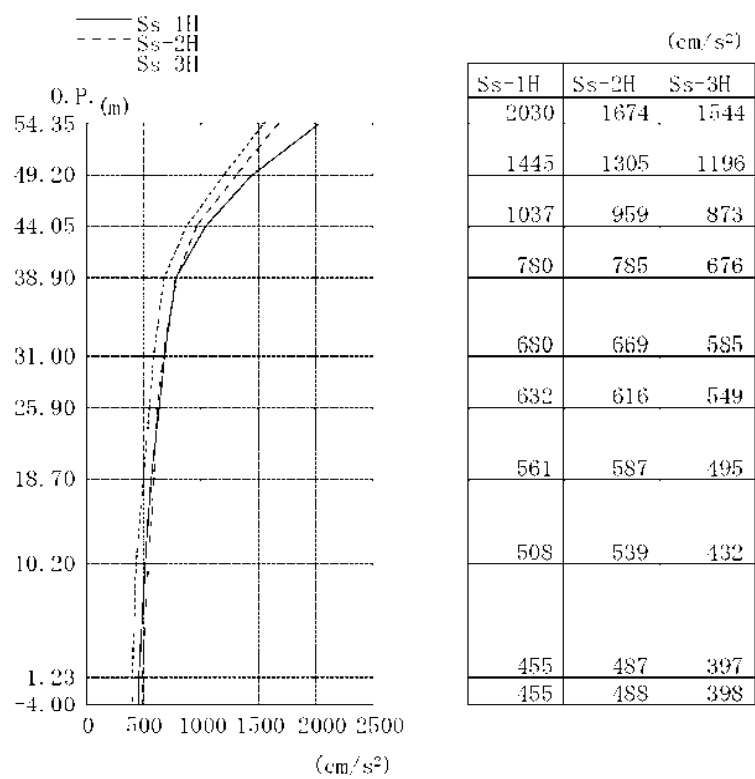


図-1 最大応答加速度（NS方向）

付 1-1.1

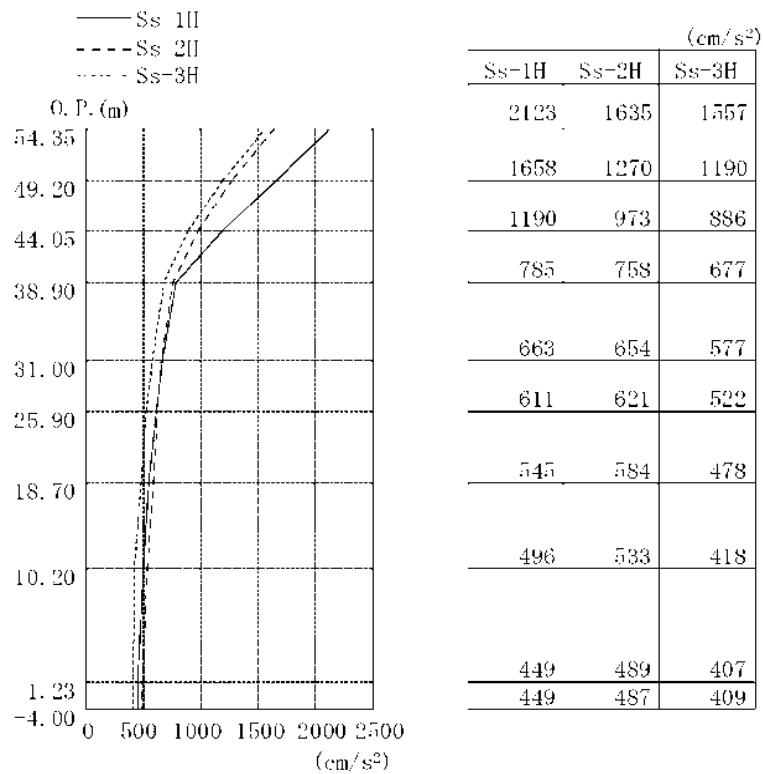


图 2 最大応答加速度 (EW 方向)

付 1-1.2

表 1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

				( $\times 10^{-3}$ )
階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
4F	0.04	0.04	0.03	2.0以下
3F	0.06	0.06	0.05	
2F	0.10	0.10	0.09	
1F	0.12	0.12	0.10	
B1F	0.08	0.09	0.07	

表 2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

				( $\times 10^{-3}$ )
階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
4F	0.05	0.05	0.04	2.0以下
3F	0.06	0.05	0.05	
2F	0.10	0.10	0.09	
1F	0.09	0.09	0.08	
B1F	0.08	0.09	0.07	

以上

付 1-1.3

添付資料－２：「福島第一原子力発電所第１号機における燃料域上部まで  
原子炉格納容器を水で満たす措置の実施に係る報告書」  
（平成 23 年 5 月 5 日）からの一部抜粋

## 原子炉格納容器内の水位上昇に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価結果

### 1. 解析評価方針

原子炉格納容器内の水位上昇に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価は、設計用地震力（基準地震動  $S_s$  による地震力）を用いることを基本とし、建物・構造物や地盤の応答性を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお、基準地震動  $S_s-3$  については、基準地震動  $S_s-1$  及び  $S_s-2$  の応答結果に比べて、過去の計算例から明らかに小さいことが分かっているため、今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相対作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

1号機原子炉建屋については、地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。ここでは、原子炉建屋の損傷状況を写真を基に推定し、損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

なお、原子炉格納容器内の水位上昇に伴う質量増分は原子炉建屋モデルの質点に質量を加算する。

原子炉建屋の構造への影響及び耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみ実施する。

上記の検討により、耐震余裕度が比較的小さい場合には、さらに詳細な検討を行うこととする。

1号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 1.1 に示す。

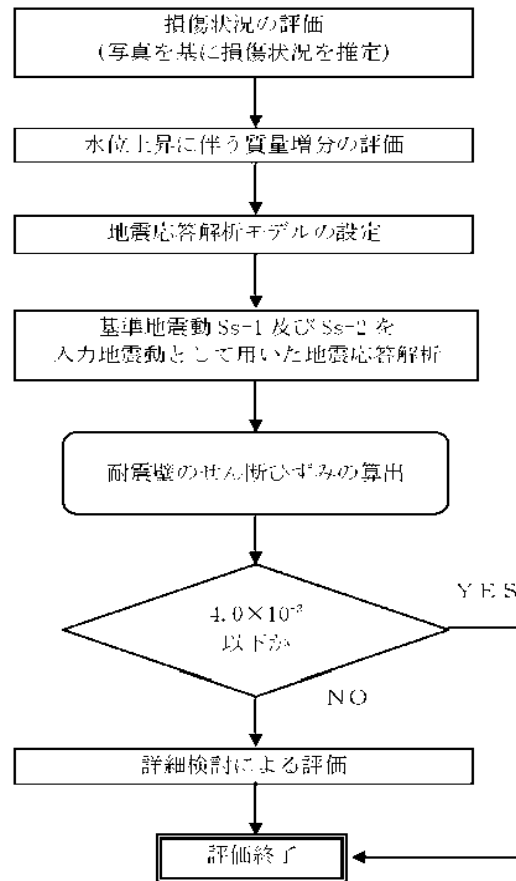


図 1.1 1号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

## 2. 解析に用いる入力地震動

1号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所」〔発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針〕の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書）〔原管業宣19第603号（平成20年3月31日付け）〕にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $Ss-1$  及び  $Ss-2$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-2.1 に示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $Ss$  に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P. 196.0m）における基準地震動  $Ss-1$  及び  $Ss-2$  の加速度波形について、図-2.2 に示す。

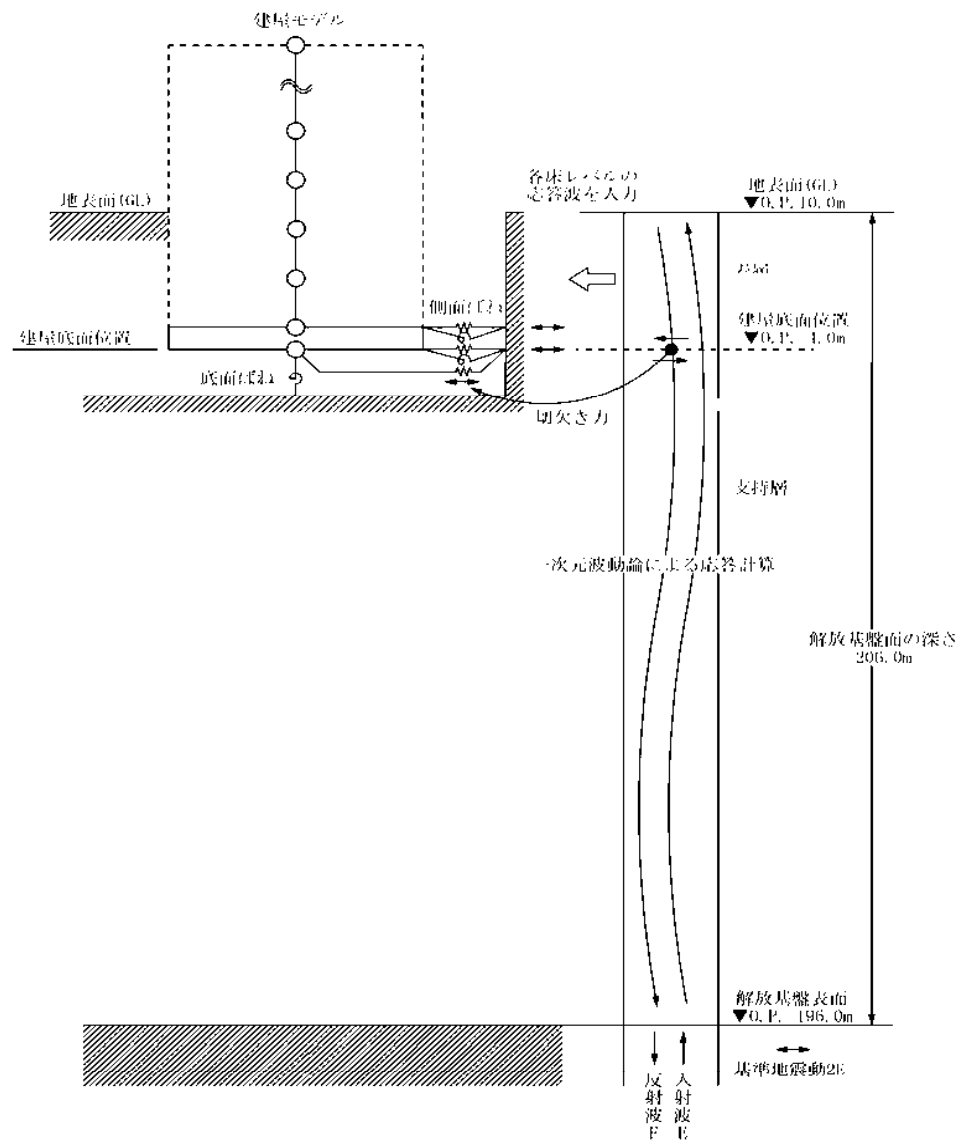


図-2.1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



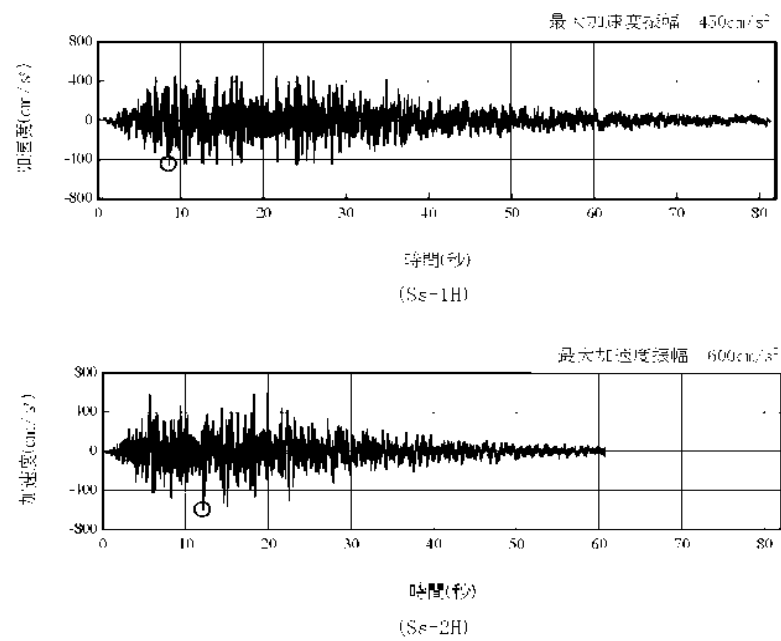


図-2.2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

### 3. 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の地震応答解析は、「2. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では、「福島第一原子力発電所」「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号（平成 21 年 6 月 19 日付け））にて作成した地震応答解析モデルを基に、次の 2 項目について修正を加え、新たな地震応答解析モデルを構築することとしている。

① 1 号機原子炉建屋については、地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し、オペレーティングフロア上部の損傷した鉄骨フレーム及び屋根はモデル化しないこととする。また、崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定する。1 号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図-3.1 に、損傷状況（平面図）を図-3.2 に示す。

② 原子炉格納容器内の水位上昇に伴う質量増分は、原子炉格納容器と原子炉建屋との接合部位における地震力の伝達を考慮した上で、原子炉建屋モデルの複数の質点に質量を分配して加算する。

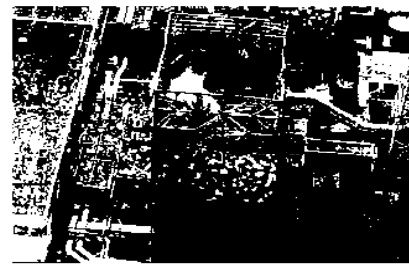
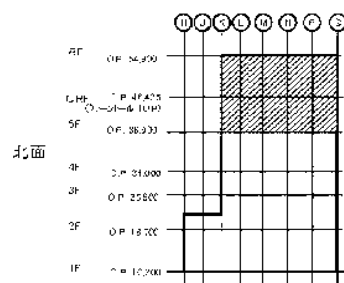
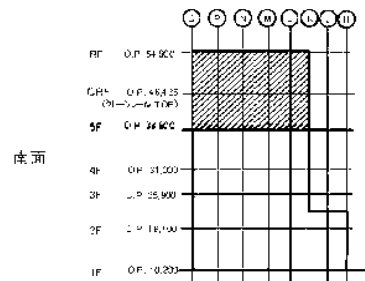
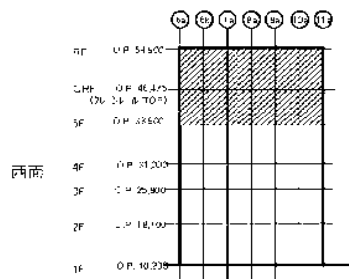
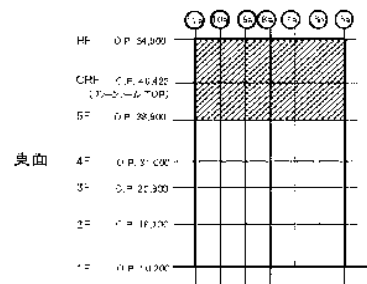


図 3.1 1号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）



(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、図 3.3 および図 3.4 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-3.1 に、建屋解析モデルの諸元を表-3.2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-3.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 3.5 に示すようにばね定数 ( $K_e$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_e$ ) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

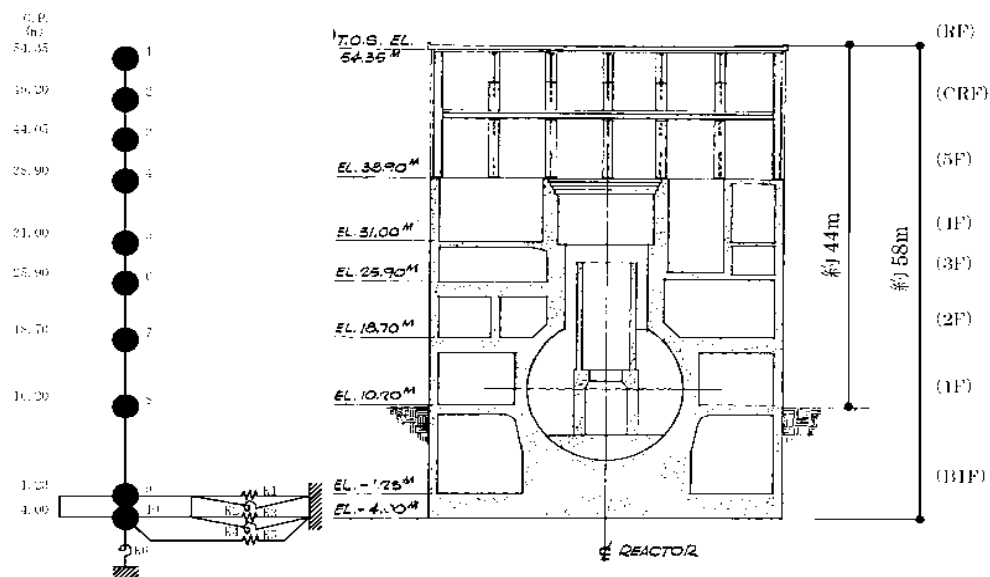


図-3.3 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

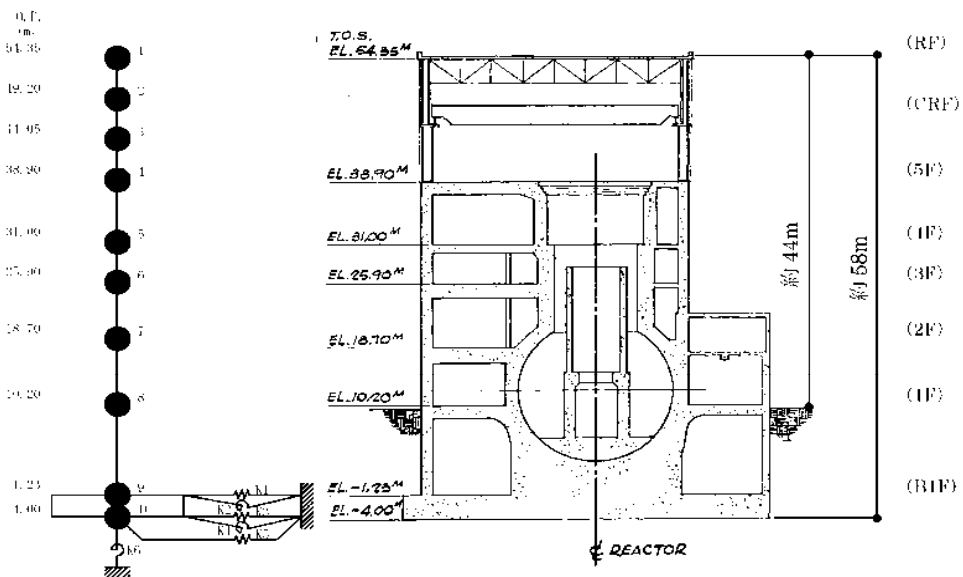


図-3.4 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 3.1 地震応答解析に用いる物性値

コン クリ ート	強度*1 F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数*2 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数*2 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン 比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m <sup>3</sup> )
	35.0	2.57 × 10 <sup>4</sup>	1.07 × 10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				
鋼材	SS400相当 (SS41)				

\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

\*2：実強度に基づく値を示す。

\*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 3.2 建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

質点番号	質点重量 ×1 (kN)	巨能弾性重量 ×1 ( $\times 10^3$ kN・m <sup>2</sup> )	せん断断面積 $A_g$ (cm <sup>2</sup> )	断面2次モーメント (10 <sup>4</sup> cm <sup>4</sup> )
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58,690	84,43	125,6	14,912
5	67,910	97,77	160,8	21,727
6	80,900 (3,680)	116,41 (5,20)	132,8	24,274
7	87,200	128,53	155,6	36,481
8	166150 (20,120)	239,13 (28,97)	204,6	52,855
9	177,450 (30,410)	313,72 (43,78)	1,914,3	275,520
10	62,400	89,83	—	—
合計	700,720 (54,220)	ヤング係数 $E_c$ : $2.57 \times 10^7$ (kN/cm <sup>2</sup> ) せん断弾性係数 $G$ : $1.07 \times 10^7$ (kN/cm <sup>2</sup> ) ポアソン比 : 0.20 減衰 $\delta$ : 5% (鉄骨部 : 2%) 基礎形状 : 41.56m (NS 方向) × 13.56m (EW 方向)	—	—

\*1: ( ) は原子炉格納容器内の水位上昇による増分を示す

(EW 方向)

質点番号	質点重量 ×1 (kN)	巨能弾性重量 ×1 ( $\times 10^3$ kN・m <sup>2</sup> )	せん断断面積 $A_g$ (cm <sup>2</sup> )	断面2次モーメント (10 <sup>4</sup> cm <sup>4</sup> )
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58,690	84,34	102,7	9,702
5	67,910	96,90	103,9	13,575
6	80,900 (3,680)	96,58 (3,93)	141,6	14,339
7	87,200	128,53	107,8	26,427
8	166150 (20,120)	239,13 (28,97)	204,6	52,858
9	177,450 (30,410)	313,72 (43,78)	1,914,3	335,428
10	62,400	110,32	—	—
合計	700,720 (54,220)	ヤング係数 $E_c$ : $2.57 \times 10^7$ (kN/cm <sup>2</sup> ) せん断弾性係数 $G$ : $1.07 \times 10^7$ (kN/cm <sup>2</sup> ) ポアソン比 : 0.20 減衰 $\delta$ : 5% (鉄骨部 : 2%) 基礎形状 : 41.56m (NS 方向) × 13.56m (EW 方向)	—	—

\*1: ( ) は原子炉格納容器内の水位上昇による増分を示す



表-3.3 地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma t$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.78	265,000	398	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		342,000	442	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		433,000	495	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma t$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.81	276,000	405	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		353,000	450	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		456,000	504	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		529,000	540	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

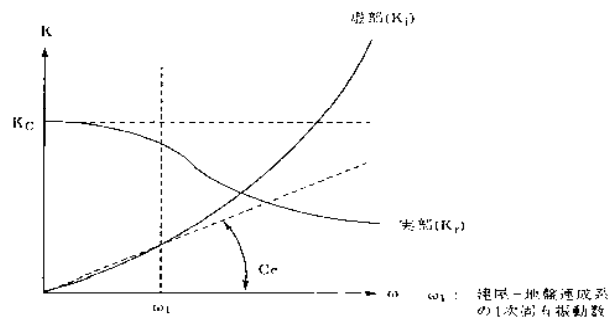


図-1.3.5 地盤ばねの近似

4. 地盤応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向、EW 方向の最大応答加速度を図-4.1 および図-4.2 に示す。

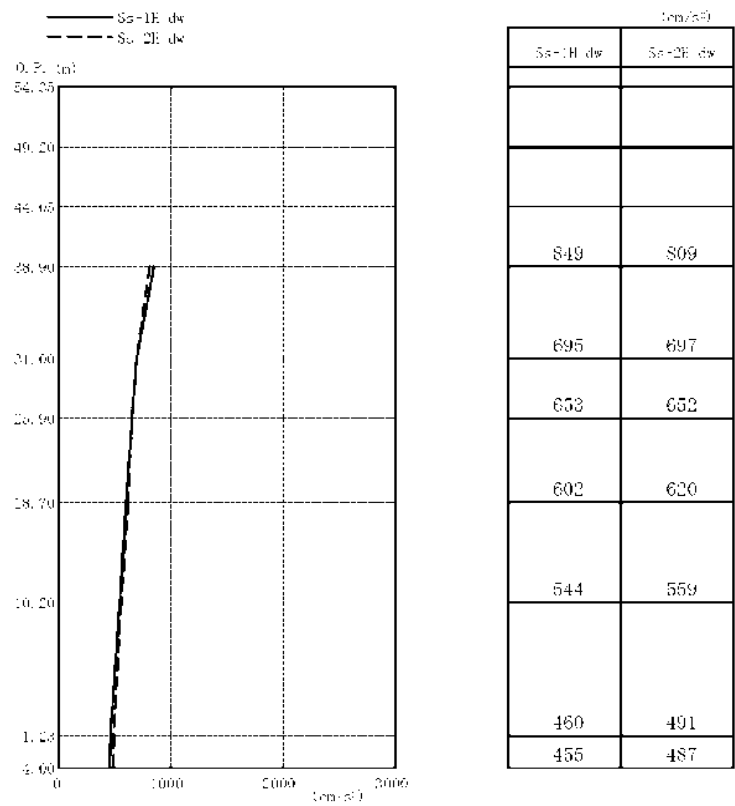


図 4.1 最大応答加速度 (NS 方向)

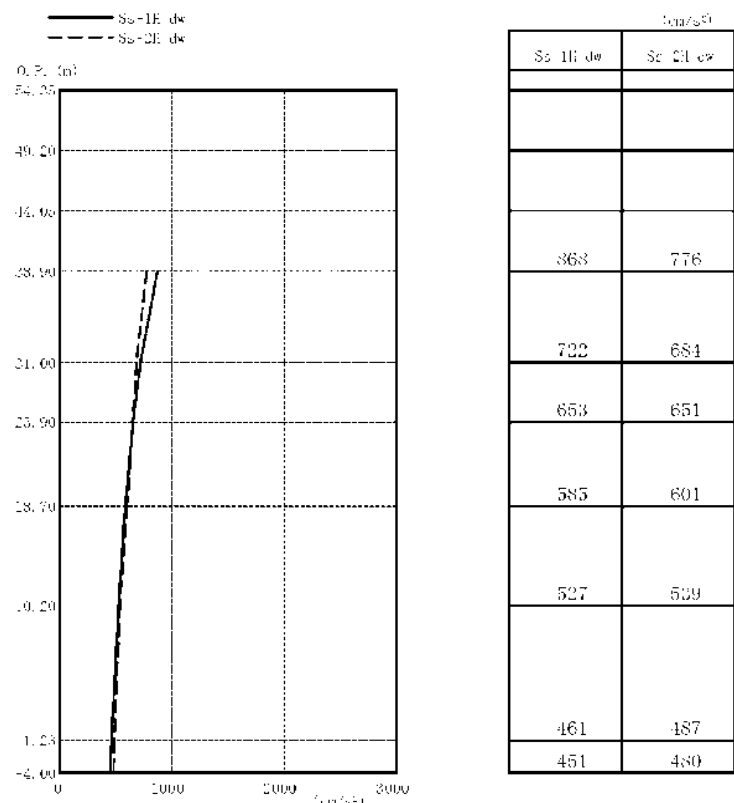


图-1.2 最大応答加速度 (EW 方向)

### 5. 耐震安全性評価結果

図-5.1、図-5.2 及び図-5.3、図-5.4 に基準地震動 Ss-1 及び基準地震動 Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で  $0.12 \times 10^{-3}$  (Ss-1H, NS 方向, 1F) であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

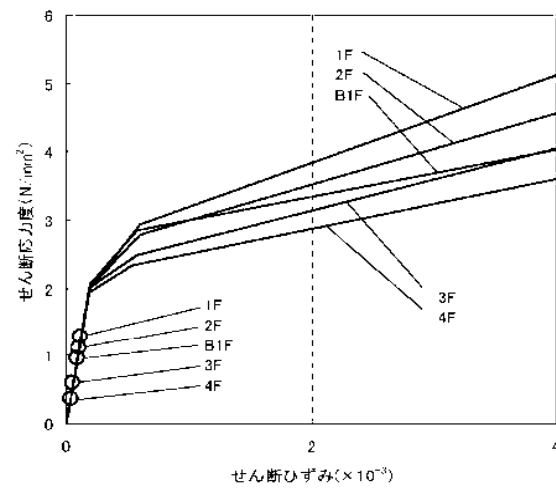


図-5.1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, NS 方向)

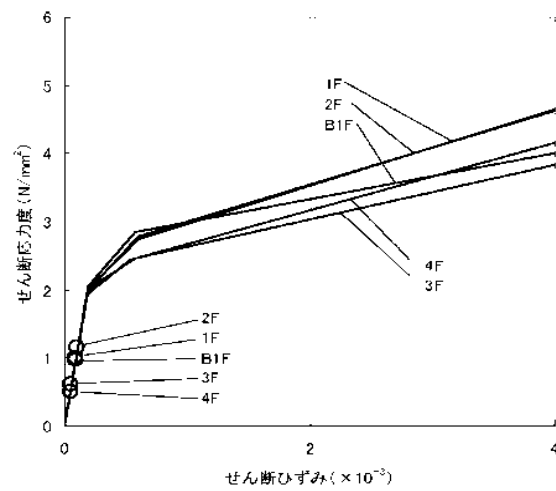


図-5.2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, EW 方向)

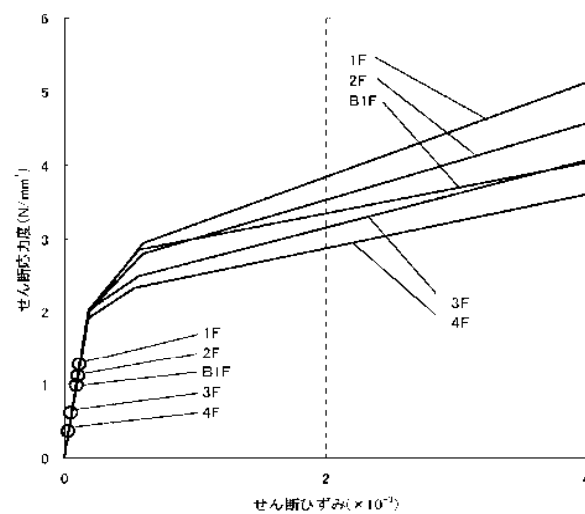


図 5.3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss 2, NS 方向)

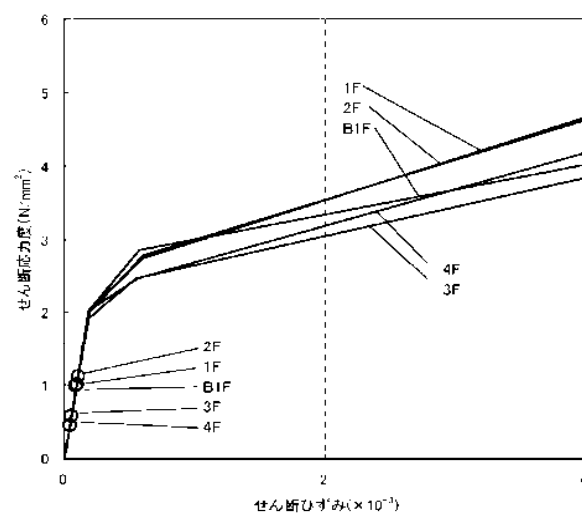


図 5.4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss 2, EW 方向)

添付資料－３：１号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細  
(質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価)

## 1. 解析評価方針

水素爆発等による損傷に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価は、基準地震動  $S_s$  を用いることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお、基準地震動  $S_s=3$  については、基準地震動  $S_s=1$  及び  $S_s=2$  の応答結果に比べて、過去の計算例（付録 3-1 参照）から明らかに小さいことが分かっているため、今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

4号機原子炉建屋については、原因の特定には至っていないものの、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。ここでは、原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し、損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

原子炉建屋の構造への影響及び耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみ実施する。

4号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 1.1 に示す。



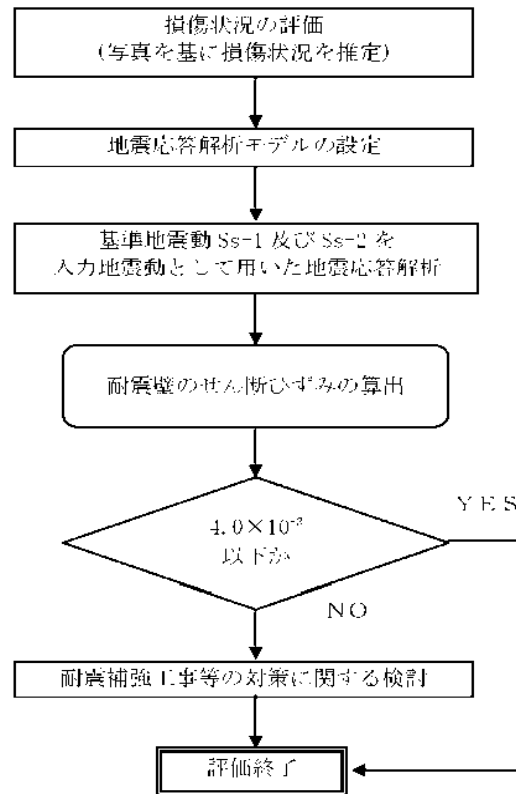


図 1.1 4号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

## 2. 損傷状況の評価

4号機原子炉建屋については、原因の特定には至っていないものの、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し、損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。また、外観写真から判断できない部位については、建屋内の調査結果等の現状で得られている情報に基づいて、損傷の有無を評価した。なお、参考にした写真の撮影日等については付録3-2に取りまとめた。

各部位の損傷状況評価の考え方を下記に示す。

### a. 外壁・屋根トラス

外観の写真から損傷を確認できる外壁・屋根トラスについては、損傷部位として評価した。また、一部剥落が確認された外壁についても損傷として評価した。(図-2.1)

### b. 使用済燃料プール

コンクリートポンプ車の先端に取り付けられたカメラにより撮影された写真から、使用済燃料プールには一定の水量が注水されていることが確認できていること、使用済燃料プール下部にあたる2階で漏水等が発生していないことが確認されていることから、使用済燃料プールに損傷は無いものと評価した。(図-2.2)

### c. 機器仮置プール

外壁の写真を見る限り、機器仮置プール周辺の外壁で損傷が確認されていないことから、損傷が無いものと評価した。(図-2.3)

### d. シェル壁

1階、2階のシェル壁については、建屋内の調査により損傷が無いことを確認できている。また、3階において、損傷している外壁の厚さは最大でも650mmであり、厚さ1000mmの外壁については損傷が無いことが確認できている。一方、3階のシェル壁は、厚さが1850mmであることから損傷が無いものと評価した。(図-2.4)

### e. 床スラブ

1階、2階については、建屋内の調査により、床スラブに損傷が無いことを確認している。3階については、建屋内の調査時に2階から見上げた天井スラブ(3階の床スラブ)で損傷が確認できないことから、損傷は無いものと評価した(図-2.5)。4階以上については、建屋内の調査結果が得られていないことから、外壁の損傷状況から評価することとした。4、5階については、外壁が損傷していることから、外壁以下の厚さである床スラブは損傷している可能性があるものと評価した。

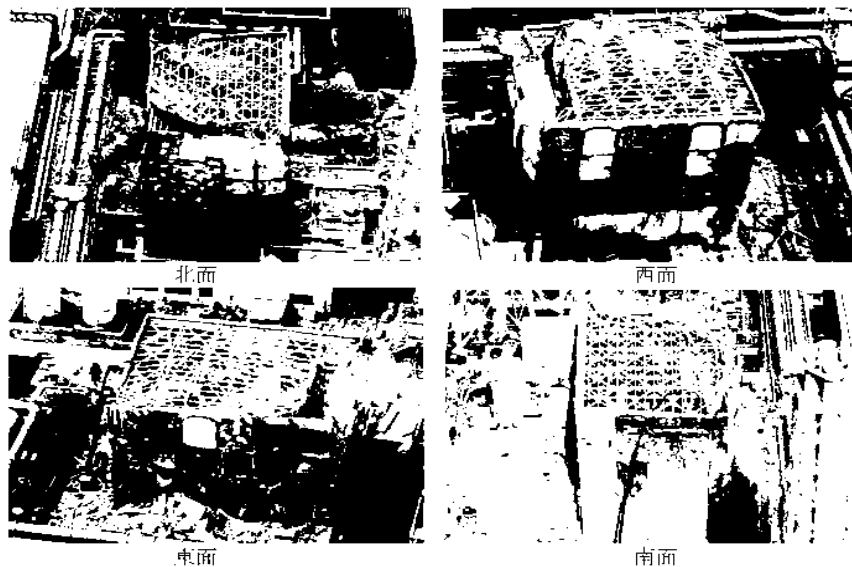


図 2.1 外壁の状況

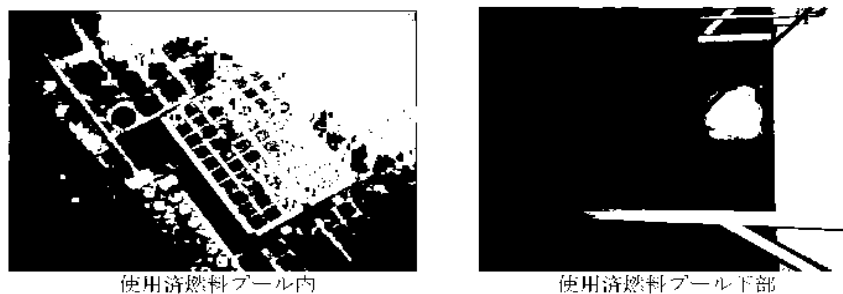


図 2.2 使用済燃料プールの状況

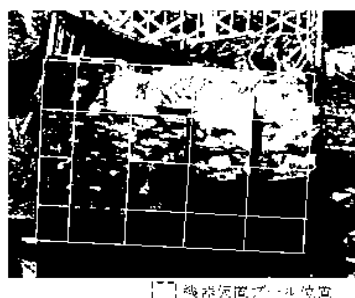


図 2.3 機器仮置プールの状況



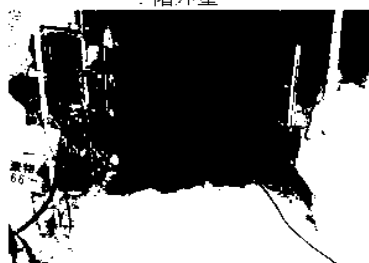
図 2.4 シェル壁の状況



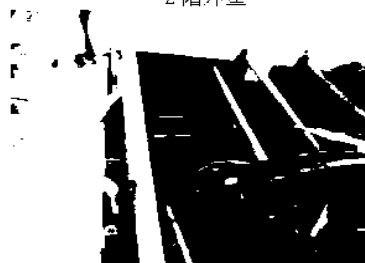
1 階外壁



2 階外壁



2 階床



2 階天井

図 2.5 建屋内部の状況 (1, 2 階)

### 3. 解析に用いる入力地震動

4号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所」〔発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針〕の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書）〔原管業宣19第603号（平成20年3月31日付け）〕にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $Ss-1$  及び  $Ss-2$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1 に示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $Ss$  に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P. 196.0m）における基準地震動  $Ss-1$  及び  $Ss-2$  の加速度波形について、図-3.2 に示す。

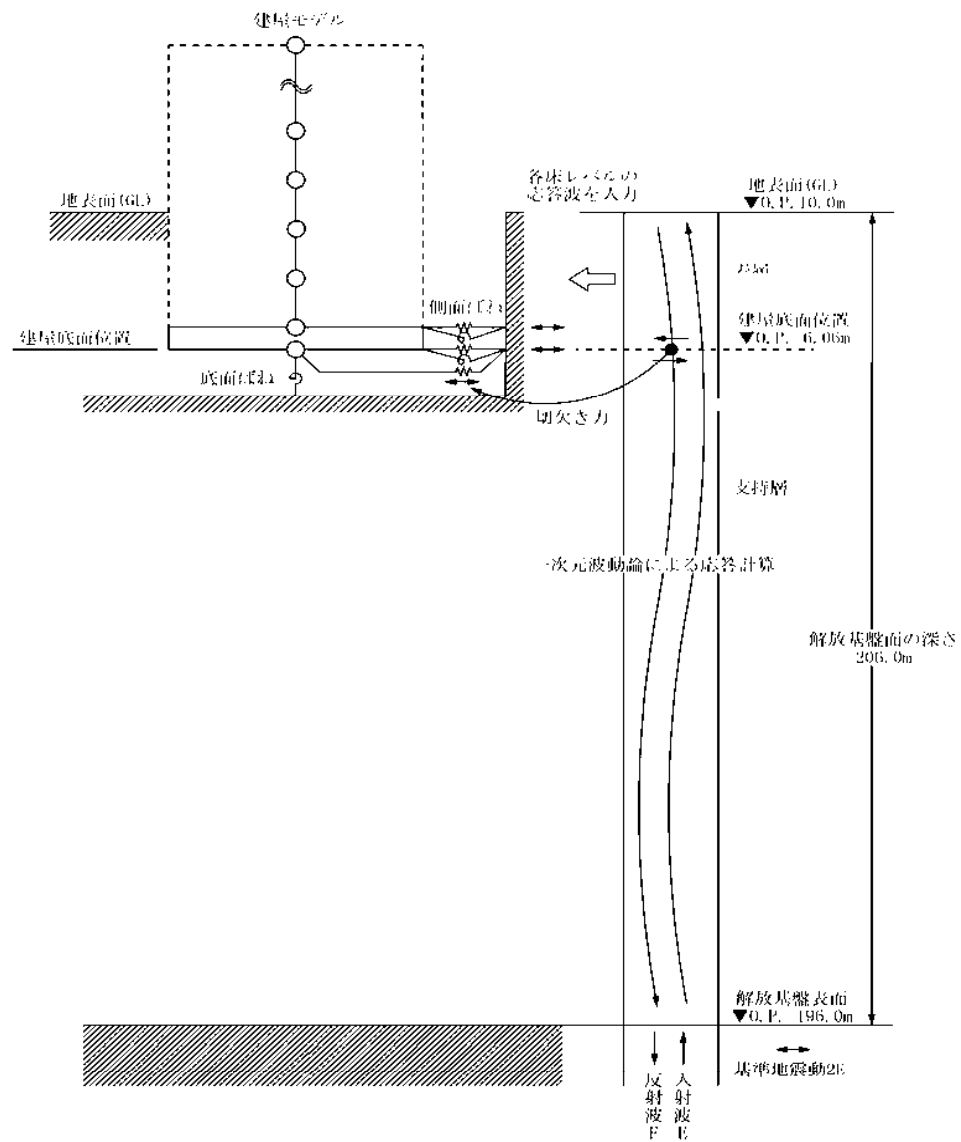


図-3.1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

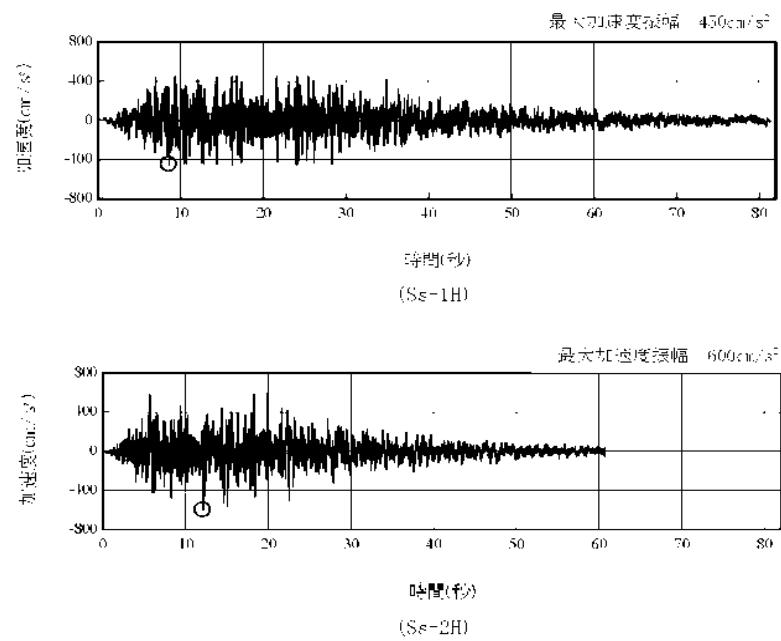


図-3.2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

#### 4. 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の地震応答解析は、「3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では、「福島第一原子力発電所」「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号（平成 21 年 6 月 19 日付け））にて作成した地震応答解析モデルを基に、次の項目について修正を加え、新たな地震応答解析モデルを構築することとしている。

4 号機原子炉建屋については、地震時に定期検査中であったことから、定期検査時の条件を反映している。また、原因の特定には至っていないものの、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷していることから、「2. 損傷状況の評価」で評価した損傷状況を基に解析モデルを作成する。なお、5 階より上部の崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定するなど、崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定する。4 号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図 4.1 に、損傷状況（平面図）を図 4.2 に示す。



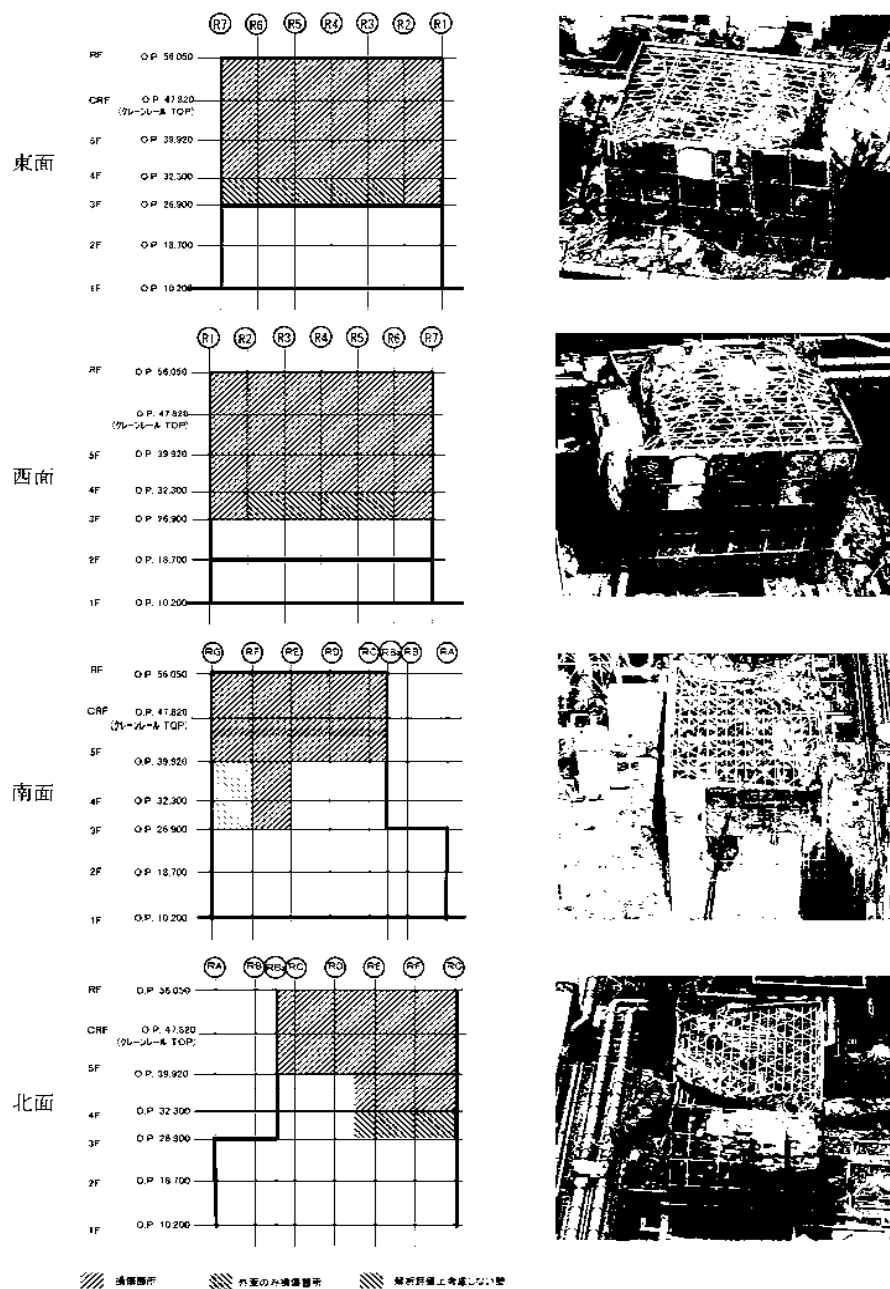


図-4.1 4号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

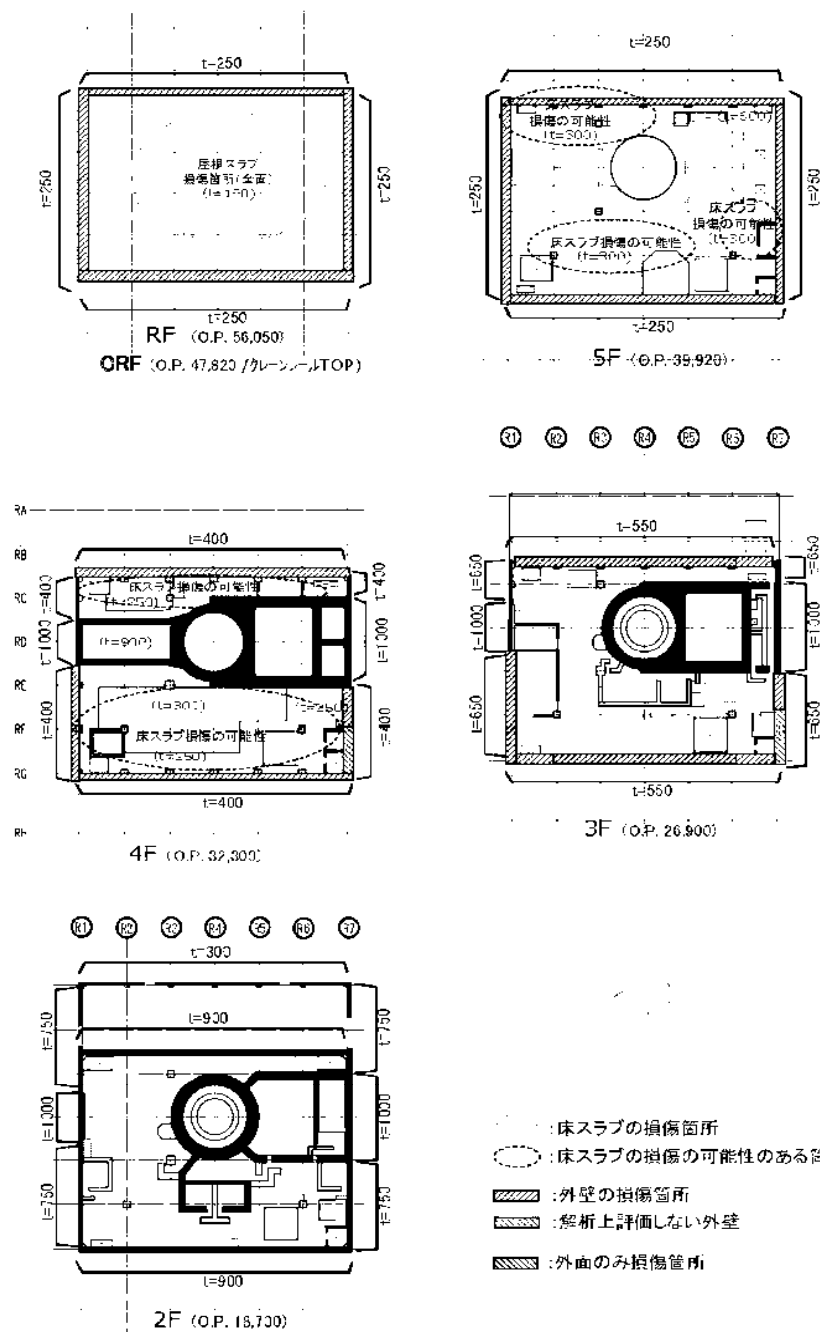


図-4.2 4号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、図-4.3 および図-4.4 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価ばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-4.1 に、建屋解析モデルの諸元を表-4.2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-4.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JGAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JGAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-4.5 に示すようにばね定数 ( $K_e$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_e$ ) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

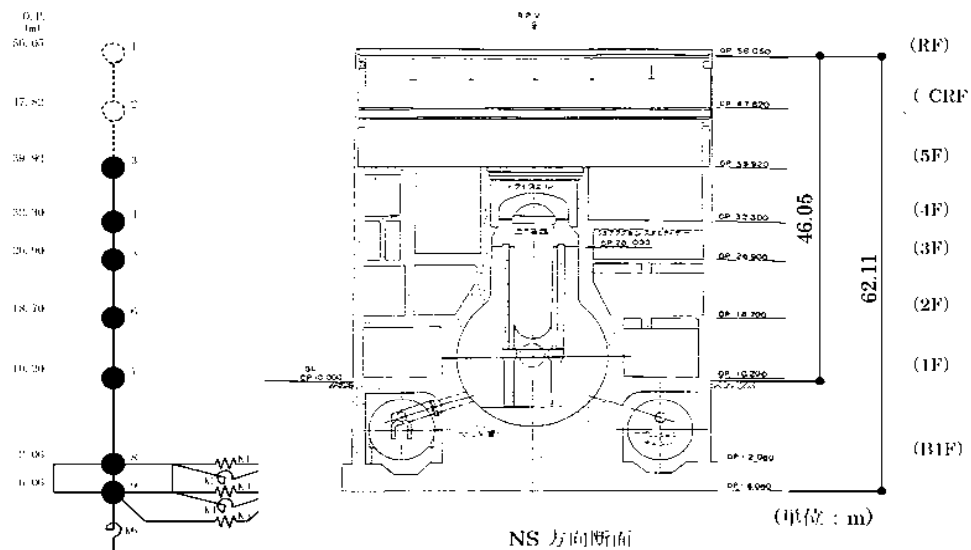


図-4.3 4号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

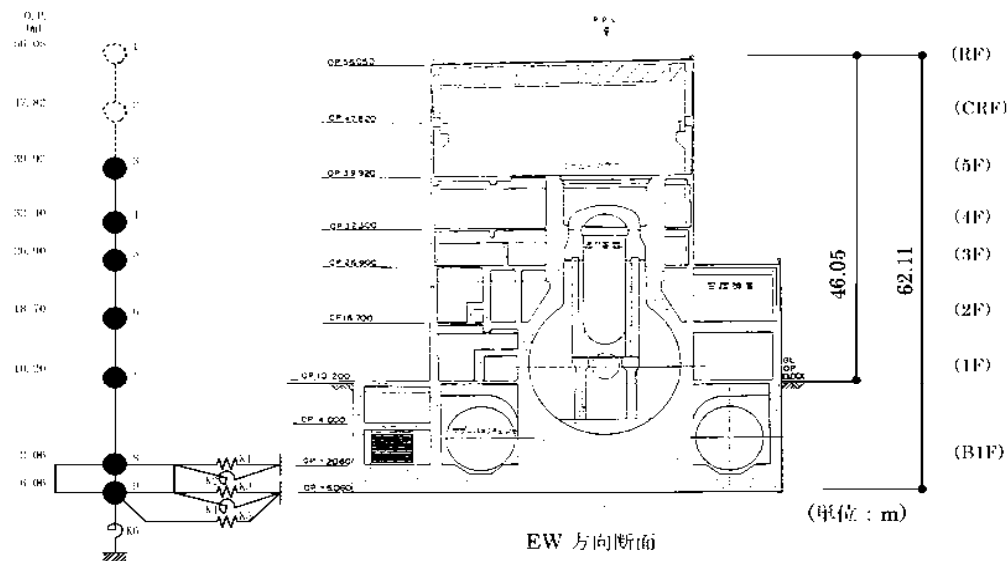


図-4.4 4号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 4.1 地震応答解析に用いる物性値

コン クリ ート	強度*1 F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数*2 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数*2 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン 比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m <sup>3</sup> )
	35.0	2.57 × 10 <sup>4</sup>	1.07 × 10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				
鋼材	SS400相当 (SS41)				

\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにするめた値とした。

\*2：実強度に基づく値を示す。

\*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 4.2 建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

質点番号	質点重量 (kN)	回転慣性質量 $I_G (\times 10^4 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_g (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I_m (\text{m}^4)$
1				
2				
3	114,930	211.39	750.8	13,068
4	89,770	163.34	703.4	15,942
5	117,030	215.39	723.4	45,026
6	121,930	224.49	775.4	46,774
7	207,260	381.50	960.4	1,341,994
8	287,050	574.38	2,812.6	562,754
9	132,390	264.88		
合計	1,069,320	ヤング係数 $E_c$ せん断弾性係数 $G$ ポアソン比 $\nu$ 減衰 $\delta$ 基礎形状 $49.0\text{m}(\text{NS方向}) \times 57.4\text{m}(\text{EW方向})$	$2.57 \times 10^7 \text{ (kN/m}^2)$ $1.07 \times 10^7 \text{ (kN/m}^2)$ 0.20 5%	

(EW 方向)

質点番号	質点重量 (kN)	回転慣性質量 $I_G (\times 10^4 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_g (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I_m (\text{m}^4)$
1	—	—		
2	—	—		
3	114,930	118.33	70.4	6,491
4	89,770	91.66	105.8	6,358
5	117,030	213.39	167.5	32,825
6	121,930	224.49	165.1	36,203
7	207,260	369.27	324.5	126,323
8	287,050	828.96	2,812.6	772,237
9	132,390	346.27		
合計	1,069,320	ヤング係数 $E_c$ せん断弾性係数 $G$ ポアソン比 $\nu$ 減衰 $\delta$ 基礎形状 $49.0\text{m}(\text{NS方向}) \times 57.4\text{m}(\text{EW方向})$	$2.57 \times 10^7 \text{ (kN/m}^2)$ $1.07 \times 10^7 \text{ (kN/m}^2)$ 0.20 5%	

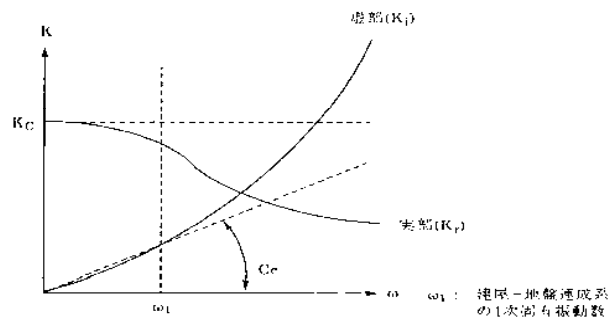
表-4.3 地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.78	265,000	398	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		342,000	442	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		433,000	495	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.81	275,000	405	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		353,000	450	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		458,000	504	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		529,000	540	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—



### 5. 地盤応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向、EW 方向の最大応答加速度を図-5.1 および図-5.2 に示す。

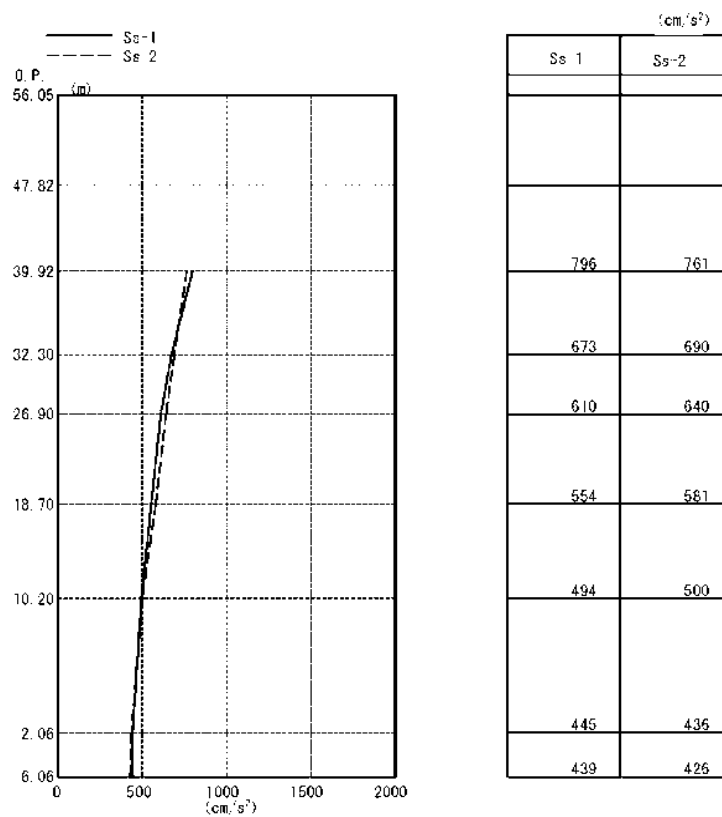


図-5.1 最大応答加速度 (NS 方向)



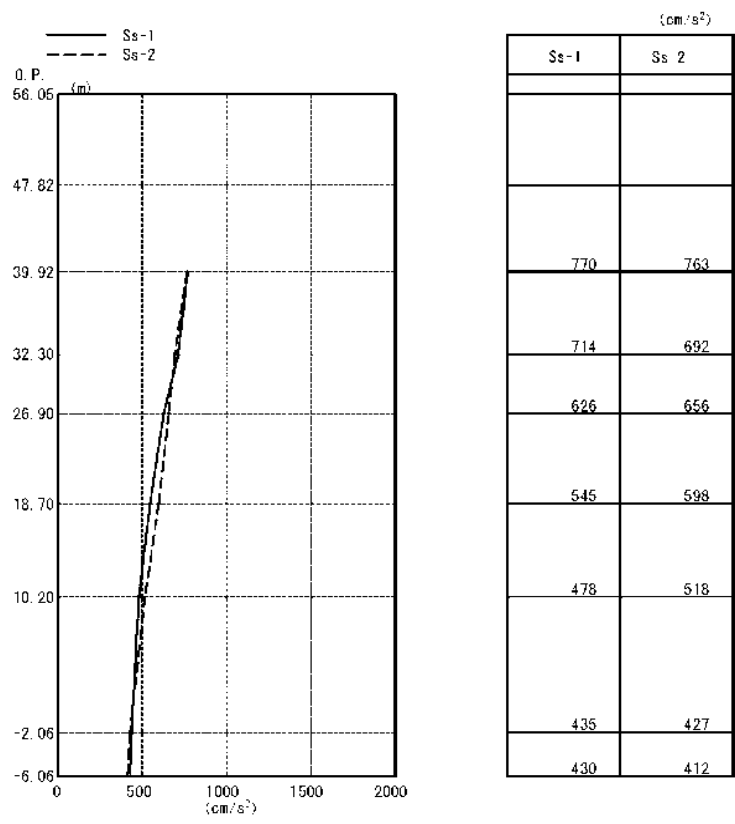


图-5.2 最大応答加速度 (EW方向)

#### 6. 耐震安全性評価結果

図-6.1、図-6.2 及び図-6.3、図-6.4 に基準地震動 Ss-1 及び基準地震動 Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で  $0.17 \times 10^{-3}$  (Ss-1H 及び Ss-2H, EW 方向, 1F) であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

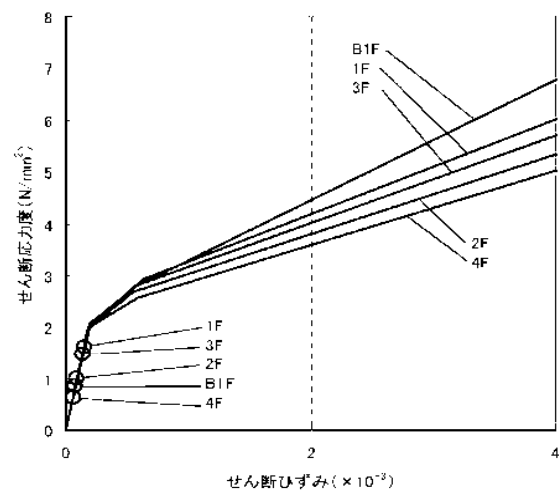


図-6.1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, NS 方向)

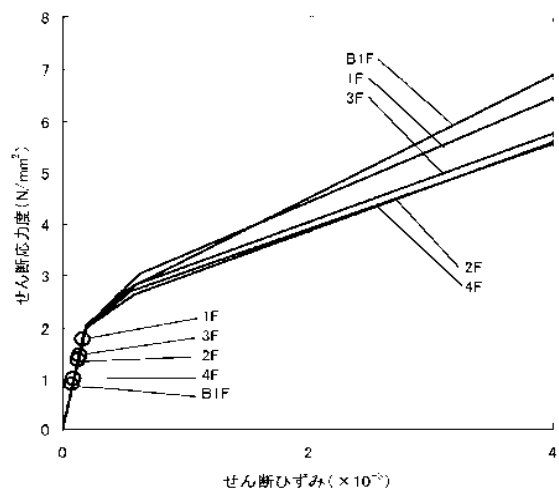


図-6.2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, EW 方向)

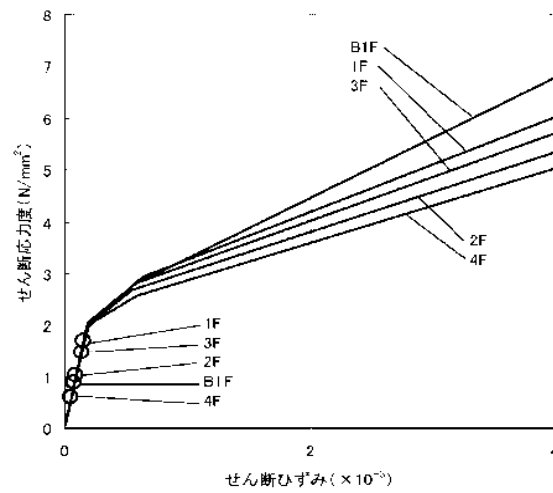


図-6.3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (S-S 2, NS 方向)

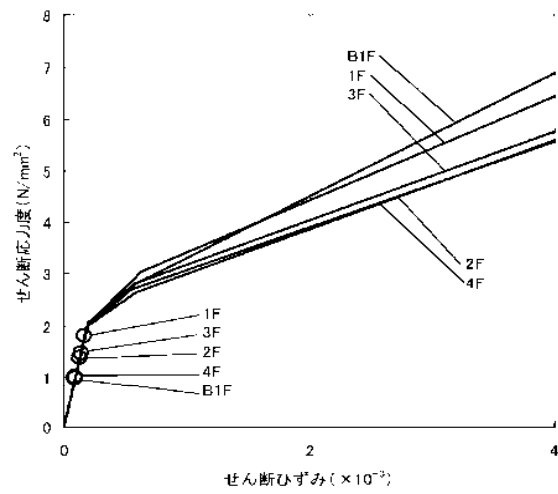


図-6.4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (S-S 2, EW 方向)

『発電所原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果

「福島第一原子力発電所」「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書（改訂版））（原管第21第110号（平成21年6月19日付け））に記載している4号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。

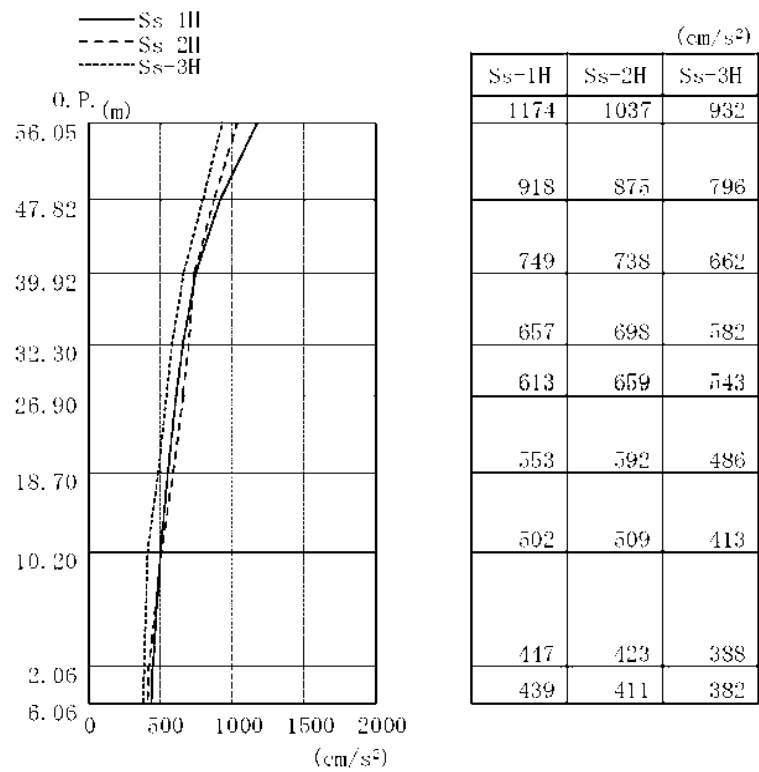


図-1 最大応答加速度（NS 方向）

付 3-1.1

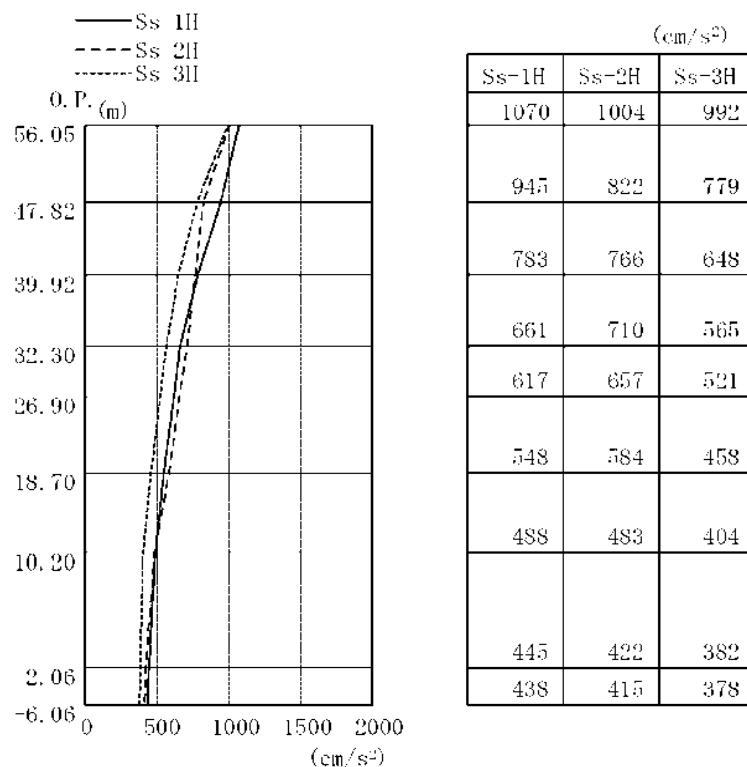


図 2 最大応答加速度 (EW 方向)

付 3-1.2

表 1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

				( $\times 10^{-3}$ )
階	Ss-1E	Ss-2E	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.10	0.09	0.08	2.0以下
5F	0.17	0.15	0.14	
4F	0.05	0.05	0.04	
3F	0.08	0.08	0.07	
2F	0.09	0.09	0.08	
1F	0.15	0.16	0.13	
B1F	0.08	0.08	0.07	

表-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

				( $\times 10^{-3}$ )
階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.12	0.12	0.11	2.0以下
5F	0.30	0.20	0.19	
1F	0.08	0.08	0.07	
3F	0.11	0.11	0.10	
2F	0.12	0.12	0.10	
1F	0.16	0.17	0.14	
B1F	0.08	0.09	0.07	

以上

損傷状況を評価するのに用いた写真について（4号機）

【外壁】

○ 4月18日時点

- ・ 3月24日に撮影した外観写真により、建屋の損傷状況を確認した上で建屋の解析モデルを作成している。（図1）

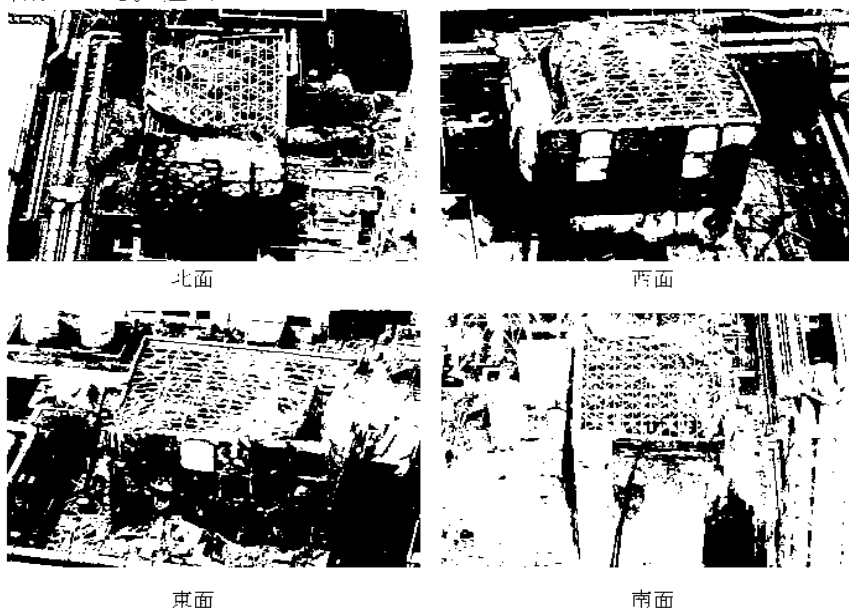


図1 損傷状況（3月24日撮影）

○ 5月10日時点

- ・ 西面、南面については、5月10日に新たに現地で写真（図2）を撮影している。この写真から3月24日時点から損傷が進展していないことが確認できる。



図2 西面・南面の損傷状況（5月10日撮影）

付 3-2.1



【内壁】

○ 4月18日時点

- ・ 建屋内の調査が実施できていなかったことから、外観写真と図面等から判断することとした。

○ 4月28日時点

- ・ コンクリートポンプ車の先端に取り付けられたカメラにより撮影された写真により、使用済燃料プールに一定の水量が注がれていることが確認できる。(図3)

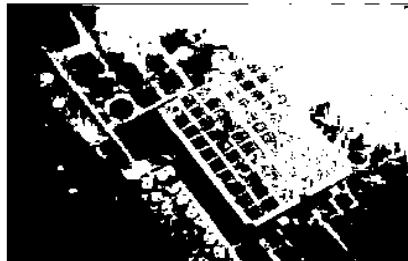


図3 使用済み燃料プール内部の状況(4月28日撮影)

○ 5月22日時点

- ・ 建屋内(1階、2階)では調査が実施されている。現段階では1階、2階の内壁、1階、2階の床スラブ、天井スラブに損傷は確認されていない。建屋内の写真を図4、それぞれの写真の撮影位置を図5に示す。



①1階内壁



②1階外壁



③1階外壁



④1階天井

図4 (1) 建屋内部の状況(5月19日～21日撮影)

付3-2.2

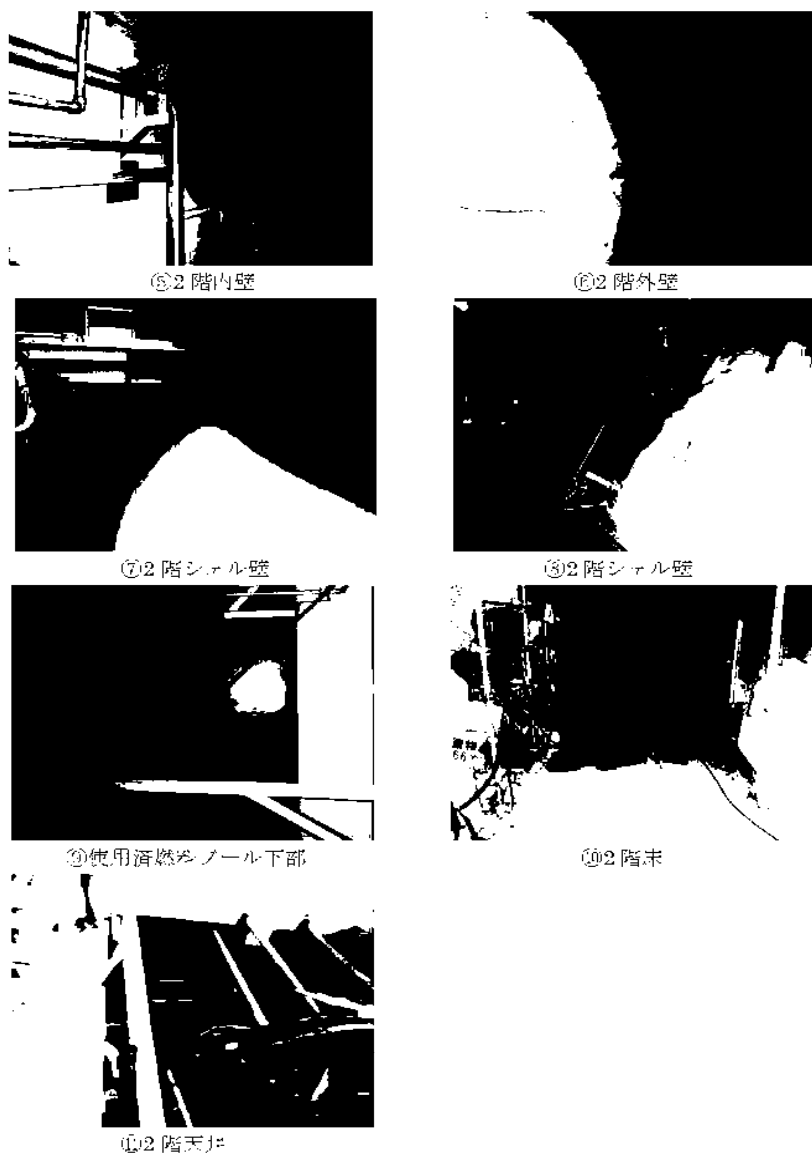


図4 (2) 建屋内部の状況 (5月19日～21日撮影)

付3-2.3

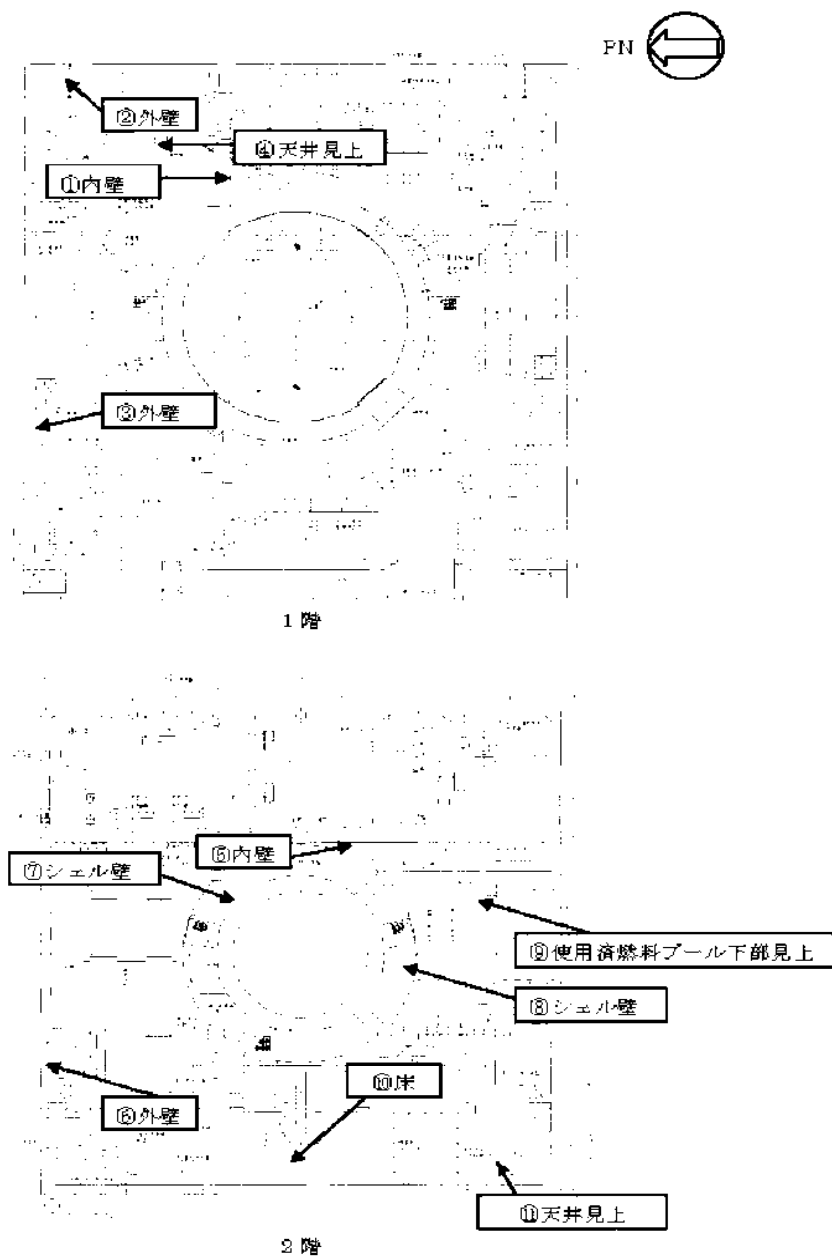


図5 建屋内部の写真撮影位置

付 3-2.4

添付資料－4：1号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細  
(3次元FEM解析による局部評価)

## 1. 解析評価方針

4号機原子炉建屋については、5階より下部の4階や3階の外壁が複雑に損傷していることを踏まえ、2階より上部を詳細な3次元FEM解析モデルでモデル化し、応力解析により基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の耐震安全性を評価する。なお、4号機原子炉建屋の外壁の損傷が確認されている4階や3階においては、主要な耐震要素が使用済燃料プールとなることから、ここでは使用済燃料プールを中心とした評価を実施する。

プールの平面図を図 1.1 に、断面図を図 1.2 に示す。

耐震安全性評価は、図-1.3 のフローに示すように以下の手順で行う。

- ・ 使用済燃料プール周辺の2階の床（O.P.18.7m）から5階の床（O.P.39.92m）までの建屋部分を対象に、爆発等による損傷状況を模擬した3次元FEM解析モデルを作成する。
- ・ 死荷重、プール水による静水圧、温度荷重、地震応答解析結果に基づく地震荷重、地震時動水圧などの荷重条件及び荷重組合せの条件を設定する。
- ・ 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い、使用済燃料プール部に発生する応力およびひずみを算出する。
- ・ 評価基準値と比較し、耐震安全性を評価する。

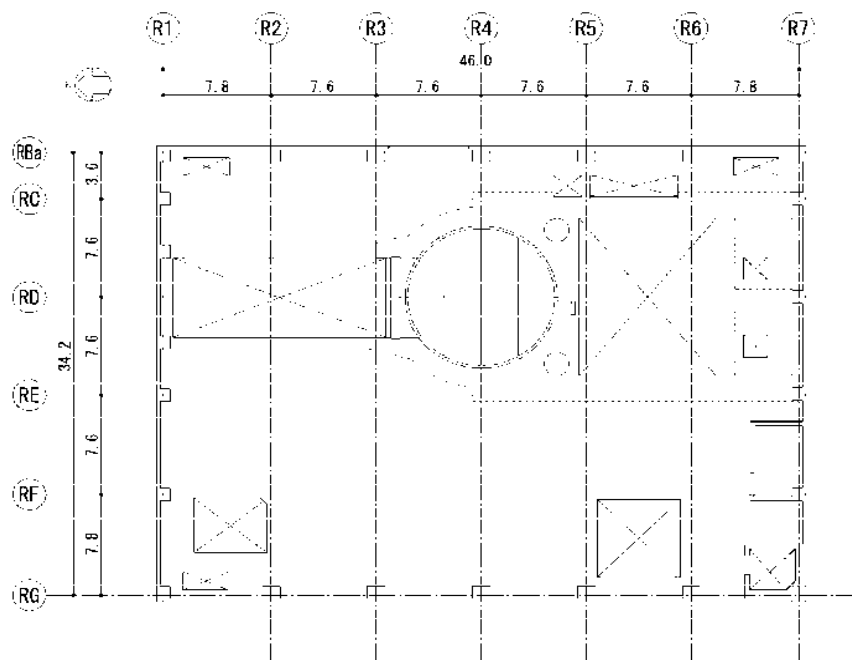


图-1.1 5階 平面图

(单位: m)

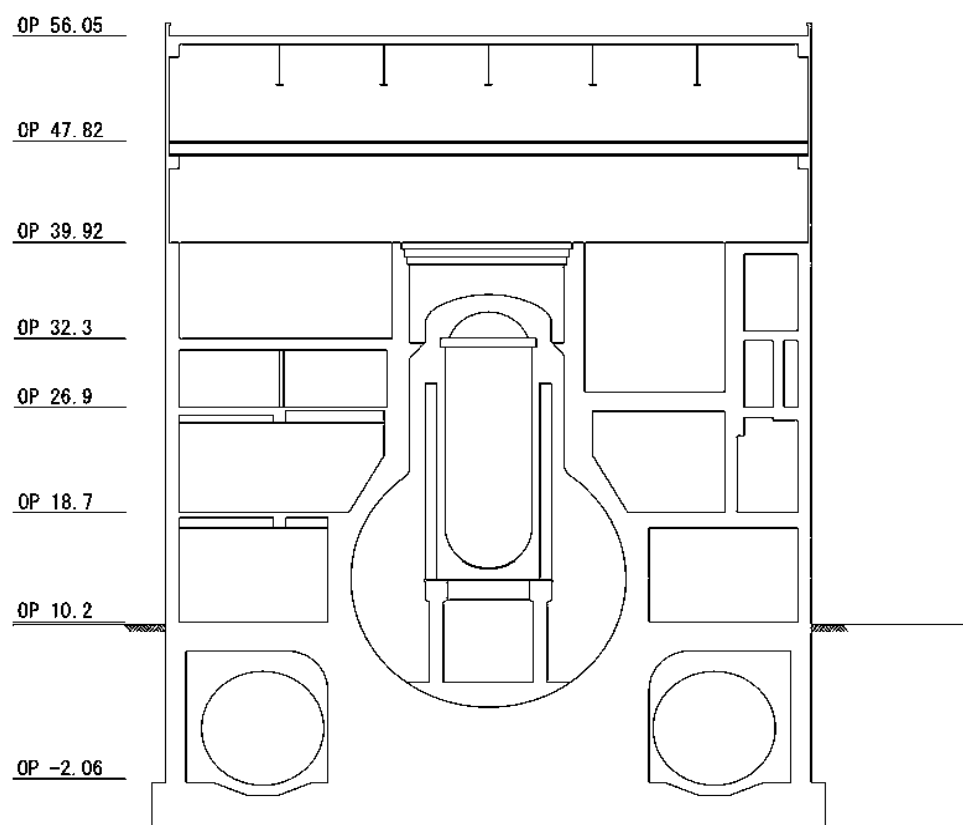


图-1.2 断面图  
(NS方向断面, 单位: m)

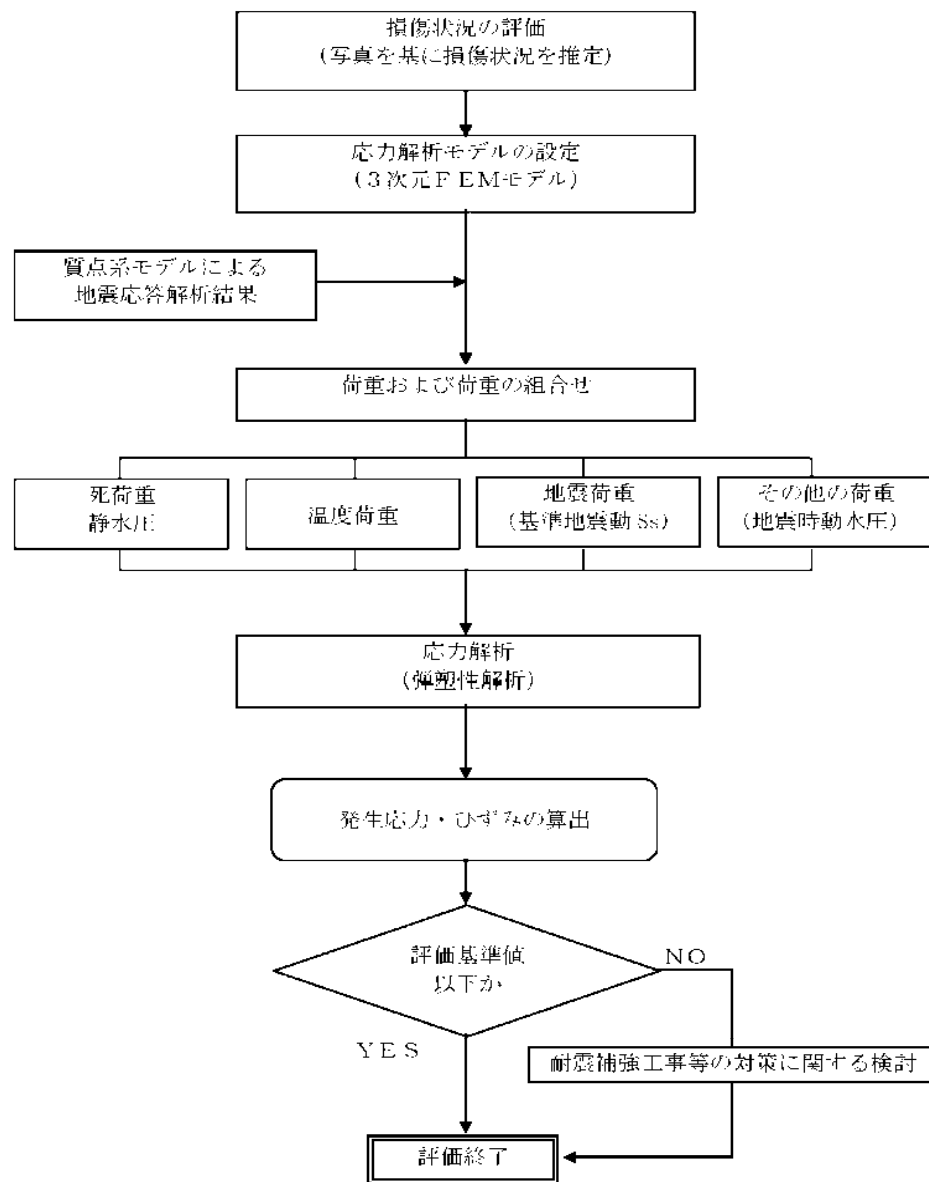


図-1.3 使用済燃料プールの耐震安全性評価フロー



## 2. 損傷状況の評価

損傷状況の評価にあたっては、「添付資料－3－2. 損傷状況の評価」を基本として3次元FEM解析モデルを作成している。

解析モデルに評価した外壁は、添付資料－3において考慮した部分と同一とし、5階より下部の柱・梁は残った状態とする。使用済燃料プールや機器仮置プール、シュール壁及び周辺床は損傷がないものとしてモデル化する。

損傷した部分の重量については、下階の床で支持されていると仮定し、全て一様に積載されているものとして評価する。

### 3. 応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し、使用済燃料プール部に発生する応力及びひずみを算定する。2階壁から5階の燃料取替え床までの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化する。

解析モデルに使用する板要素は、鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いる。各要素には、板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが、板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮する。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

解析モデル概要図を図-3.1に、コンクリートと鉄筋の構成則を図-3.2に、解析モデルの境界条件を図-3.3に示す。

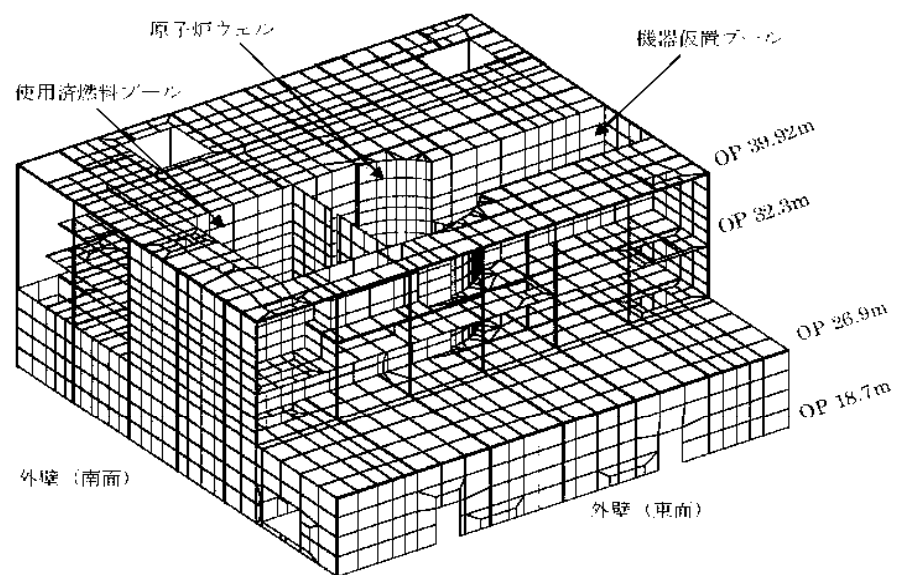
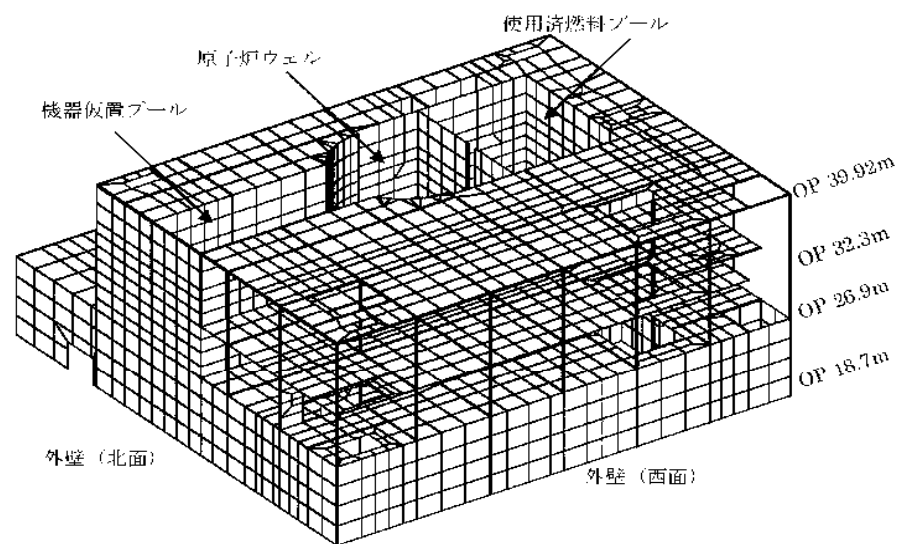
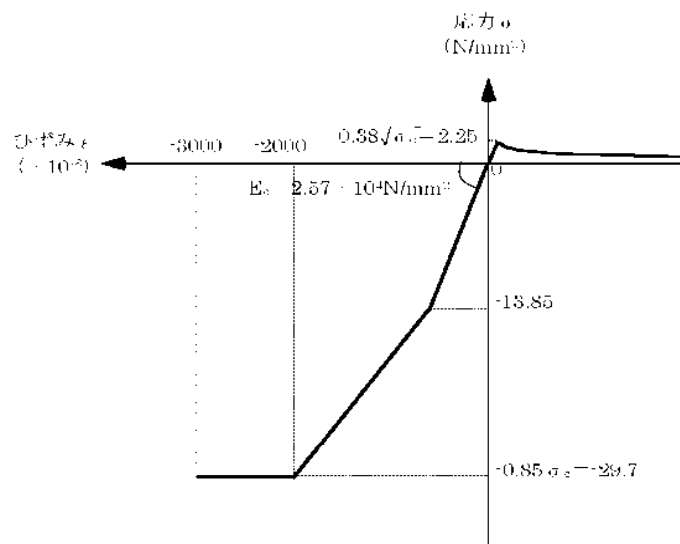
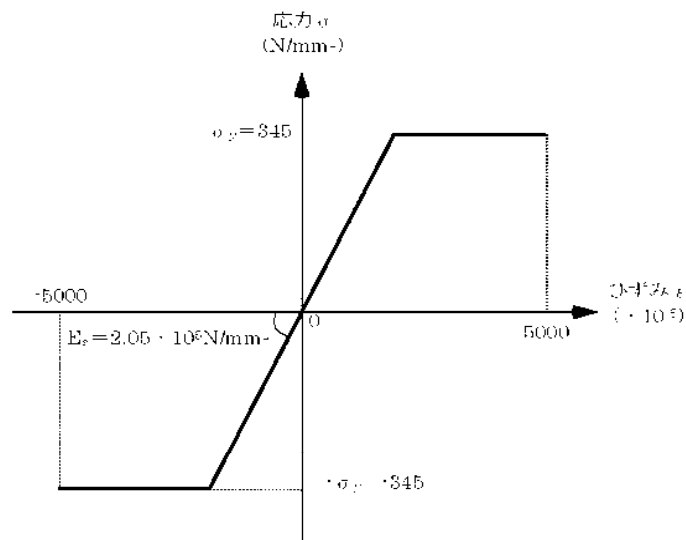


図-3.1 解析モデル概要図



(a) コンクリートの応力-ひずみ関係  
(コンクリート強度  $\sigma_c = 35$  N/mm<sup>2</sup>)



(b) 鉄筋の応力-ひずみ関係  
(鉄筋降伏点  $\sigma_y = 345$  N/mm<sup>2</sup>)

図 3.2 コンクリートと鉄筋の構成則

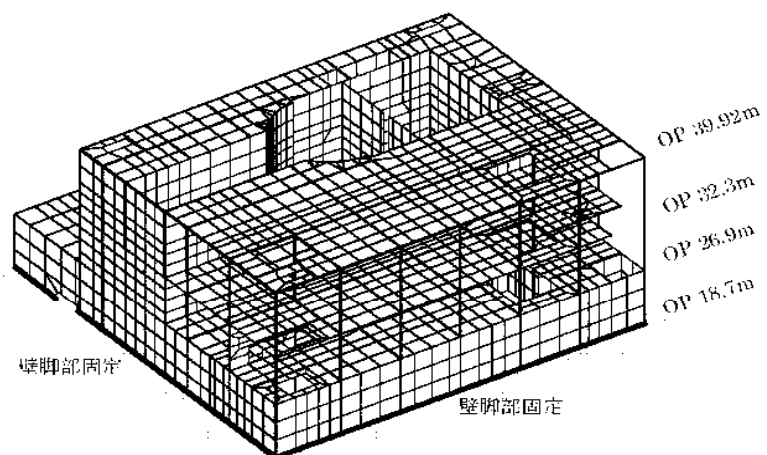


図 3.3 解析モデルの境界条件

#### 4. 荷重および荷重の組合せ

##### (1) 死荷重

解析モデルに付与する死荷重は、モデル化範囲の建屋躯体の自重、機器重量に加え、崩れた屋根や外壁重量が全て燃料取替え床やプール床に積載していると仮定した場合の付加重量を考慮する。

##### (2) 静水圧

使用済燃料プール、原子炉ウェルおよび機器仮置プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

##### (3) 温度荷重

実測されたプール水の温度条件（90℃程度）を参考に、水温 90℃、外気温 10℃の状態を想定する。

##### (4) 地震荷重

前述の建屋の損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。（付録 4-1 参照）

##### (5) その他の荷重

プール水の地震時動水圧を考慮する。

##### (6) 荷重の組合せ

表-4.1 に荷重の組合せを示す。なお、水平方向および鉛直方向の地震動の組合せは、組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

日本機械学会「発電用原子力設備規格（コンクリート製原子炉格納容器規格）」等においては、温度荷重と基準地震動  $S_s$  による地震荷重との組合せを行わないこととしている。しかし、現状の使用済燃料プールが比較的長期間高温状態となっていることを踏まえ、温度荷重と基準地震動  $S_s$  による地震荷重とを組み合わせで評価することとした。さらに、温度荷重を考慮しない場合の評価結果については付録 4-2 に示している。

表-4.1 荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
$S_s$ 地震時	$DL + H + T + K + KH$

ここに、  $DL$ ：死荷重、  $H$ ：静水圧、  $T$ ：温度、  
 $K$ ：地震荷重（基準地震動  $S_s$ ）、  $KH$ ：地震時動水圧

## 5. 評価結果

配筋諸元等に基づき使用済燃料プールの構造検討を行い、耐震安全性を評価する。評価においては、応力解析より求まる発生応力およびひずみが、評価基準値を超えないことを確認する。評価基準値は、日本機械学会「発電用原子力設備規格-コンクリート製原子格納容器規格」などに基づき設定する。評価に用いる配筋諸元を図-5.1に示す。

評価結果を表-5.1、表-5.2に示す。いずれの箇所においても発生応力およびひずみは弾性範囲内であり評価基準値を下回ることより、現状の使用済燃料プールは基準地震動  $S_s$  に対する耐震安全性は確保されていると推定される。

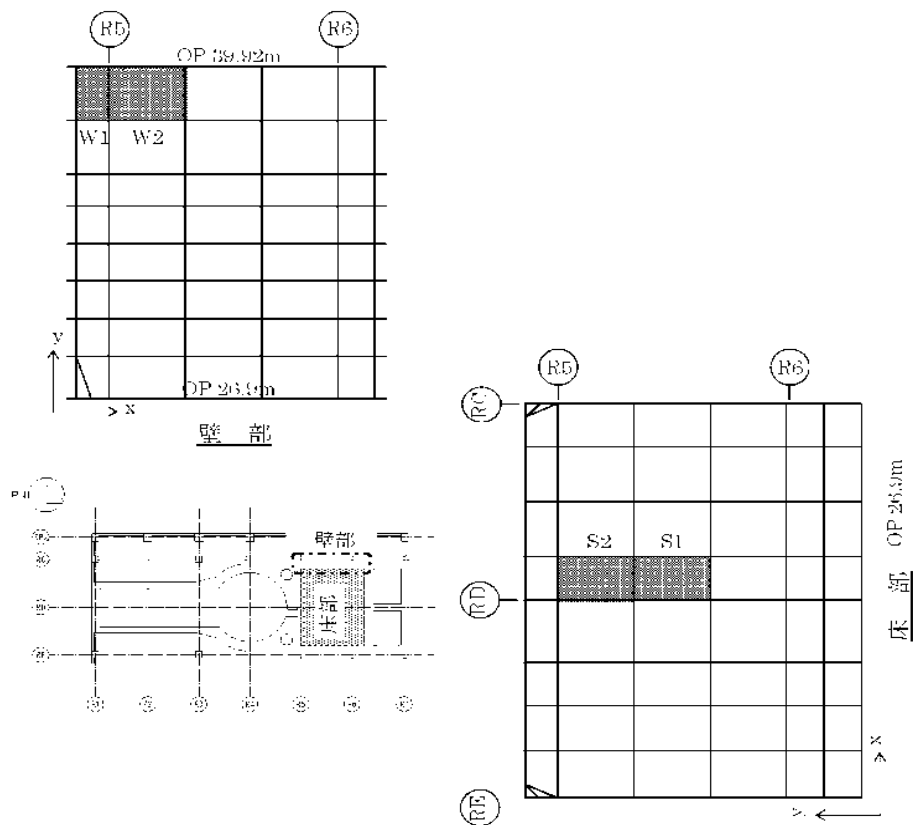
表 5.1～表 5.2 に用いる記号の説明

$\epsilon_c$	: コンクリートの圧縮ひずみ
$s\epsilon_c, s\epsilon_t$	: 鉄筋の圧縮ひずみおよび引張ひずみ (ひずみは全て引張側を正として表記)
$Q$	: 面外せん断力

なお、損傷状況の評価および荷重条件の設定において、以下に示すいくつかの変動要因が考えられる。これらの変動要因による影響については、別途検討を行い顕著な影響を及ぼさないことを確認している。(付録 4-3 参照)

- ・ 爆発による周辺床スラブなどへの影響
- ・ 火災による燃料プール壁および周辺床スラブへの影響
- ・ 使用済燃料プール水温の高温化による影響

また、使用済燃料プール底部に補強工事を実施している。この工事による裕度向上効果についての検討も行っている。(付録 4-4 参照)



位置	内側筋		外側筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
W1	D32@250	D32@120	D32@250	D32@240	
W2	4-D32		4-D32		

位置	上端筋		下端筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
S1	D32@100 + D32@200		D32@200		
S2					

図 5.1 評価箇所配筋諸元



表 5.1(1) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判 定
W1	$\epsilon$	Ss 地震時	460	3000	可
	$\epsilon_{F+}$		-350	-5000	可
	$\epsilon_{F-}$		1230	5000	可

表-5.1(2) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判 定
S1	$\epsilon$	Ss 地震時	560	3000	可
	$\epsilon_{F+}$		210	5000	可
	$\epsilon_{F-}$		490	5000	可

表-5.2(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
W2	Ss 地震時	2040	3770	可

表 5.2(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
S2	Ss 地震時	800	1150	可

4号機原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析について

福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋の3次元 FEM 解析による局部評価にあたっては、基準地震動 Ss による鉛直方向の動的解析結果を入力として用いている。ここでは、鉛直方向の地震応答解析結果を示す。

解析モデル作成にあたって、「添付資料-3：4号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）」において評価した範囲と同様の範囲を損傷範囲として取り扱うこととし、崩れた部分の重量については、下階の床で支持されると仮定する。

鉛直方向の建屋解析モデルを図-1に、諸元を表-1に示す。

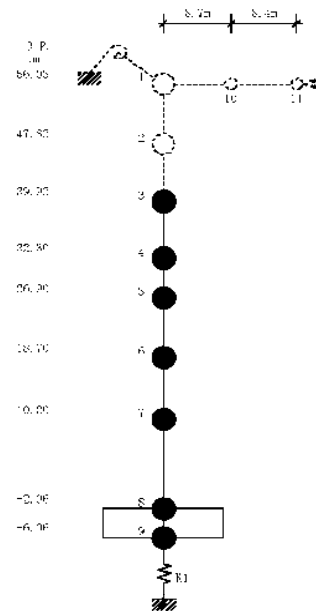


図-1 建屋解析モデル（鉛直方向）

付 4-1.1

表-1 壁厚解析モデルの諸元（鉛直方向）

基礎				冠壁			
質点番号	質点重量 W (kN)	柱断面面積 A <sub>0</sub> (m <sup>2</sup> )	柱はり剛性 E <sub>0</sub> (10 <sup>9</sup> kN/m)	質点番号	質点重量 W (kN)	柱断面面積 A <sub>0</sub> (10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup> )	断面2次モーメント I (m <sup>4</sup> )
1				1			
2		-	-	10		-	-
3	114,860			11	-		
4	88,770	222.6	7.41				
5	117,930	238.1	10.55				
6	121,930	330.4	11.50				
7	267,300	336.6	10.36				
8	287,950	654.7	13.72				
9	122,360	1,612.6	136.71				
合計	1,069,320						

①:基礎・1階下部  
ヤング係数 $E_0$  2.37  $\times 10^7$  (kN/cm<sup>2</sup>)  
ポアソン比 $\nu$  0.07  
減衰 $\delta$  54

②:2階上部  
ヤング係数 $E_0$  2.03  $\times 10^7$  (kN/cm<sup>2</sup>)  
ポアソン比 $\nu$  0.09  
減衰 $\delta$  24

基礎形状 49.0x105方向 57.1x105方向

地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度および最大応答軸力を図 2 および図-3 に示す。

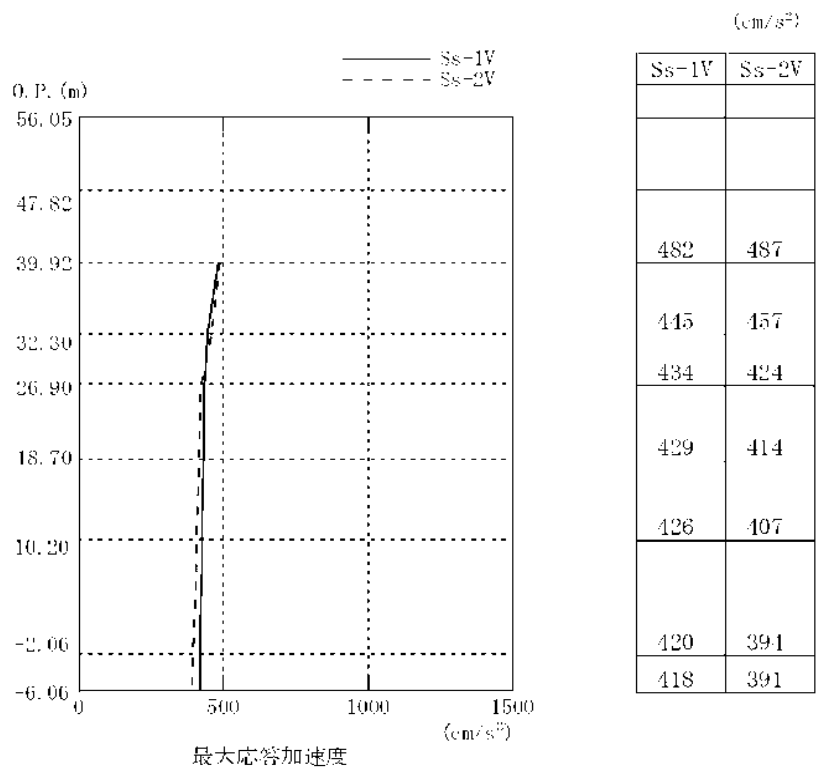


図 2 最大応答加速度 (鉛直方向)

付 4-1.3

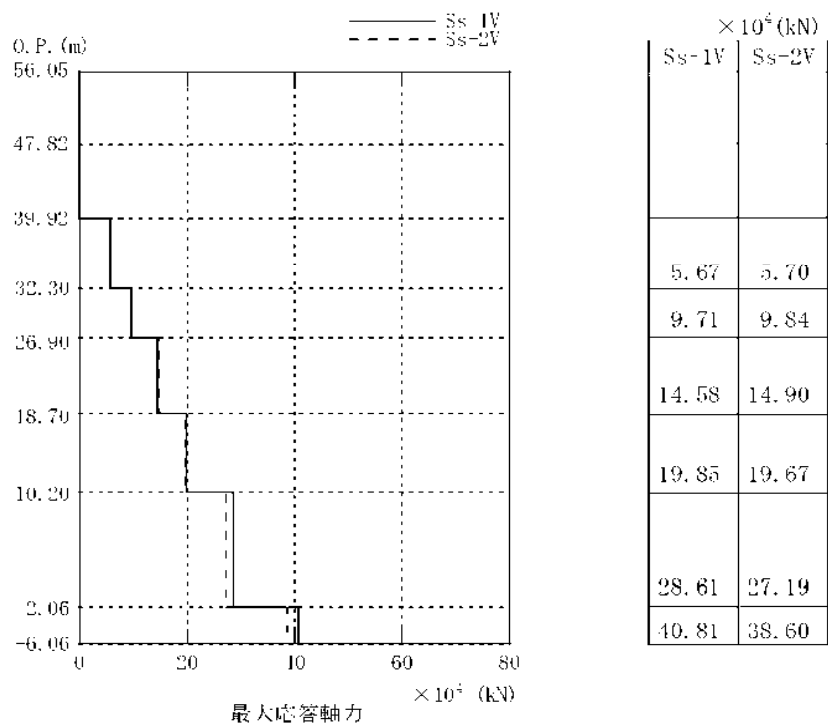


図-3 最大応答軸力（鉛直方向）

付 4-1.4

温度荷重に関するパラメトリックスタディについて

1. 解析概要

添付資料－4では、荷重組合せとして基準地震動 Ss と温度荷重（プール水の温度条件（90℃程度））を組み合わせて耐震安全性の評価を実施した。本検討では、温度荷重を考慮しない場合の基準地震動 Ss に対する検討を行い、温度荷重を考慮しない場合における耐震安全性の評価への影響を検討する。

2. 解析方法

添付資料－4の荷重の組合せ（以下、基本ケースとする）をもとに、温度荷重を除外した表－1の荷重の組合せを対象とする。なお、荷重の組合せ以外の条件は、解析モデルを含め基本ケースと同一である。

表 1 荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
Ss 地震時	DL+H+K+KH

ここに、DL       ：死荷重  
          H       ：静水圧  
          K       ：Ss 地震荷重  
          KH      ：Ss 地震時動水圧

3. 評価結果

使用済燃料プール壁部及びプール床部のコンクリートおよび鉄筋のひびきみで基本ケースにて評価した同一箇所（要素）の結果を表 2 に、面外せん断応力で基本ケースにて評価した同一箇所（要素）の結果を表 3 に示す。なお、参考として、表 2 及び表 3 には、比較のためプール部の温度の条件を考慮した基本ケースの検討結果を併記する。

評価結果より、温度荷重を考慮しない場合においても、使用済燃料プールの発生応力およびひびきみは評価基準値以内であり、耐震安全性は確保されていると推定される。

表 2(1) 軸力と曲げ応力による  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ(・10 <sup>-3</sup> )		評価基準値 (・10 <sup>-3</sup> )	判 定
			本検討 (温度なし)	参考 基本ケース		
W1	ε <sub>cs</sub>	Ss 地震時	-110	-480	-3000	可
	ε <sub>fs</sub>		-110	-350	-5000	可
	ε <sub>ts</sub>		420	1230	5000	可

表 2(2) 軸力と曲げ応力による  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ(・10 <sup>-3</sup> )		評価基準値 (・10 <sup>-3</sup> )	判 定
			本検討 (温度なし)	参考 基本ケース		
S1	ε <sub>cs</sub>	Ss 地震時	-130	-580	-3000	可
	ε <sub>fs</sub>		-40	-210	-5000	可
	ε <sub>ts</sub>		140	490	5000	可

表 3(1) 面外せん断応力の検討結果（壁部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)		判 定
		本検討 (温度なし)	参考 基本ケース	
W2	Ss 地震時	1020 (3430)	2040 (3770)	可

( ) 数値は評価基準値

表 3(2) 面外せん断応力の検討結果（床部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)		判 定
		本検討 (温度なし)	参考 基本ケース	
S2	Ss 地震時	870 (2480)	800 (1150)	可

( ) 数値は評価基準値

付 4-2.2

## 使用済燃料プールの耐震安全性評価に係るハザードリックスタディ-

## 1. 検討方針

基本ケースでは想定していない以下に示す損傷シナリオ（以下に示す3 ケース）を考慮したハザード解析を実施し、使用済燃料プールの耐震安全性評価に与える影響程度を把握する。

## 【基本ケースで想定していない損傷シナリオ】

## ① 爆発による影響

爆発により屋根および3階以上の外壁の大半が崩壊し、厚壁で構成されたプールの周辺部の半壊壁や床の剛性が低下している可能性がある。

## ② 大災による影響

大災により西面のプール壁及び周辺部が損傷し、それらの剛性が低下している可能性がある。

## ③ プール水温の高温化による影響

使用済み燃料の発熱によりプール水温が上昇し、長時間高温環境下におかれることによりプール壁・床内側のコンクリートが損傷し、剛性が低下している可能性がある。



## 2. 検討条件

### 2. 1 爆発による影響検討のための検討条件

爆発により屋根及び3階以上の外壁の大半が崩壊し、厚壁で構成されたプールの周辺部の半壊壁や床の剛性が低下している可能性がある。従って、図-1 に示すように、4～5階の一般床及び3～4階の半壊程度の外壁の損傷程度が使用済燃料プールの耐震安全性評価に及ぼす影響について検討する。

#### ① 一般床剛性（4～5階）

4階及び5階の床剛性を50%に低下させる。

#### ② 外壁剛性（3～4階）

半壊程度の外壁（なお、基本ケースでは全壊扱いとしている）をモデル化し、当該壁の剛性を50%に低下させる。

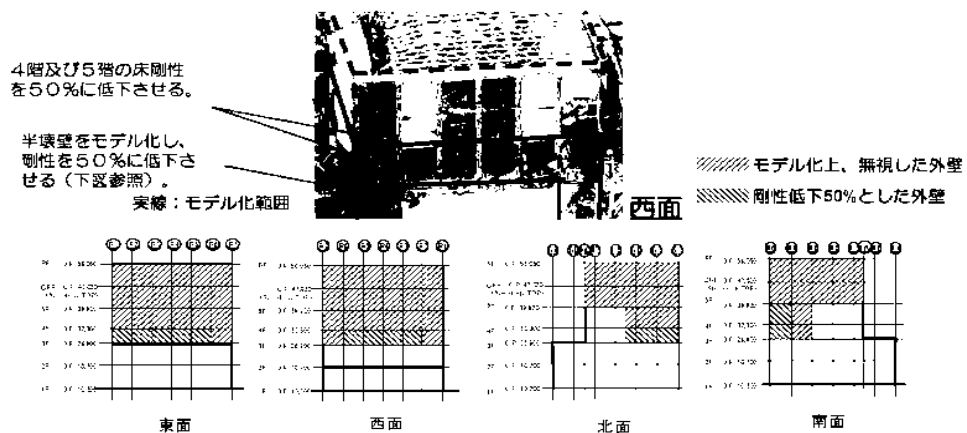


図 1 爆発による影響検討の対象とする床及び外壁

## 2. 2 火災による影響検討のための検討条件

火災により西面のプール壁及び周辺部が損傷し、それらの剛性が低下している可能性がある。従って、4階西側のMGセット室を火災発生箇所とし、図-2 に示す火災による影響範囲を西側エリアの4階床、5階床およびプール壁の全面が火災によって剛性低下すると仮定する。ここで、当該床及び壁のコンクリート表面が火災により損傷を受けたと仮定し、80%程度に剛性低下した場合を想定して、使用済燃料プールの耐震安全性評価に及ぼす影響の程度を検討する。

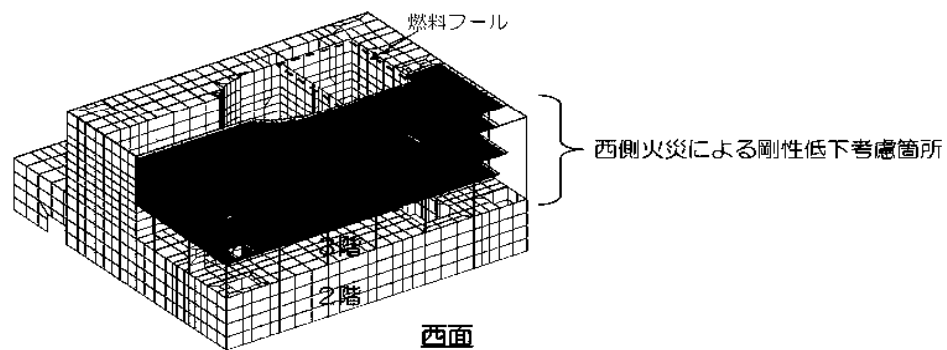


図-2 火災による影響検討の対象とする床及び外壁

## 2. 3 プール水温の高温化による影響検討のための検討条件

使用済み燃料の発熱によりプール水温が上昇し、長時間高温環境下におかれることによりプール壁・床内側のコンクリートが損傷し、剛性が低下している可能性がある。従って、温度条件として、プール水温が100℃まで上昇し、なおかつ外気温も冬場0℃と想定した場合について検討し、使用済み燃料プールの耐震安全性評価に及ぼす影響の程度を検討する。

付 4-3.4

## 2. 4 検討ケース

2. 1から2. 4までの3ケースの検討条件を纏めた検討ケースの一覧を、基本ケースも併せて、表1に示す。検討ケースは、基本ケースと同じ荷重組み合わせ（16ケース）を考慮し、使用済燃料プールの耐震安全性評価に与える影響を検討する。

表-1 検討ケース一覧

ケース		影響検討のための項目			
		外壁の 剛性低下 (3～4階)	一階床の 剛性低下 (4～5階)	プール壁の 剛性低下	プール水 温度
	基本	全壊及び半壊 ともに無視	無視	無視	10～90℃
1	爆発による影 響	半壊部分は 50%に剛性低下	50%に剛性低下	*	*
2	火災による影 響	*	西側部分は 80%に剛性低下	西側部分は 80%に剛性低下	*
3	プール水温に よる影響	*	*	*	0～100℃

注) \*: 基本ケースと同じ条件とする。

### 3. 検討結果

基本ケース及び検討ケースに対して、評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率を比較した結果を表 2 に示す。従って、基本ケースでは想定していない爆発、火災及びプール水温の高温化による損傷シナリオを考慮しても、使用済燃料プールの耐震安全性評価には影響を与えないことが確認された。

なお、参考までに、検討ケース 1 ～ 3 に対する使用済燃料プールの耐震安全性評価結果の詳細を表 3 ～ 表 8 に示す。

表-2 評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率の比較

	評価項目	基本ケース	【ケース1】 爆発による影響	【ケース2】 火災による影響	【ケース3】 プール水温の高温化による影響
プール床	鉄筋ひずみ	0.10	0.10	0.10	0.14
	コンクリートひずみ	0.20	0.20	0.20	0.24
	面外せん断力	0.70	0.69	0.70	0.76
プール壁	鉄筋ひずみ	0.25	0.25	0.24	0.30
	コンクリートひずみ	0.16	0.16	0.17	0.19
	面外せん断力	0.55	0.55	0.52	0.61

注) 表中の値は、1未満であれば評価基準値を下回ることを示している。

【ケース 1 爆発による影響】

表 3(1) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判 定
W1	圧縮	Ss 地震時	-170	-3000	可
	引張		340	5000	可
	せん断		1240	5000	可

表 3(2) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判 定
S1	圧縮	Ss 地震時	-580	-3000	可
	引張		-210	-5000	可
	せん断		460	5000	可

表 4(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
W2	Ss 地震時	2050	3770	可

表 4(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
S2	Ss 地震時	790	1150	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

付 4-3.7

【ケース2 火災による影響】

表 5(1) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判 定
W1	圧縮	Ss 地震時	-510	-3000	可
	引張		360	5000	可
	せん断		1170	5000	可

表 5(2) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判 定
S1	圧縮	Ss 地震時	-360	-3000	可
	引張		-210	-5000	可
	せん断		460	5000	可

表-6(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
W2	Ss 地震時	1940	3770	可

表 6(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
S2	Ss 地震時	760	1090	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【ケース3 プール水温の高温化による影響】

表 7(1) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判 定
W1	圧縮	Ss 地震時	-570	-3000	可
	引張		460	5000	可
	せん断		1180	5000	可

表 7(2) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判 定
S1	圧縮	Ss 地震時	-700	-3000	可
	引張		-230	-5000	可
	せん断		660	5000	可

表-8(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
W2	Ss 地震時	2280	3770	可

表 8(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
S2	Ss 地震時	860	1110	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。



## 補強工事の効果について

## 1. 解析評価方針

使用済燃料プールの床の裕度向上を目的に、使用済燃料プールの床下に鋼製支柱等を取り付ける予定である。ここでは、図1に示す鋼製支柱等を模擬した要素を追加した応力解析モデルを用いて、同様の耐震安全性評価を行う。評価結果を取り付け前と比較することで裕度向上効果を把握する。

なお、鋼製支柱は東西方向に32本配置し上部からの荷重を支える。さらに、その機能を確実なものとするために、コンクリート壁を設置し、コンクリート壁と使用済燃料プール底部との間はグラウトを充填することとしている。

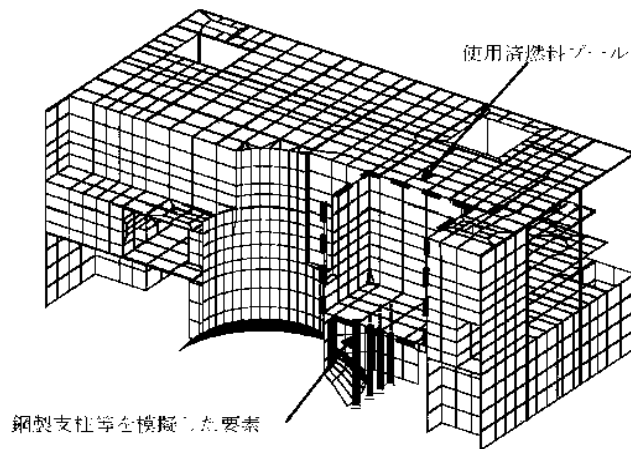


図1 応力解析モデル

付 4-4.1

## 2. 裕度向上効果

使用済燃料プール床について、発生応力およびひずみの評価基準値に対する比が最も大きい箇所を抽出し、鋼製支柱等を模擬した要素の取り付け前後で比較した結果を表1と表2に示す。いずれも鋼製支柱等の取付け後に最大値が低減しており、鋼製支柱等による裕度向上効果が期待できることが確認できた。

表1 発生ひずみの評価基準値に対する比の最大値  
(鋼製支柱等を模擬した要素の取り付け前後の比較)

箇所	検討 ひずみ	荷重時 名称	発生ひずみ 評価基準値	
			鋼製支柱 取付け前 (最大値)	鋼製支柱 取付け後 (最大値)
使用済 燃料 プール床 S1	コンクリート ひずみ	Ss 地震時	0.20	0.10
	鉄 筋 ひずみ		0.10	0.07

表2 面外せん断力の評価基準値に対する比の最大値  
(鋼製支柱等を模擬した要素の取り付け前後の比較)

箇所	検討 応力	荷重時 名称	発生せん断力 評価基準値	
			鋼製支柱 取付け前 (最大値)	鋼製支柱 取付け後 (最大値)
使用済 燃料 プール床 S2	面外せん断力 Q	Ss 地震時	0.70	0.56

付 4-4.2

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の  
耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書  
(その1)(追補版)(改訂2)

平成24年12月

東京電力株式会社

## 目 次

1. はじめに
2. 使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況
3. 原子炉建屋躯体の損傷状況
4. 原子炉建屋の耐震安全性評価結果（質点系モデルによる解析）
5. 使用済燃料プールの耐震安全性評価結果（3次元 FEM 解析）
6. まとめ

添付資料 1：使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況に関する詳細

添付資料 2：原子炉建屋躯体の損傷状況に関する詳細

添付資料 3：原子炉建屋の耐震安全性評価結果に関する詳細（質点系モデルによる解析）

添付資料 4：使用済燃料プールの耐震安全性評価結果に関する詳細（3次元 FEM 解析）

**福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性  
および補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追補版）（改訂２）**

1. はじめに

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋において、燃料取り出し用カバーの設計および瓦礫撤去の進捗に伴い、使用済燃料の取り出し時における建屋の状況および躯体の詳細な損傷状況が明らかになってきた。これを受け、本報告書では、平成 23 年 5 月 28 日に報告した「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（東京電力株式会社）（以下、平成 23 年報告書という）の追補版として、使用済燃料の取り出し時を想定した４号機原子炉建屋および使用済燃料プールの耐震安全性評価結果を報告する。

2. 使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況

今後の使用済燃料の取り出し時の原子炉建屋の状況を想定し、平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点を整理した。使用済燃料の取り出し時においては、オペレーティングフロア上部の瓦礫および機器が撤去されるとともに、使用済燃料プール底部の支持構造物や燃料取扱機支持用架構の設置、ヤード整備等が実施されている。今回の評価では、これらの変更点を反映した耐震安全性評価を行う。

（添付資料－１）

3. 原子炉建屋躯体の損傷状況

「福島原子力事故調査報告書」（平成 24 年 6 月、東京電力株式会社）において示された原子炉建屋内における水素爆発原因の調査結果を踏まえ、耐震安全性に関わる壁および床を対象とした目視調査を実施し、原子炉建屋躯体の詳細な損傷状況を調査した。損傷の程度をスパンごとに３段階（損傷なし、一部損傷、全壊）に分類し、整理を行った。今回の評価では、このような損傷状況の調査結果を反映した耐震安全性評価を行う。

（添付資料－２）

4. 原子炉建屋の耐震安全性評価結果（質点系モデルによる解析）

平成 23 年報告書で用いた質点系モデルを基に、2. を踏まえて各階の質点質量を増減するとともに、3. において損傷が確認された箇所および「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」

（平成 24 年 6 月、東京電力株式会社）（以下、平成 24 年 6 月報告書という）において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、時刻歴応答解析を実施した。解析の結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは平成 23 年報告書のモデルの場合とほぼ同様の結果となり、大きな差異は生じなかった。また、耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも  $0.16 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値である  $4.0 \times 10^{-3}$  を大きく下回った。これらの結果から、使用済燃料の取り出し時を想定した状況においても、原子炉建屋は十分な耐震安全性を有しているものと評価している。

（添付資料－3）

#### 5. 使用済燃料プールの耐震安全性評価結果（3次元 FEM 解析）

平成 23 年報告書で用いた 3 次元 FEM モデルを基に、2. を踏まえて重量の変化および使用済燃料プール底部の支持構造物等を反映するとともに、3. において損傷が確認された箇所および平成 24 年 6 月報告書において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、応力解析を実施した。解析の結果、使用済燃料プールにおける鉄筋のひずみは最大でも  $1180 \times 10^{-6}$ 、面外せん断力は最も余裕の少ない部位でも  $1120 \text{ (N/mm)}$  であり、評価基準値である  $5000 \times 10^{-6}$  および  $1860 \text{ (N/mm)}$  に対して十分余裕があることから、使用済燃料の取り出し時を想定した状況においても、使用済燃料プールは十分な耐震安全性を有しているものと評価している。

（添付資料－4）

#### 6. まとめ

本報告書では、使用済燃料の取り出し時を想定した 4 号機原子炉建屋および使用済燃料プールの耐震安全性評価を目的として、平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点の整理および建屋躯体の詳細な損傷状況の調査を行い、原子炉建屋の質点系モデルによる解析および使用済燃料プールの 3 次元 FEM 解析を実施した。結果として、原子炉建屋および使用済燃料プールは十分な耐震安全性を有していることを確認した。

## 添付資料－１

### 使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況に関する詳細

#### 1. はじめに

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋においては、瓦葺の撤去や使用済燃料プール底部の支持構造物の設置などが実施され、平成 23 年 5 月 28 日に報告した「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（東京電力株式会社）（以下、平成 23 年報告書という）において耐震安全性を評価した状況から、各部分の荷重状況等が変化している。加えて、今後の使用済燃料の取り出し時においては、燃料取扱機支持用架構等が新たに原子炉建屋上に設置される予定である。ここでは、使用済燃料の取り出し時の原子炉建屋における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点を整理し、耐震安全性評価に反映するものとする。

添付 1-1

2. 使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況の変更点

表 1.2.1 に使用済燃料の取り出し時における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点を、図 1.2.1 に変更点の実施スケジュールを示す。また、次項以降に各変更点に関する詳細を示す。

表-1.2.1 使用済燃料の取り出し時における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点

No	変更点	実施内容
1	オペフロ <sup>※1</sup> 上部の 設備撤去	R 結および CR 結から脱落した設備を撤去
2	オペフロ <sup>※1</sup> からの 機器撤去	オペフロ <sup>※1</sup> 上から機器を撤去
3	燃料取扱機支持用 架構の設置	燃料取扱機支持用架構を設置
4	雨水浸入対策のため の構造物の設置	燃料取り出し用カバーで覆われない範囲に雨水浸入対策のための構造物を設置
5	使用済燃料プール 底部の支持構造物の 設置	使用済燃料プール底部の支持構造物（鋼製支柱、コンクリート）を設置
6	ヤード整備の実施	ヤード整備のため、西側トランプ上 1.1m 程度の覆土を掘削
7	地下滞留水の考慮	BL 結から MB1 結までに滞留した水の存在を考慮 （平成 23 年報告書の時点では、水位が把握されておらず、評価上考慮されてない）
8	使用済燃料プールの 循環冷却の開始	使用済燃料プールの循環冷却の開始により水温が低下（管理温度 65℃）

※1：オペレーティングフロアを示す。以下、オペフロという。

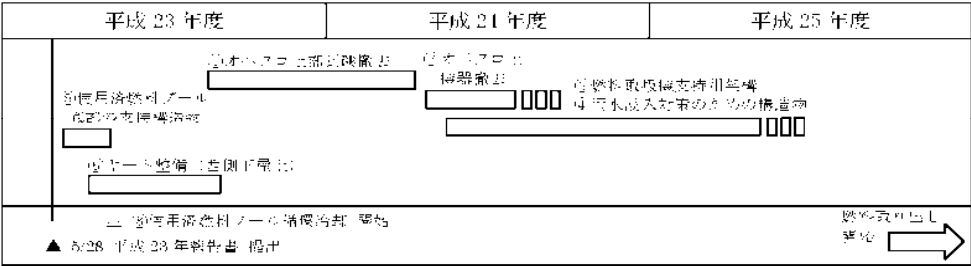


図-1.2.1 変更点の実施スケジュール

添付 1-2



### 3. オペフロ上部瓦礫および機器撤去

図 1.3.1 にオペフロ上部の瓦礫撤去の進捗状況を、図 1.3.2 にオペフロ上からの機器撤去の進捗状況を示す。平成 23 年報告書の段階では、オペフロ上部の瓦礫および機器の重量を考慮していたが、瓦礫については、平成 23 年 11 月下旬に着手した撤去作業が平成 24 年 7 月上旬に完了しており、機器についても、大型機器（原子炉格納容器の蓋、原子炉圧力容器の蓋）等の撤去が平成 24 年 7 月下旬より開始され、平成 24 年 10 月に完了予定である。このため、使用済燃料の取り出し時を想定した評価では、これらの瓦礫および機器の撤去による重量減を考慮する。

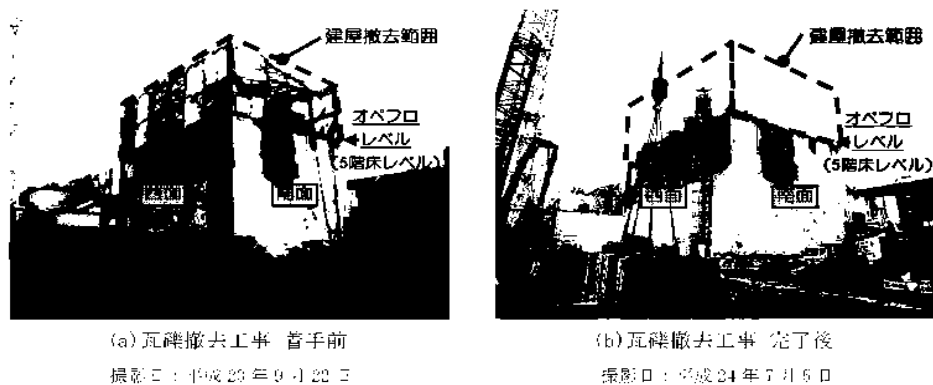


図 1.3.1 オペフロ上部の瓦礫撤去の進捗状況（南西面）

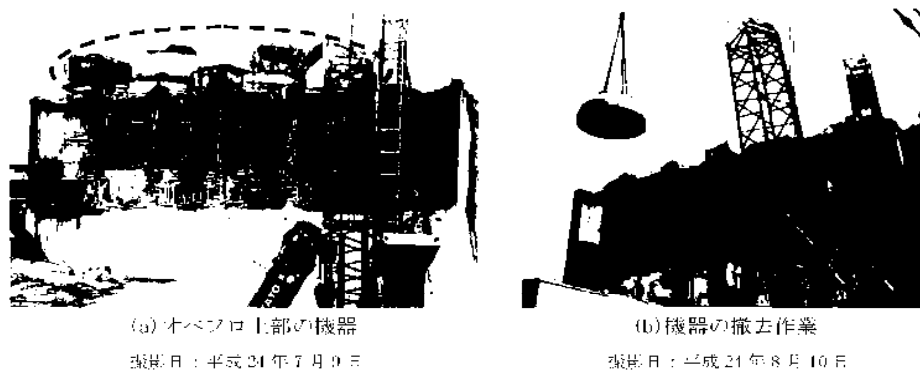


図 1.3.2 オペフロ上からの機器撤去の進捗状況（西面）

添付 1-3

#### 4. 燃料取扱機支持用架構の設置

図 1.4.1 に燃料取扱機支持用架構の南北断面図を、図 1.4.2 に梁伏図を示す。使用済燃料の取り出し時には、原子炉建屋上に使用済燃料プールを覆う形で燃料取り出し用カバーが設置される。燃料取り出し用カバーはクレーン支持用架構と燃料取扱機支持用架構を有しており、このうち燃料取扱機支持用架構の荷重は、原子炉建屋シェル壁上端および1階から2階の南側外壁によって支持される構造となっているので、この重量増を考慮する。

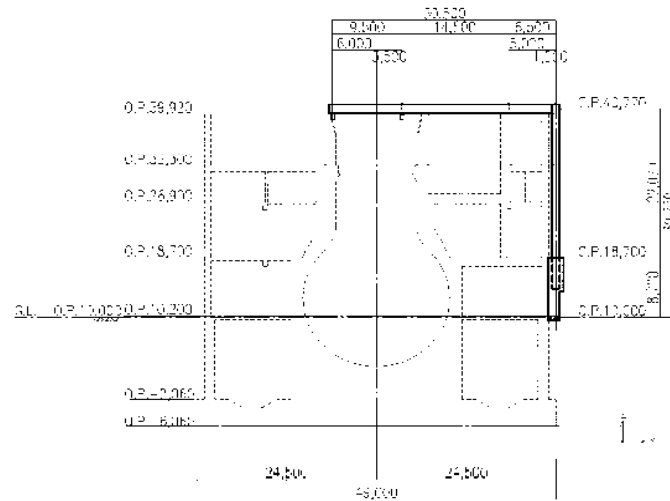


図-1.4.1 燃料取扱機支持用架構 南北断面図

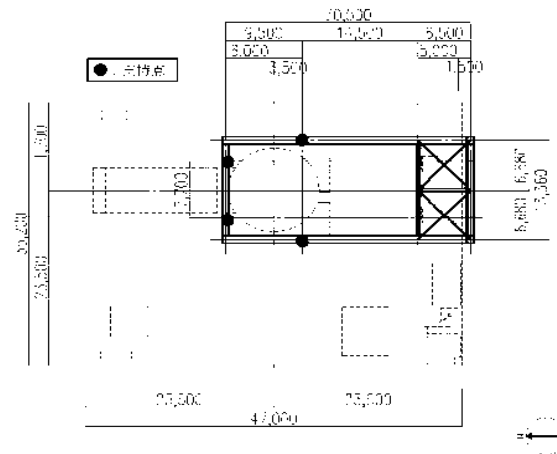


図 1.4.2 燃料取扱機支持用架構 梁伏図 (0.P.41.420)  
添付 1-1

#### 5. 雨水浸入対策のための構造物の設置

図-1.5.1 に雨水浸入対策のための構造物のイメージを示す。使用済燃料の取り出し時には、原子炉建屋上の燃料取り出し用カバーで覆われない範囲に、雨水浸入対策のための構造物が設置される予定であり、この重量増を考慮する。

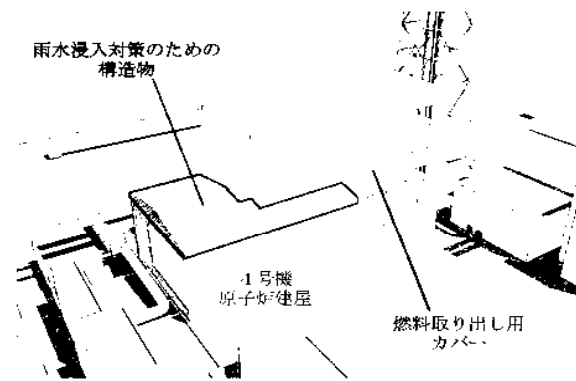


図-1.5.1 雨水浸入対策のための構造物のイメージ

#### 6. 使用済燃料プール底部の支持構造物の設置

図-1.6.1 に使用済燃料プール底部の支持構造物のイメージを示す。使用済燃料プールの安全余裕度向上のため、平成23年7月30日にプール底部に支持構造物を設置した。支持構造物は、鋼製支柱の周囲をコンクリートで固めた構造となっており、使用済燃料プールの負担荷重を低減する効果がある。これに伴い、重量増および支持構造の効果を検討する。

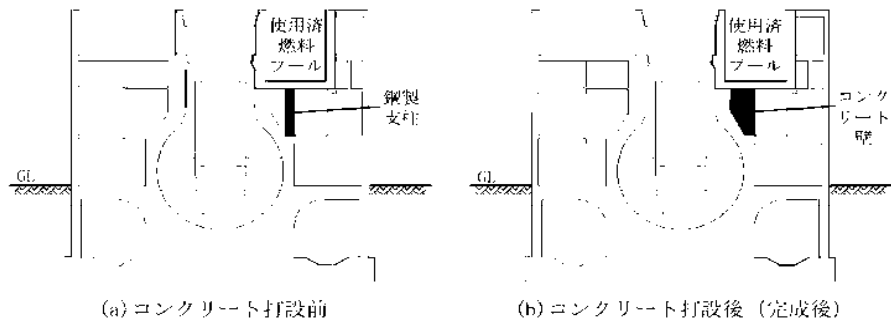


図-1.6.1 使用済燃料プール底部の支持構造物のイメージ（南北断面図）

添付 1-5

## 7. ヤード整備の実施

図-1.7.1にヤード整備のイメージを示す。使用済燃料の取り出し時には、ヤード整備のため、西側下屋上に1m程度の覆土を実施しているため、この重量増を考慮する。

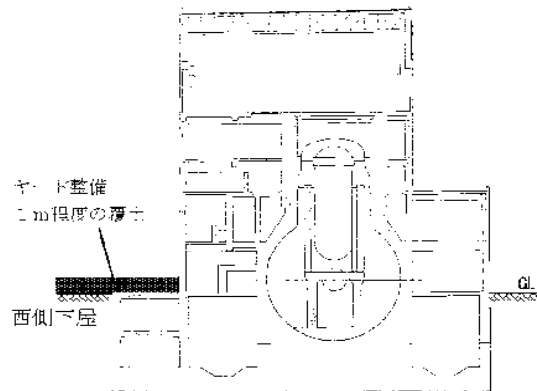


図 1.7.1 ヤード整備のイメージ（東西断面図）

## 8. 地下滞留水の考慮

図-1.8.1に地下滞留水のイメージを示す。原子炉建屋のB1階からMB1階には、地下滞留水が存在しており、0.F.3.3mを制限値として水位が管理されている。平成23年報告書の時点では、滞留水の水位が把握できておらず、評価上考慮されていなかったため、今回新たに考慮する。

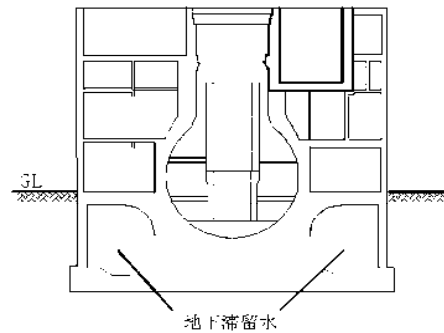


図-1.8.1 地下滞留水のイメージ（南北断面図）

添付 1-6

## 添付資料－2

### 原子炉建屋躯体の損傷状況に関する詳細

#### 1. はじめに

福島第一原子力発電所第4号機原子炉建屋で発生した水素爆発については、「福島原子力事故調査報告書」（平成24年6月、東京電力株式会社）（以下、事故調査報告書という）において、原因に関する調査および確認結果が示されており、その原因は、3号機の水素ガスを含有ベント流が回り込み、4号機の原子炉建屋2階から非常用ガス処理系配管・ダクトを経由して建屋の各所に流れ込んだことによると推定されている。ここでは、これらの調査結果を踏まえ、耐震安全性に関わる壁および床を対象として実施した目視調査に基づき、原子炉建屋躯体の詳細な損傷状況の整理を行う。

#### 2. 事故調査報告書の概要

事故調査報告書に示されている4号機原子炉建屋内の損傷状況に関する調査結果を図-2.2.1～図-2.2.3に示す。

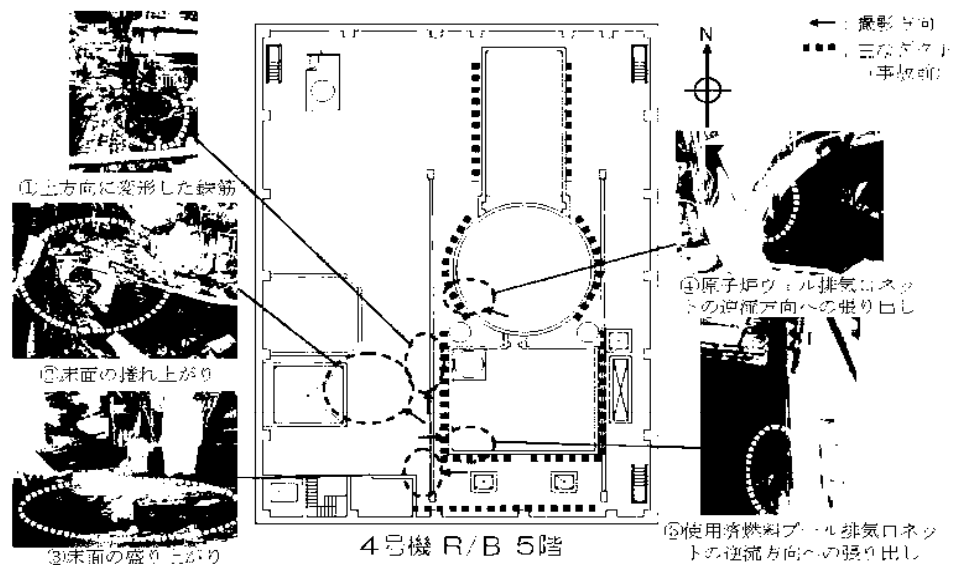


図-2.2.1 建屋内の損傷状況に関する調査結果（5階）

添付 2-1

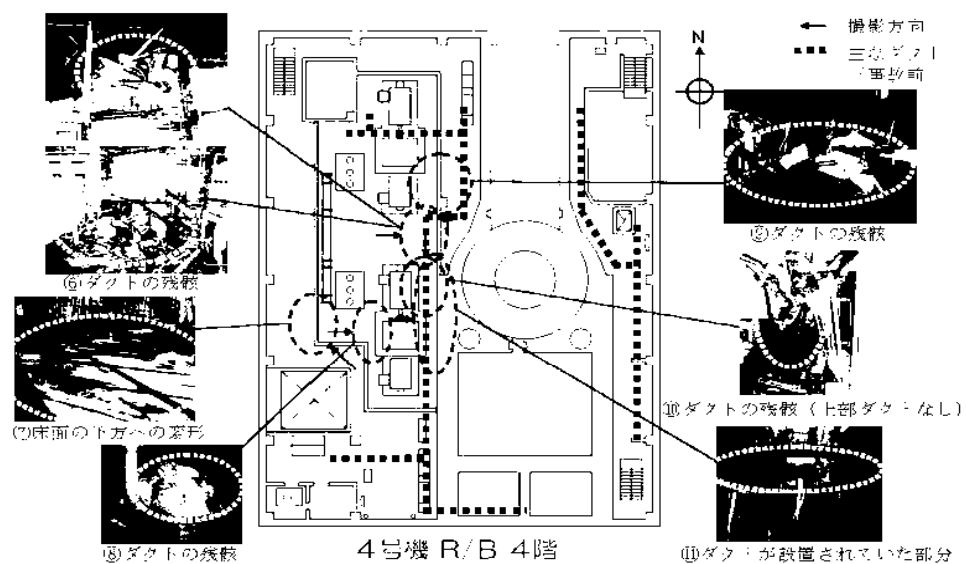


図 2.2.2 建屋内の損傷状況に関する調査結果 (4 階)

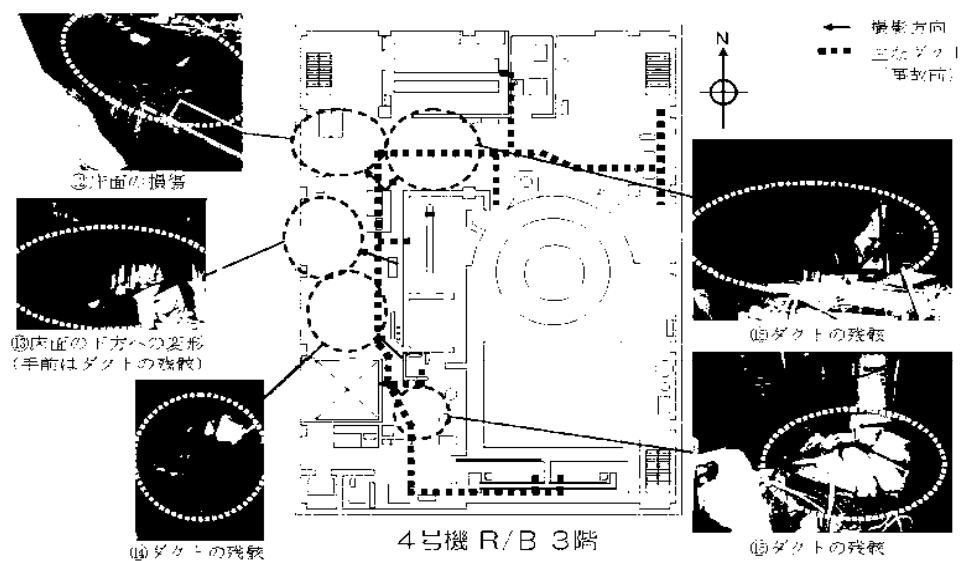


図 2.2.3 建屋内の損傷状況に関する調査結果 (3 階)

添付 2-2

### 3. 原子炉建屋躯体の損傷状況の整理

事故調査報告書の調査結果を踏まえ、耐震安全性に関わる壁および床を対象として実施した目視調査に基づき、原子炉建屋躯体の詳細な損傷状況の整理を行った。スヘンごとに損傷の程度を3段階（損傷なし、一部損傷、全壊）に分類した。図 2.3.1～図 2.3.8 に原子炉建屋各階における損傷状況を示す。「福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成 24 年 6 月、東京電力株式会社）（以下、平成 24 年 6 月報告書という）で外壁の一部膨らみが確認された箇所については、一部損傷に分類した。

なお、損傷箇所のうち、部材の耐久性あるいは人的安全性の観点から、補修が望まれる部位については、今後、可能な範囲で補修を実施する予定である。

添付 2-3

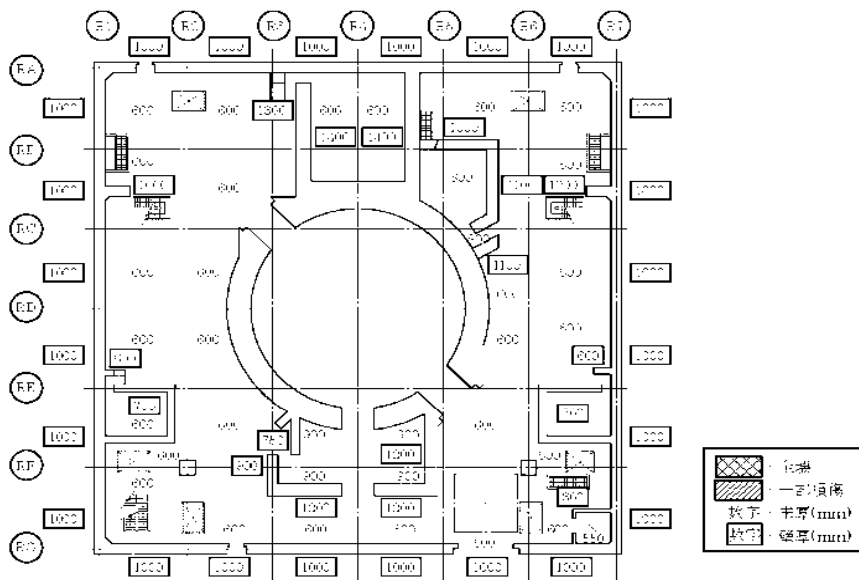


図 2.3.1 損傷状況（1階：損傷なし）

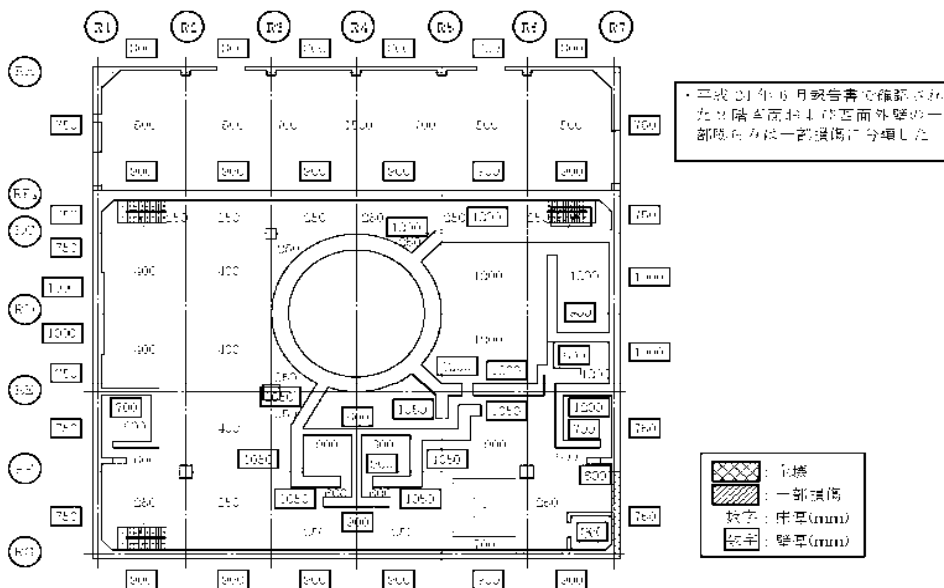


図 2.3.2 損傷状況（2階）

添付 2-4



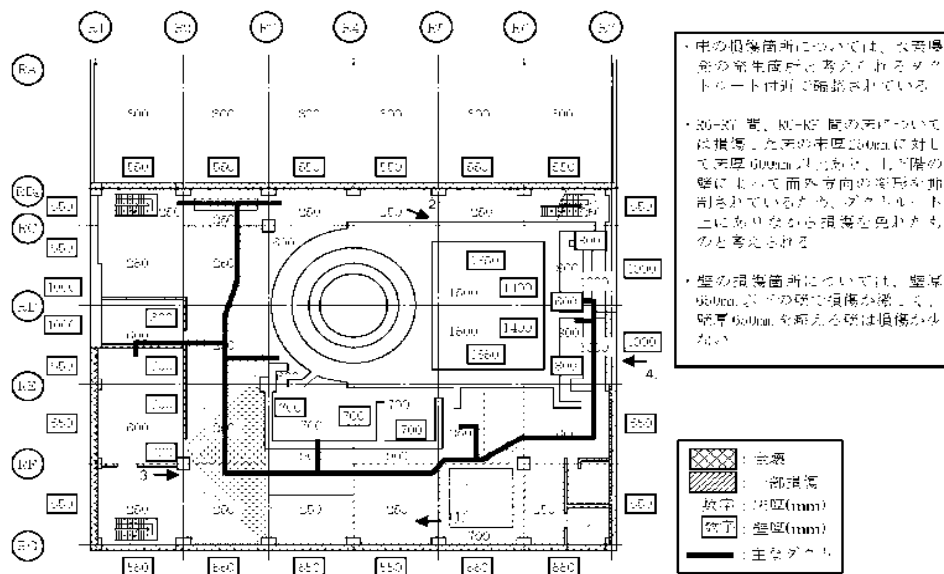


図-2.3.3 損傷状況（3階）



①床変形



②プール壁異常なし



③床崩壊



④外壁一部剥落

図-2.3.4 損傷状況写真（3階）

添付 2-5

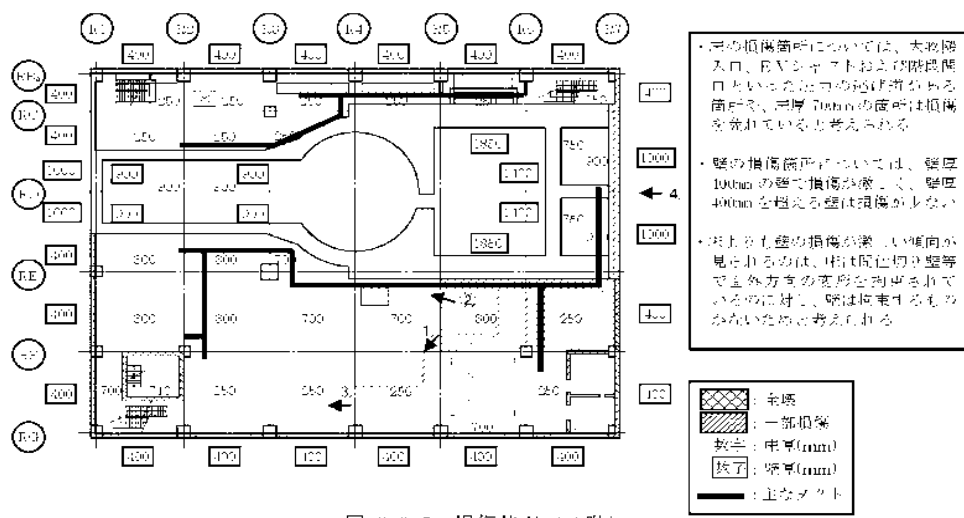


図-2.3.5 損傷状況（4階）

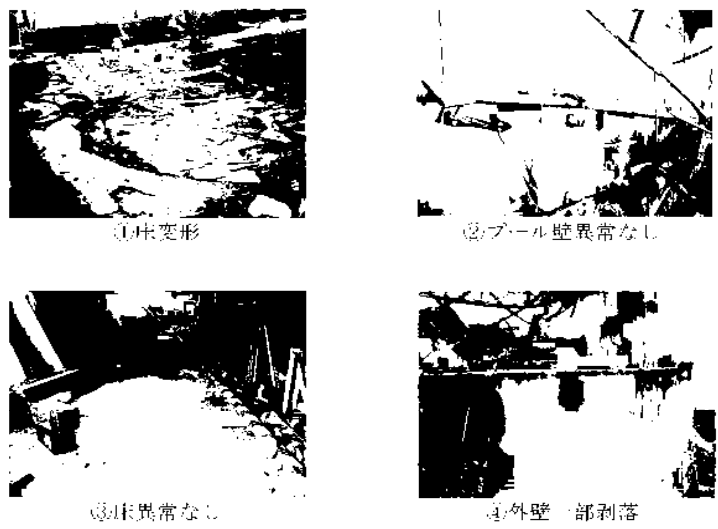


図-2.3.6 損傷状況写真（4階）

添付 2-3

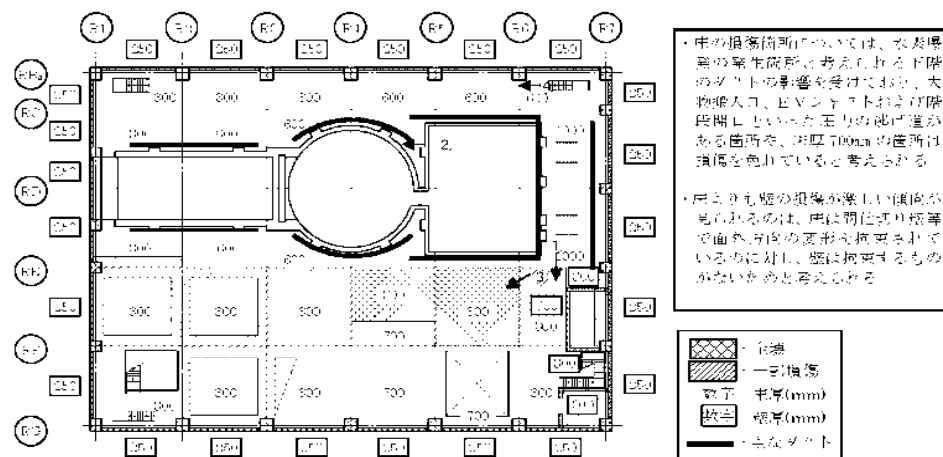


図-2.3.7 損傷状況（5階）



(1)床変形



(2)シェル壁異常なし



(3)床崩壊



(4)床異常なし

図-2.3.8 損傷状況写真（5階）

添付 2-7

### 添付資料－3

#### 原子炉建屋の耐震安全性評価結果に関する詳細（質点系モデルによる解析）

##### 1. 解析評価方針

本検討では、添付資料－1で整理した使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況を踏まえて質点重量を設定するとともに、添付資料－2において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および「福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成24年6月、東京電力株式会社）（以下、平成24年6月報告書という）で外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視した地震応答解析モデルを作成し、原子炉建屋の基準地震動における耐震安全性を時刻歴応答解析によって評価する。

なお、入力地震動は基準地震動  $Ss-1$  及び  $Ss-2$  とし、基準地震動  $Ss-3$  については、過去の計算例より明らかに応答が小さいことから、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その1）」（平成23年5月、東京電力株式会社）（以下、平成23年報告書という）と同様に省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

原子炉建屋の耐震安全性評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみを対象とした。図-3.1.1に耐震安全性評価フローを示す。

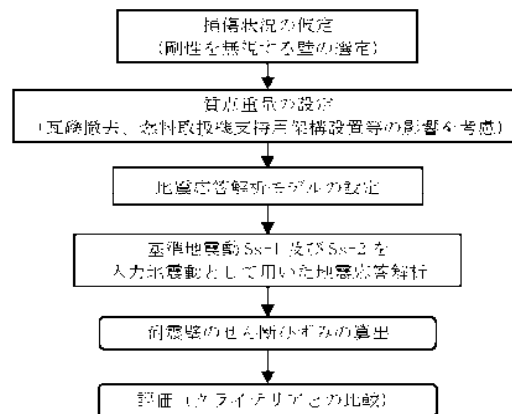


図-3.1.1 原子炉建屋の耐震安全性評価フロー

添付 3-1

## 2. 損傷状況の仮定

損傷状況の仮定にあたっては、平成23年報告書で作成した地震応答解析モデルを基に、添付資料 2 において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成24年6月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視し、新たな地震応答解析モデルを構築する。図-3.2.1 に剛性を無視する外壁を示す。

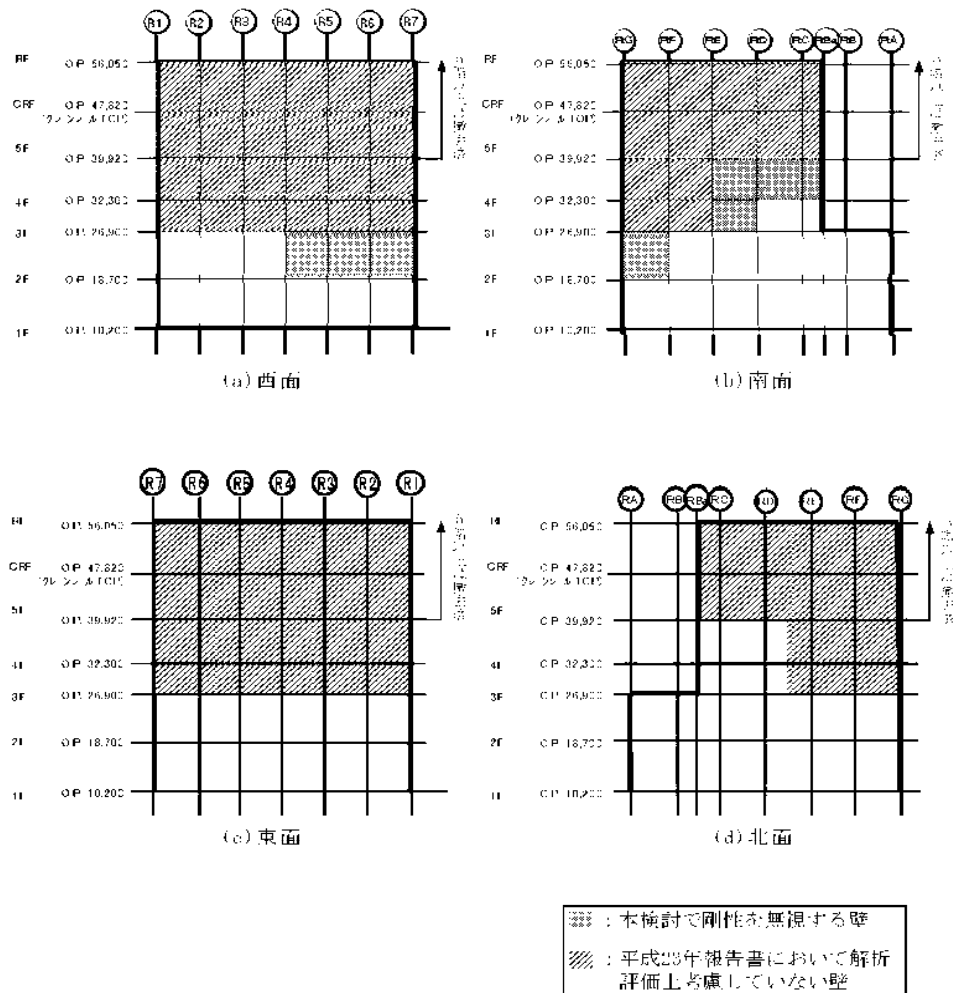


図 3.2.1 剛性を無視する外壁

添付 3-2

### 3. 質点重量の設定

質点重量の設定にあたっては、平成 23 年報告書のモデルにおける質点重量を基準として、添付資料 1 で整理した使用済燃料の取り出し時における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点などを反映し、重量の増減を行った。表 3.3.1 に質点重量の設定根拠を、表 3.3.2 に平成 23 年報告書のモデルからの重量増減と本検討モデルの質点重量の算定結果を示す。

表 3.3.1 質点重量の設定根拠

No.	検証項目	検証方法
1	オヘフロリ上部の瓦礫撤去	R 階および CR 階から垂落した瓦礫の撤去による重量減を評価
2	オヘフロリからの機器撤去	オヘフロリ上からの機器撤去による重量減 <sup>※1</sup> 評価
3	燃料取扱機支持用架構の設置	燃料取扱機支持用架構および架構内への装置の設置による重量増を評価
4	雨水浸入対策のための構造物の設置	雨水浸入対策のための構造物の設置による重量増を評価
5	使用済燃料プール底部の支持構造物の設置	使用済燃料プール底部の支持構造物（鋼製支柱、コンクリート）による重量増を評価
6	ヤード整備の実施	ヤード整備のための西側下屋上における 1m 程度の積上による重量増を評価
7	地下滞留水の考慮	B1 階から MB1 階までの滞留した水を重量増として評価 <sup>※2</sup> （平成 23 年報告書の時点では、水位が把握されておらず、評価上考慮されてない）
8	既存躯体（瓦礫）	オヘフロリ上部で崩落した外壁重量 ・ R 階および CR 階から崩落した東面外壁は 3 階下屋上に存在するとして重量増を評価
		オヘフロリ以下で崩落した外壁重量 ・ はば合板が崩落した外壁を重量減として評価 ・ 崩落した東面外壁は 3 階下屋上に存在するとして重量増を評価
		崩落した床重量 ・ はば合板が崩落した床を重量減として評価 ・ 崩落した床は下階に落下したまま撤去されないとして重量増を評価
		災害判別した床重量 ・ かぶり部 100mm が下階に落下したものと重量減を評価 ・ 剥離したかぶり部は下階に落下したまま撤去されないとして重量増を評価
		機器設置プール内の瓦礫重量 ・ 瓦礫がプール内に沈殿している状況を想定し、機器設置プールの水平投影面積あたり厚さ 200mm の瓦礫があるものとして重量増を評価

※1：オヘレーライン プログラを示す。以下、オヘフロという。

※2：滞留水の水位は 0. P. 3. 5m を無制限として管理されているが、0. P. 4. 0m まで水が滞留しているものとして重量を計算し、保守的な扱いとした。

添付 3-3

表-3.3.2 平成23年報告書のモデルからの重量増減と本検討モデルの質点重量の算定結果

単位：kg

質点番号	階	標高 (m)	平成23年 報告書 モデル	平成23年報告書モデルとの重量増減								本検討 モデル
				(1) 土間コン クリ部 瓦葺除去	(2) 床下コン クリ部 鉄筋除去	(3) 燃料貯蔵給 油用架橋	(4) 戸木・柱・ 付帯構造物	(5) 建具・設備・ 天井・内装部 大規模修繕	(6) エレベーター・整備	(7) 配管・設備留水	(8) 既存配管 (元路)	
1	8F	36.01	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2	8KF	47.32	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
3	5F	39.92	114,850	35,820	9,090	2,690	1,350	0	0	0	3,420	99,920
4	4F	32.3	88,770	0	0	0	0	0	0	0	12,620	87,140
5	3F	26.9	117,030	0	0	0	0	5,150	0	0	3,520	125,700
6	2F	28.1	121,920	0	0	2,170	0	3,900	0	0	1,320	129,020
7	1F	19.2	207,300	0	0	1,650	0	0	9,520	0	0	218,480
8	6F7	21.06	287,050	0	0	0	0	0	0	60,690	0	347,740
9	XAT	-6.06	130,390	0	0	0	0	0	0	0	0	130,390
合計			1,069,320	35,820	9,090	6,420	1,350	8,780	9,520	66,690	1,820	1,118,180

添付 3-4

#### 4. 解析に用いる入力地震動

4号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)において作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 を用いることとする。

図-3.4.1 に地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 の加速度時刻歴波形について図-3.4.2 に示す。

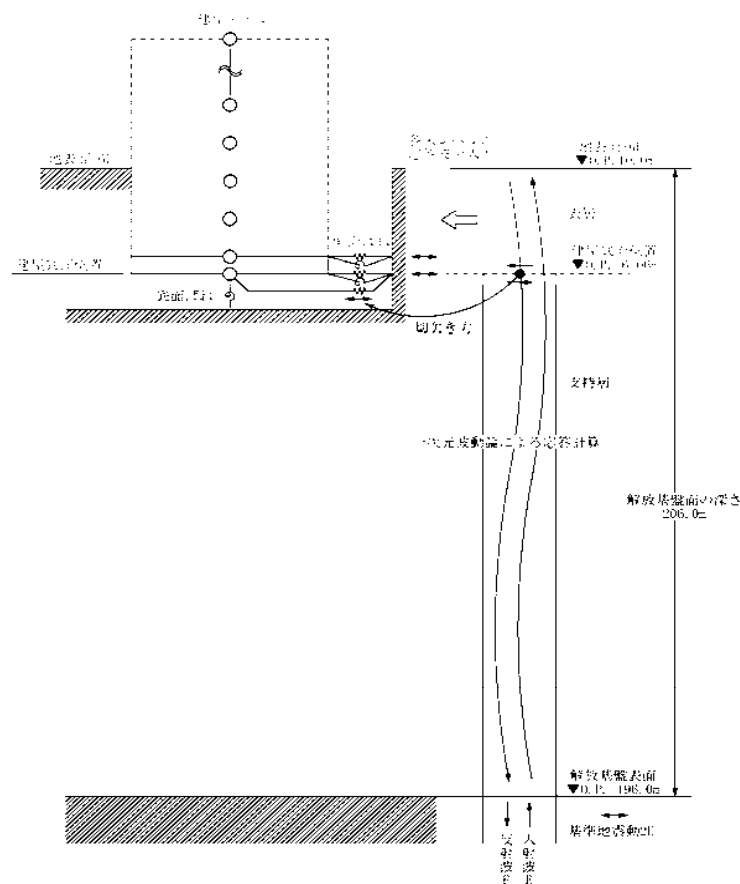
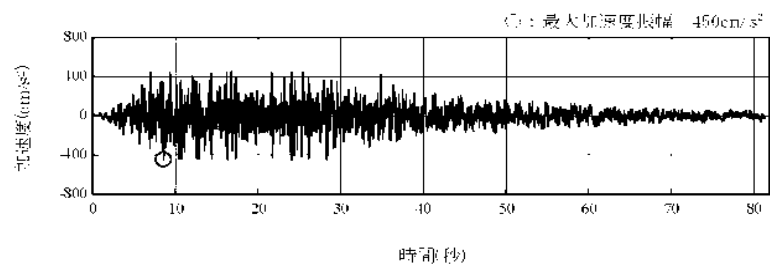


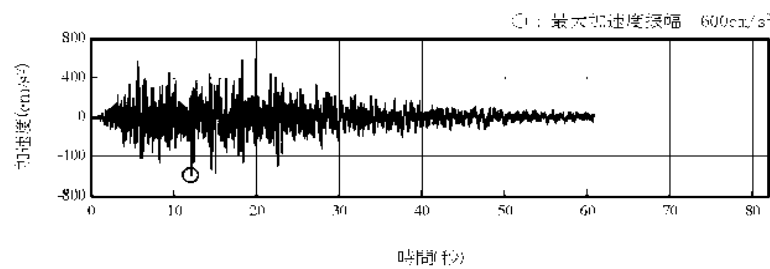
図-3.4.1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

添付 3-5





(Ss-1H)



(Ss-2H)

図-3.4.2 解放基盤表面位置における基準地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

添付 3-3

## 5. 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、図-3.5.1に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価ばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。表 3.5.1に解析に用いる鉄筋コンクリートの物性値を、表-3.5.2に建屋解析モデルの諸元を示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。表-3.5.3に解析に用いた地盤定数を示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェーおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-3.5.2に示すようにばね定数 ( $K_e$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_e$ ) として建屋－地盤連成系の1次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

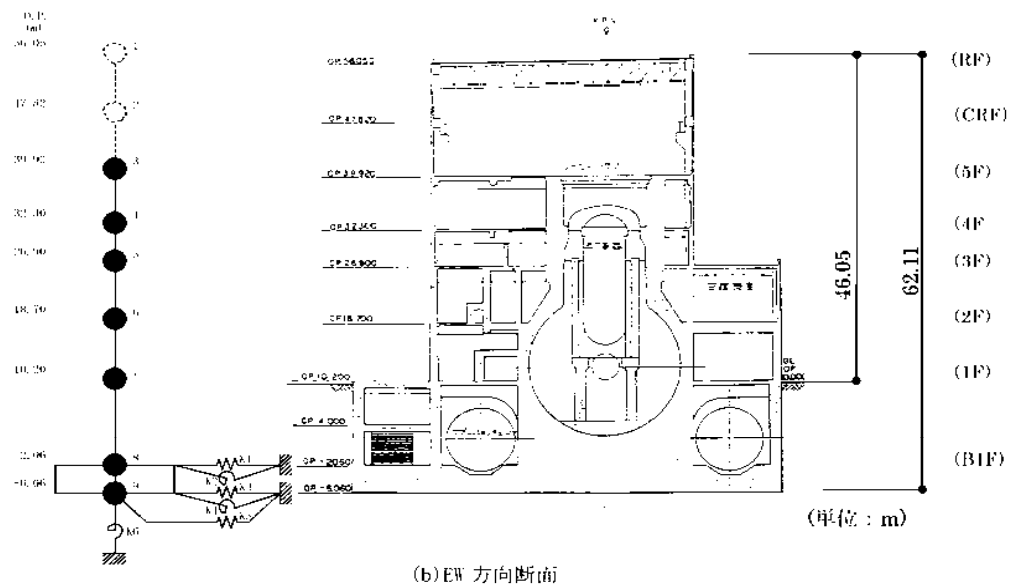
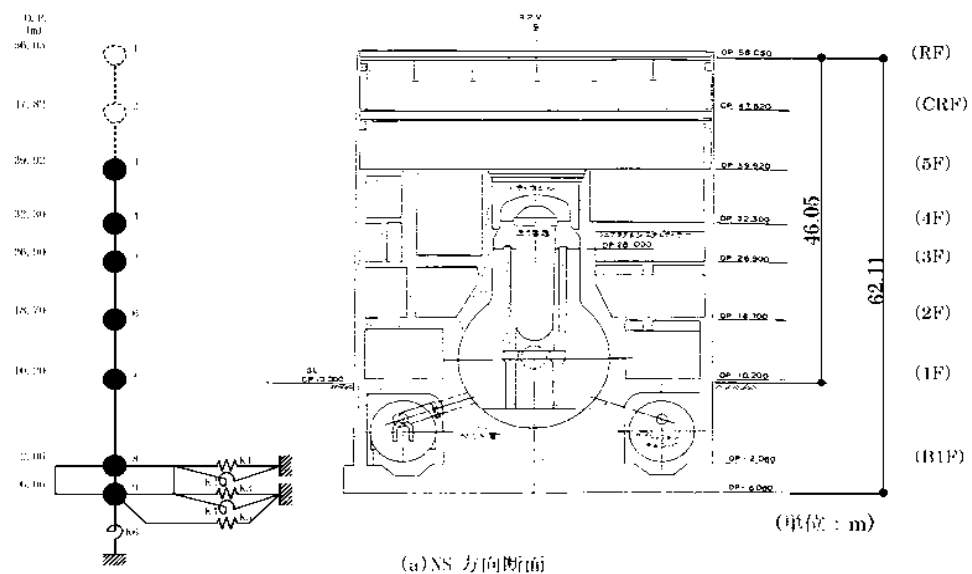


図-3.5.1 地震応答解析モデル

添付 3-8

表-3.5.1 地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの物性値

コンクリート	強度 <sup>*1</sup> F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数 <sup>*2</sup> E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数 <sup>*3</sup> G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量 <sup>*3</sup> γ (kN/m <sup>3</sup> )
	35.0	2.57・10 <sup>4</sup>	1.07・10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

\*1：強度は実状に於いて強度（以下、実強度という）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめに算定した。

\*2：実強度に等しく値を示す。

\*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表-3.5.2 建屋解析モデルの諸元  
(NS 方向)

質点番号	質量重量 W(kN)	同級慣性重量 I <sub>g</sub> (10 <sup>3</sup> kN・m <sup>2</sup> )	せん断断面積 A <sub>v</sub> (m <sup>2</sup> )	断面2次モーメント I <sub>x</sub> (m <sup>4</sup> )
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	69,540	128.73	147.1	10,080
4	87,140	160.14	102.2	14,357
5	127,760	236.14	202.7	32,867
6	129,630	237.57	175.1	36,771
7	218,480	402.18	460.4	139,154
8	252,740	707.53	2,812.6	562,754
9	132,390	264.58	—	—
合計	1,118,450	ヤング係数E 2.57・10 <sup>4</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) せん断弾性係数G 1.07・10 <sup>4</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) ポアソン比ν 0.20 減衰率 5% 基礎形状 48.0m(NS方向)・57.5m(EW方向)	2.57・10 <sup>3</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) 1.07・10 <sup>3</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) 0.20 5% 48.0m(NS方向)・57.5m(EW方向)	—

(EW 方向)

質点番号	質量重量 W(kN)	同級慣性重量 I <sub>g</sub> (10 <sup>3</sup> kN・m <sup>2</sup> )	せん断断面積 A <sub>v</sub> (m <sup>2</sup> )	断面2次モーメント I <sub>y</sub> (m <sup>4</sup> )
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	69,940	72.26	72.6	3,928
4	87,140	89.55	98.2	6,182
5	127,760	236.14	161.6	23,344
6	129,630	237.57	166.4	36,363
7	218,480	599.92	824.5	136,329
8	252,740	1021.56	2,812.6	772,337
9	132,390	266.27	—	—
合計	1,118,480	ヤング係数E 2.57・10 <sup>4</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) せん断弾性係数G 1.07・10 <sup>4</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) ポアソン比ν 0.20 減衰率 5% 基礎形状 48.0m(NS方向)・57.5m(EW方向)	2.57・10 <sup>3</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) 1.07・10 <sup>3</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) 0.20 5% 48.0m(NS方向)・57.5m(EW方向)	—

添付 3-9

表-3.5.3 地盤定数  
(Ss-1)

標高 C.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma t$ ( $\text{kN}/\text{m}^2$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN}/\text{m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN}/\text{m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.78	266,000	398	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		340,000	442	
-80.0		580	17.6	0.446	563,000		439,000	495	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(Ss-2)

標高 C.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma t$ ( $\text{kN}/\text{m}^2$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN}/\text{m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN}/\text{m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.81	278,000	405	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		353,000	450	
-80.0		580	17.6	0.446	563,000		458,000	504	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		529,000	540	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

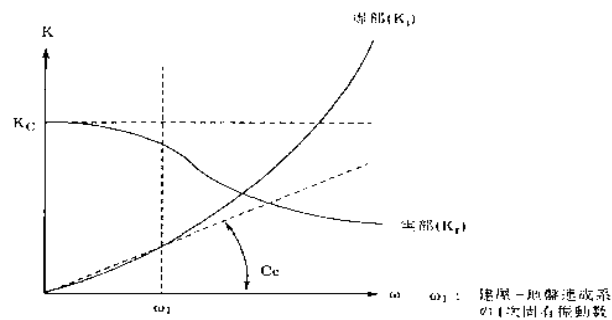


図-3.5.2 地盤ばねの近似

添付 3-10

## 6. 地震応答解析結果

地震応答解析結果より求められた NS 方向、EW 方向の最大応答加速度を図-3.6.1 に示す。なお、解析結果は、平成 23 年報告書と「福島第一原子力発電所」[発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針]の改訂に伴う耐震安全性評価結果「中間報告書（改訂 2）」（平成 22 年 4 月、東京電力株式会社）（以下、平成 22 年耐震バックチェックという）と比較して示す。

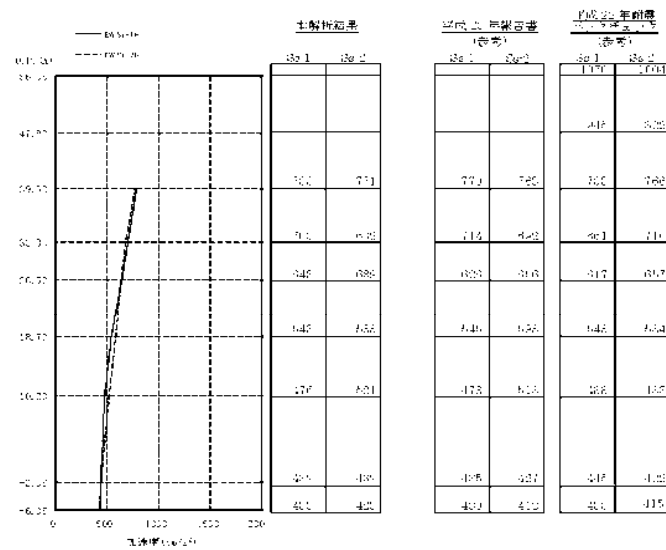
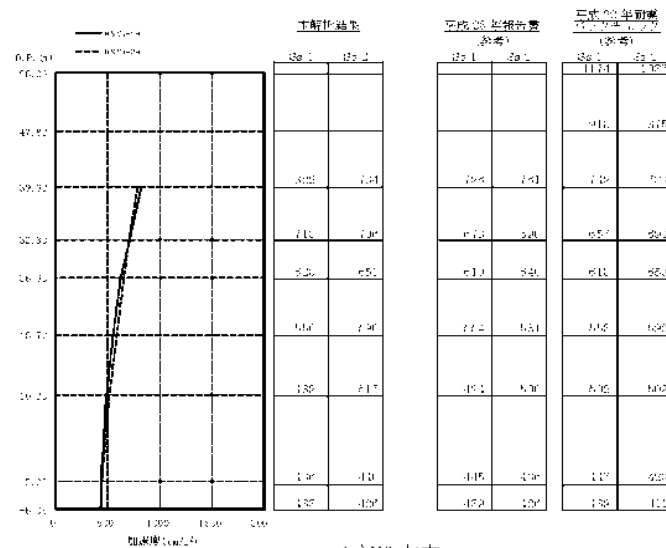


図-3.6.1 最大応答加速度

添付 3-11

## 7. 耐震安全性評価結果

図-3.7.1に基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で  $0.16 \times 10^{-3}$  (Ss-1, 2H, EW 方向, 1F) であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。このことから、使用済燃料取り出し時の状況を想定した原子炉建屋は、損傷の確認された壁、および外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視して、十分な耐震安全性を有しているものと評価した。

よって、基準地震動 Ss を受けても建屋は崩壊しないと考えられる。

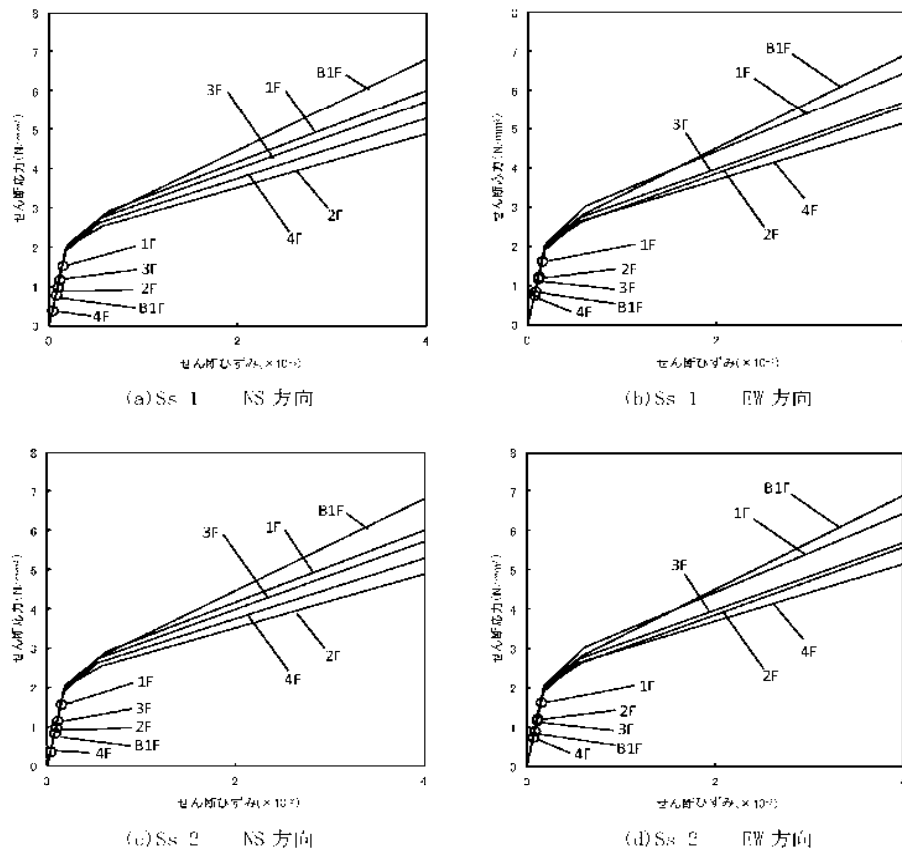


図-3.7.1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値

# 【参考】

参考として、表-3.7.1、表-3.7.2に本検討結果と平成23年報告書および平成22年耐震バックチェックのせん断ひずみの最大値の比較を示す。

本検討結果と平成23年報告書を比較すると、全体的に本検討の方がせん断ひずみは小さい傾向となっている。これは、オベフロ上部の瓦礫撤去により、5階の重量が軽くなっていることが主な原因であると考えられる。

また、本検討と平成22年耐震バックチェックを比較すると、大きな差異は生じていない。これは、図3.7.2に示すように、外壁については損傷しているものの、外壁より壁厚が厚いシエル壁や使用済燃料プール壁が健全であったこと、およびオベフロ上部の瓦礫撤去により5階の重量が軽くなっていることが主な原因であったと考えられる。

表-3.7.1 せん断ひずみの比較（NS方向）（ $\times 10^{-3}$ ）

階	O.P. (m)	評価 基準値	本検討		平成23年 報告書		平成22年耐震 バックチェック	
			Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2
CRF	47.82 ～ 56.05	1.0					0.10	0.09
5F	39.92 ～ 47.82						0.17	0.15
4F	32.30 ～ 39.92		0.04	0.04	0.06	0.06	0.05	0.05
3F	26.90 ～ 32.30		0.11	0.11	0.14	0.14	0.08	0.08
2F	18.70 ～ 26.90		0.10	0.10	0.09	0.09	0.09	0.09
1F	10.20 ～ 18.70		0.15	0.15	0.15	0.16	0.15	0.16
B1F	2.06 ～ 10.20		0.08	0.08	0.08	0.08	0.08	0.08

表-3.7.2 せん断ひずみの比較（EW方向）（ $\times 10^{-3}$ ）

階	O.P. (m)	評価 基準値	本検討		平成23年 報告書		平成22年耐震 バックチェック	
			Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2
CRF	47.82 ～ 56.05	4.0	-	-	-	-	0.12	0.12
5F	39.92 ～ 47.82		-	-	-	-	0.20	0.20
4F	32.30 ～ 39.92		0.08	0.07	0.09	0.09	0.08	0.08
3F	26.90 ～ 32.30		0.12	0.11	0.13	0.13	0.11	0.11
2F	18.70 ～ 26.90		0.12	0.12	0.13	0.13	0.12	0.12
1F	10.20 ～ 18.70		0.16	0.16	0.16	0.17	0.16	0.17
B1F	-2.06 ～ 10.20		0.09	0.09	0.08	0.09	0.08	0.09



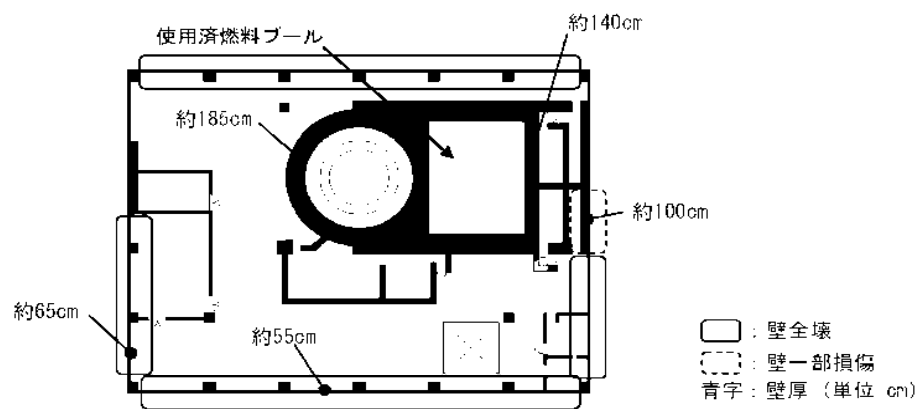


図-3.7.2 外壁の損傷状況と壁厚 (3 階を例示)

#### 添付資料－４

##### 使用済燃料プールの耐震安全性評価結果に関する詳細（３次元ＦＥＭ解析）

###### 1. 解析評価方針

昨年、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年 5 月、東京電力株式会社）（以下、平成 23 年報告書という）にて、4 号機原子炉建屋については、5 階より下部の 4 階や 3 階の外壁が複雑に損傷していることを踏まえ、2 階より上部を詳細な 3 次元 F E M 解析モデルでモデル化し、応力解析により基準地震動  $S_e$  に対する使用済燃料プールの耐震安全性を評価した。また今年、「福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成 24 年 6 月、東京電力株式会社）（以下、平成 24 年 6 月報告書という）にて、平成 23 年報告書で用いた 3 次元 F E M モデルを基に、外壁の一部膨らみが確認された壁の剛性を無視したモデルを作成して、基準地震動  $S_e$  に対する使用済燃料プールの耐震安全性を評価した。

本検討では、添付資料－１で整理した使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況を反映するとともに、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成 24 年 6 月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視した解析モデルを作成し、使用済燃料プールの耐震安全性を 3 次元 F E M 解析によって評価する。図-4.1.1 にプールの平面図を、図 4.1.2 に断面図を示す。

耐震安全性評価は、図 4.1.3 のフローに示すように以下の手順で行う。

- ・ 使用済燃料プール周辺の 2 階の床（O. P. 18.7m）から 5 階の床（O. P. 39.92m）までの建屋部分（平成 23 年報告書のモデル）を基に、上記箇所の剛性を無視し、使用済燃料取出し時の状況を想定した 3 次元 F E M 解析モデルを作成する。
- ・ 死荷重、プール水による静水圧、温度荷重、地震応答解析結果に基づく地震荷重、地震時動水圧、燃料取扱機支持用架構反力などの荷重条件および荷重組合せの条件を設定する。温度荷重については、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追加版）（改訂）」（平成 24 年 9 月）から、より詳細な入熱条件を設定し評価を行っている。
- ・ 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い、使用済燃料プール部に発生する応力およびひずみを算出する。
- ・ 評価基準値と比較し、耐震安全性を評価する。

添付 4-1

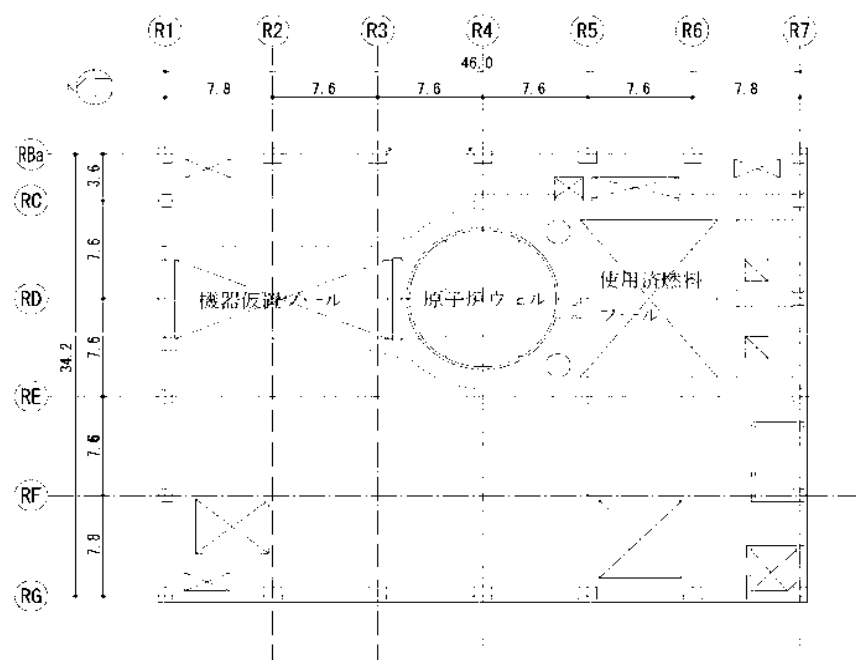


図-4.1.1 5階 平面図  
(単位：m)

添付 4-2

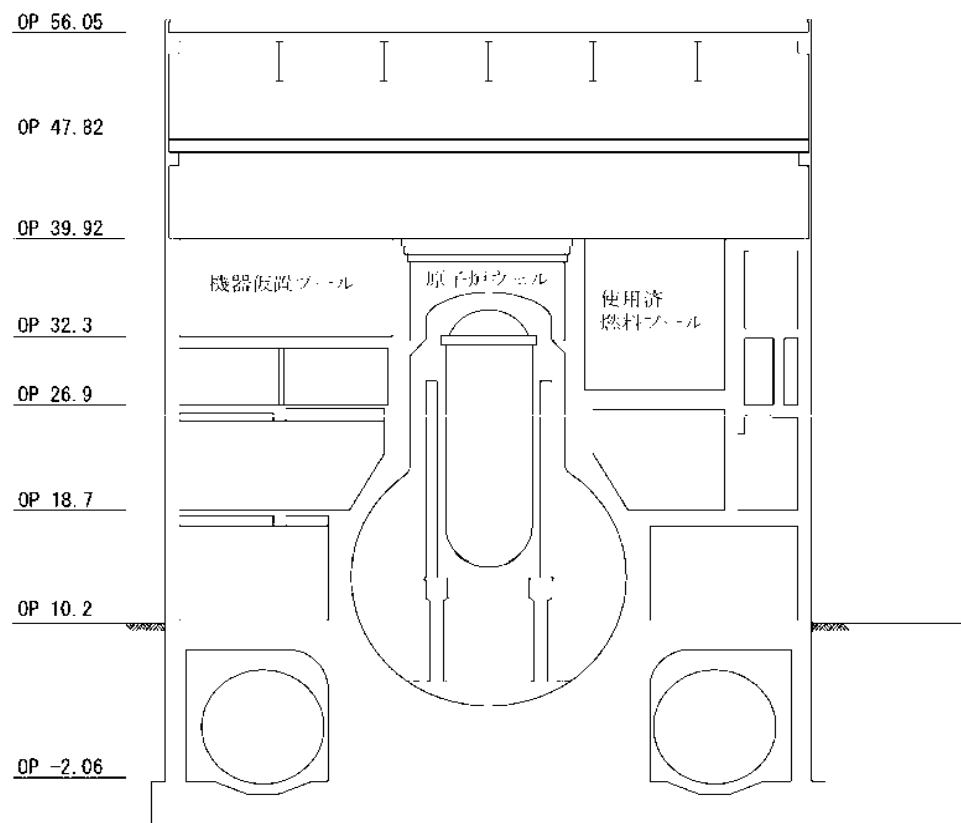


図 4.1.2 断面図  
(N-S 方向断面, 単位: m)

添付 4-3

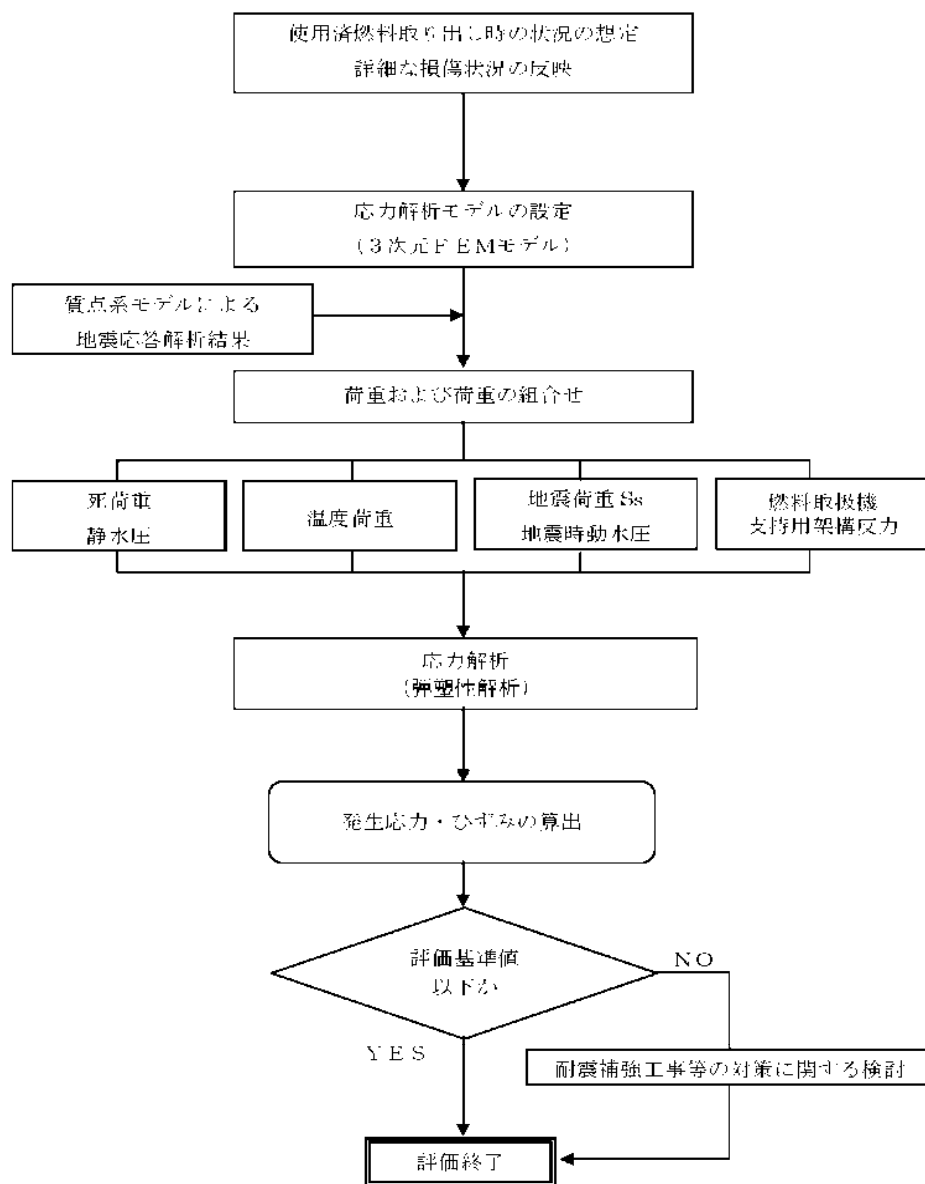


図-4.1.3 使用済燃料プールの耐震安全性評価フロー

添付 4-4

## 2. 応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し、使用済燃料プール部に発生する応力およびひずみを算定する。2階壁から5階のオペレーティングフロア（以下、オペフロという）までの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化した。また、使用済燃料プールの床下には、添付資料－1で示したプール底部の支持構造物として、鋼製支柱等を模擬した要素も設けた。さらに、添付資料－2において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成24年6月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所に基づき、外壁および床の一部で剛性を無視した新たな応力解析モデルを構築した。

解析モデルに使用する板要素は、鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いた。各要素には、板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが、板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮した。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

図-4.2.1に解析モデル概要図を、図-4.2.2にコンクリートと鉄筋の構成則を、図-4.2.3に解析モデルの境界条件を示す。

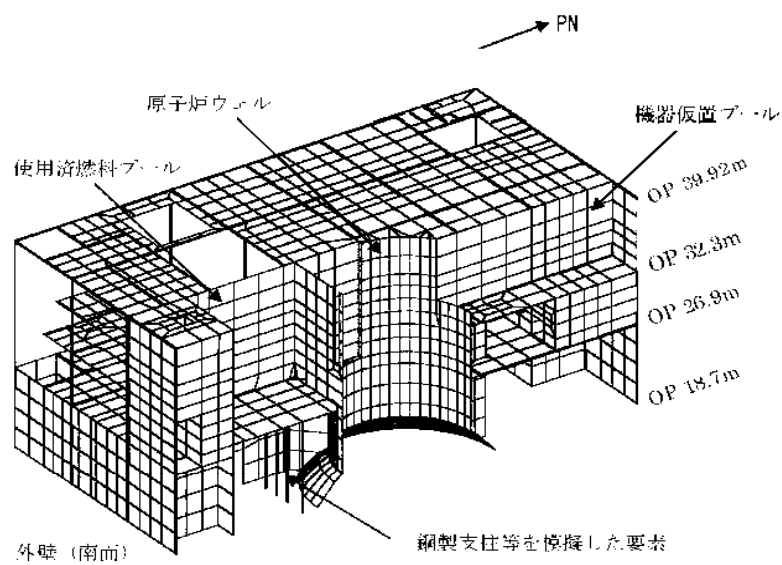
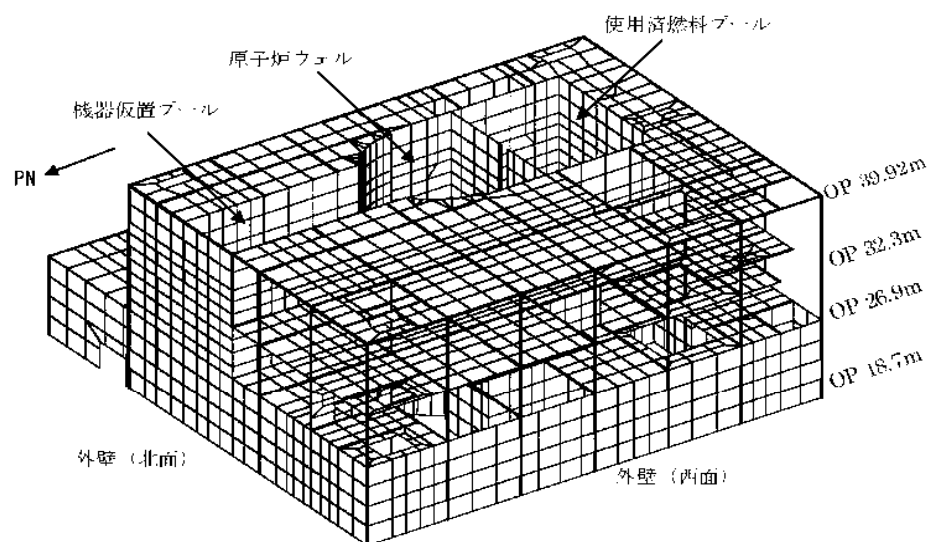
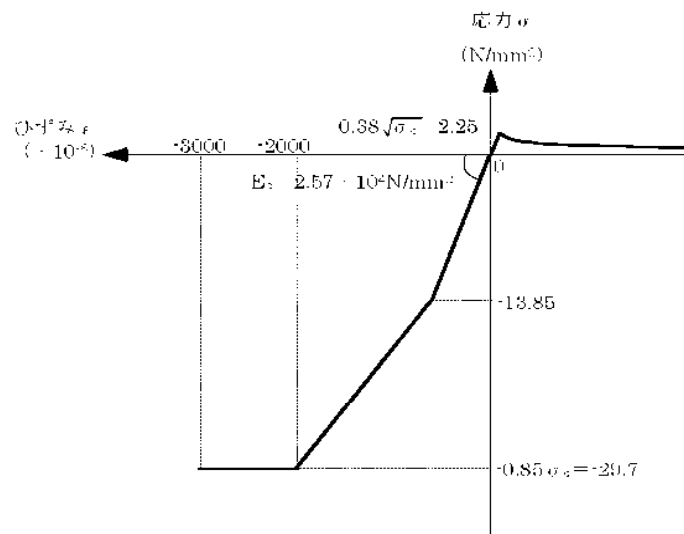
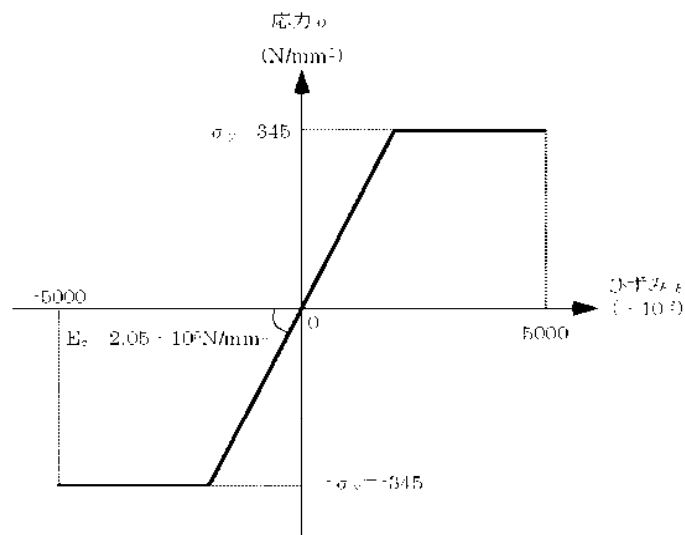


図 4.2.1 解析モデル概要図

添付 4-3



(a) コンクリートの応力-ひずみ関係  
(コンクリート強度  $\sigma_c = 35$  N/mm<sup>2</sup>)



(b) 鉄筋の応力-ひずみ関係  
(鉄筋降伏点  $\sigma_y = 345$  N/mm<sup>2</sup>)

図-4.2.2 コンクリートと鉄筋の構成則

添付 4-7



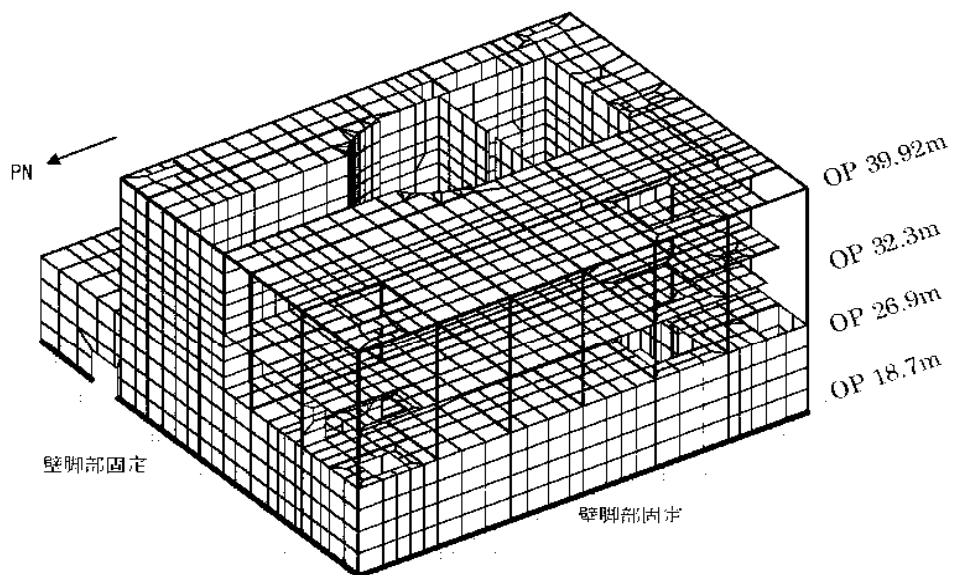


図-4.2.3 解析モデルの境界条件

添付 4-8

### 3. 損傷状況の仮定

損傷状況の仮定にあたっては、添付資料 2 において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成 24 年 6 月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所を基に、平成 23 年報告書時より新たに下記の損傷部の剛性を無視して、3 次元 FEM 解析モデルを作成する。図 4.3.1～図 4.3.4 に損傷モデルを示す。

#### (1) 外壁・内壁

外壁は、4 階（O.P.32.3m）と 3 階（O.P.26.9m）の南側および平成 24 年 6 月報告書の外壁の膨らみのある 2 階（O.P.18.7m）の西側および南側の一部の壁の剛性を無視する。

内壁は、3 階（O.P.26.9m）の北側の一部の壁の剛性を無視する。

#### (2) 床スラブ

床スラブは、5 階（O.P.39.92m）～3 階（O.P.26.9m）の一部で、床全壊箇所および床一部損傷箇所のいずれも剛性を無視する。

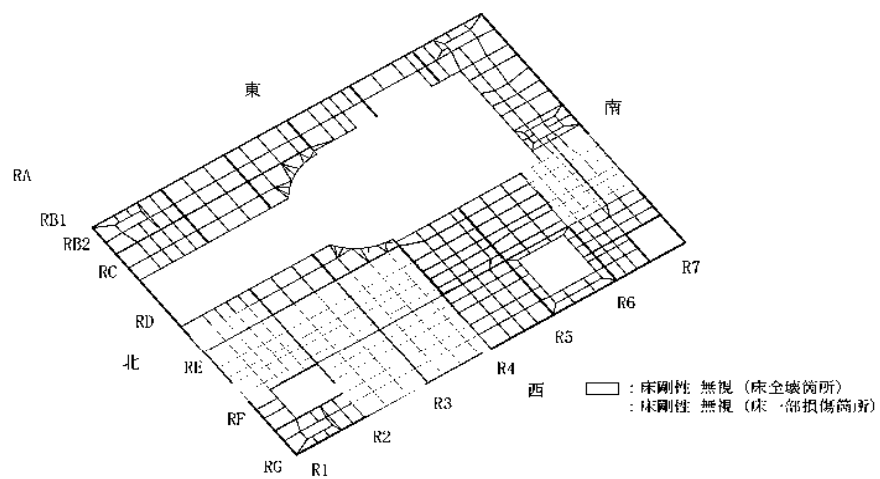


図-4.3.1 損傷モデル アイソメ図 5階 (O.P. 39.92m)

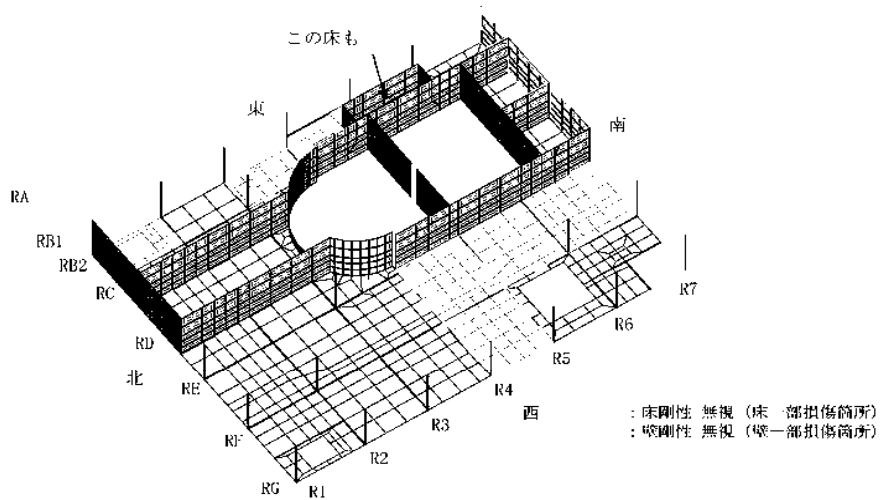


図-4.3.2 損傷モデル アイソメ図 4階 (O.P. 32.3m)

添付 4-10

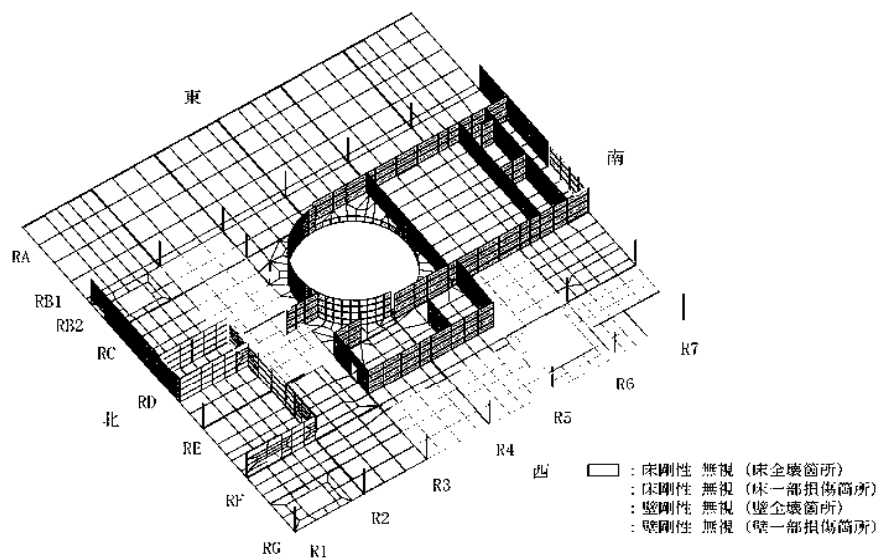


図-4.3.3 損傷モデル アイソメ図 3階 (O. P. 26.9m)

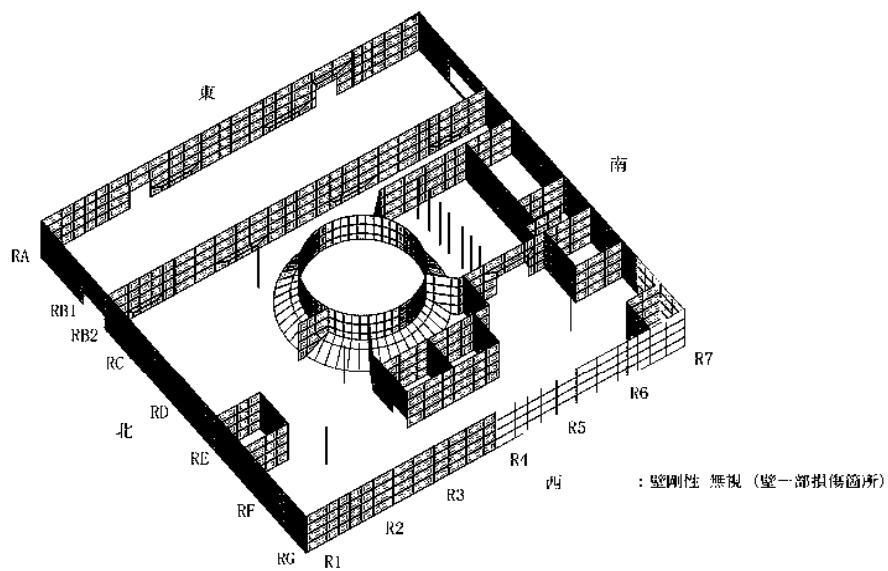


図 4.3.4 損傷モデル アイソメ図 2階 (O. P. 18.7m)

添付 4-11

4. 荷重および荷重の組合せ

(1) 死荷重

解析モデルに付与する死荷重は、モデル化範囲の建屋躯体の自重に加え、機器・配管・その他の重量は床に一律に積載されているものとする。また、プール内に設置されるキャスク重量および燃料取扱機支持用架構重量を、当該設置位置に考慮する。

(2) 静水圧

使用済燃料プール、原子炉ウェルおよび機器仮置プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

(3) 温度荷重

プール水の水温は、循環冷却が開始されたことから管理温度の65℃とする。外気温は冬場を想定し0℃とする。

(4) 地震荷重

添付資料 3 の質点系モデルによる基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。

(5) その他の荷重

プール水の地震時動水圧およびウェル頂部に作用する燃料取扱機支持用架構からの反力を考慮する。

(6) 荷重の組合せ

表 4.4.1 に荷重の組合せを示す。なお、水平方向および鉛直方向の地震動の組合せは、組合せ係数法（組合せ係数0.1）により評価する。

表 4.4.1 荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
$S_s$ 地震時	$DL + H + T + K + KH + KF$

ここに、 DL：死荷重、 H：静水圧、 T：温度、 K：地震荷重（基準地震動  $S_s$ ）、  
KH：地震時動水圧、 KF：燃料取扱機支持用架構反力

5. 解析条件

表 4.5.1 に本検討と平成 23 年報告書の解析条件の比較を示す。

表 4.5.1 本検討と平成 23 年報告書の解析条件の比較

項目		平成 23 年報告書 (基本ケース)*	本検討 (基本ケース)	
モデル	壁 (プール・ シャネル含む)	損傷の強弱を壁はモデルから削除	全壁・一部損傷の壁の剛性を 0%とする	
	床 (プール含む)	5 階～10 階まで全て健全として モデル化	全壁・一部損傷の床の剛性を 0%とする	
	補強効果	考慮しない	使用済燃料プールの底部の支持構造物の鋼製支持 を模倣	
荷重	外荷重	5 階～屋上階の重量を互換重量として 等価化集約	オーストラリア上部五階重量、燃料取扱機支持用架構 重量等を反映（添付資料 3）	
	静水圧	使用済燃料プール、庫が傾くため、 機器位置プールの満水状態にすると 仮定した場合の静水圧を考慮	なし	
	温度荷重	夏冬は考慮せず、 一律内部 90℃、外部 10℃、鋼内 40℃	一律内部 65℃、外部 0℃、鋼内 40℃	
	地震荷重	損傷を考慮した質点系モデルによる 基準地震動 S <sub>1</sub> に対する地震応答解析結果 に基づき、水平および鉛直方向の 地震荷重を考慮	なし	
	その他の 荷重	地震時 動水圧	損傷を考慮した質点系モデルによる 基準地震動 S <sub>1</sub> に対する地震応答解析結果 に基づき、地震時に作用するプール水の 動水圧を考慮	なし
		燃料取扱機 支持用架構 反力	考慮しない	燃料取扱機支持用架構の反力を考慮する

\*1：平成 23 年報告書では、基本ケースの他に 3 種類のパラメータケースの解析を実施している。①爆発による影響をみるケースでは、3～4 階の半壊程度の外壁の剛性を 50%に、4～5 階の床剛性を全面にわたって 50%に低下、②火災による影響をみるケースでは、西側プール壁の剛性を 80%程度に、西側の 4～5 階の床剛性を全面にわたって 80%程度に低下、③プール水温の高温化による影響をみるケースでは、プール水温の上昇と冬季を想定し、一律内部 100℃、外部 0℃、鋼内 40℃として検討を行った。さらに付録 4.4 では、④プール底部の支持構造物の剛強効果を確認するケースの解析も実施している。

6. 評価結果

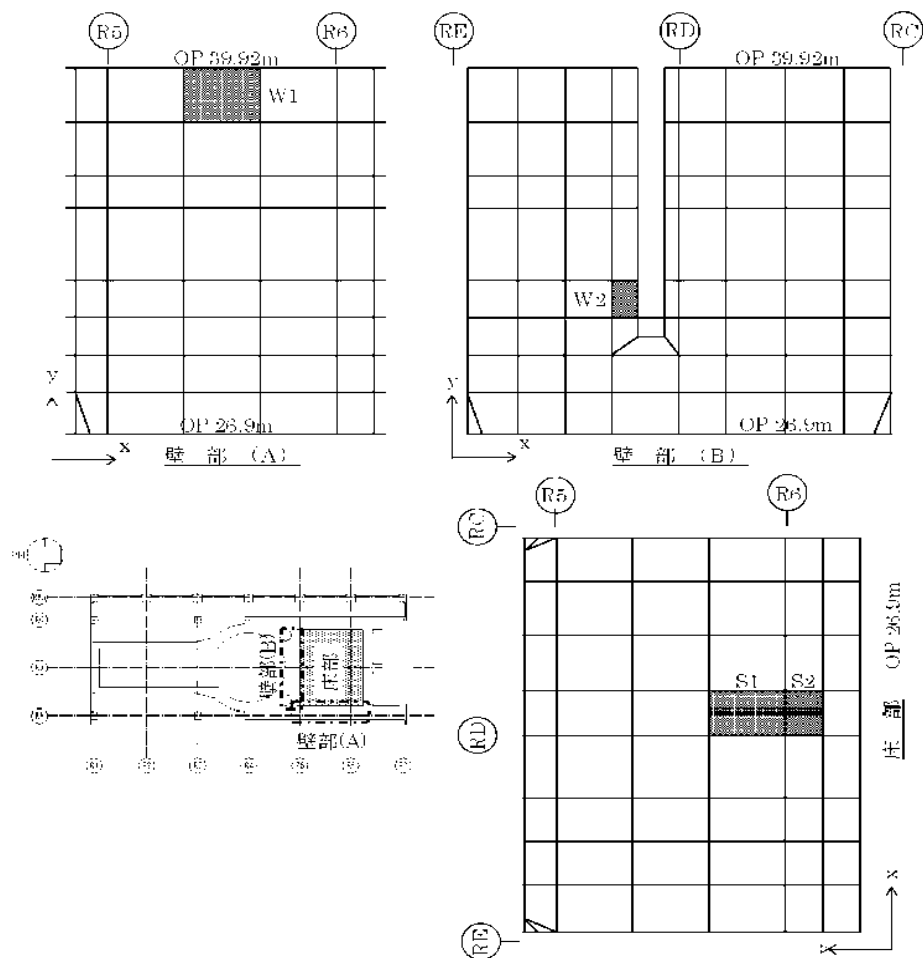
配筋諸元等に基づき使用済燃料プールの構造検討を行い、耐震安全性を評価する。評価においては、応力解析より求まる発生応力およびひずみが、評価基準値以下となることを確認した。評価基準値は、日本機械学会「発電用原子力設備規格（コンクリート製原子炉格納容器規格）」に基づき設定した。評価箇所の配筋諸元を図 4.6.1 に示す。

評価結果を表-4.6.1～表-4.6.4 に示す。いずれの箇所においても発生応力およびひずみは弾性範囲内であり、評価基準値を十分に下回っている。このことから、使用済燃料取り出し時の状況において、使用済燃料プールは、損傷の確認された壁、床スラブおよび外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視しても、耐震安全性を有しているものと評価した。

なお、ひずみが弾性範囲内であるため、コンクリートに内張りされたライナーが損傷し、使用済燃料プールの水が漏れ出る可能性はないと考えられる。

表-4.6.1～表-4.6.4 に用いる記号の説明

- $\epsilon_c$  : コンクリートの圧縮ひずみ
- $s\epsilon_c, s\epsilon_t$  : 鉄筋の圧縮ひずみおよび引張ひずみ  
(ひずみは全て引張側を正として表記)
- $Q$  : 面外せん断力



位置	内側筋		外側筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
W1	D32@250	D32@120	D32@250	D32@240	—
W2	D38@130	D38@130	D38@150	D38@113	

位置	上端筋		下端筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
S1	D32@100・D32@200		D32@200		
S2					

図 4.6.1 評価箇所の配筋諸元

添付 4-15



表 4.6.1 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ ) $\varepsilon$	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ ) $\varepsilon_s$	検定比 $\varepsilon/\varepsilon_s$	判 定
W1	水平	Ss 地震時	150	3000	$0.05 \leq 1$	可
	鉛直		-90	-5000	$0.02 \leq 1$	可
	せん断		1180	5000	$0.24 \leq 1$	可

表-4.6.2 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ ) $\varepsilon$	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ ) $\varepsilon_s$	検定比 $\varepsilon/\varepsilon_s$	判 定
S1	水平	Ss 地震時	-370	-3000	$0.13 \leq 1$	可
	鉛直		-140	-5000	$0.03 \leq 1$	可
	せん断		250	5000	$0.05 \leq 1$	可

表-4.6.3 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 Q' (N/mm)	検定比 Q/Q'	判 定
W2	Ss 地震時	1120	1860	$0.61 \leq 1$	可

表-4.6.4 面外せん断力の検討結果（床部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 Q' (N/mm)	検定比 Q/Q'	判 定
S2	Ss 地震時	580	1270	$0.46 \leq 1$	可

【参考】

参考として、平成 23 年報告書の基本ケースの評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（検定比）が最も大きい箇所での比較を表-4.6.5、表-4.6.6 に示す。壁の面外せん断を除き、壁及び床のひずみおよび床の面外せん断力のそれぞれの検定比は、平成 23 年報告書よりも小さくなっている。これは、主に使用済燃料プールの水温の条件を 90℃から 65℃に変更したことによる温度荷重の低減効果が影響していると考えられる。また、床については使用済燃料プールの底部を鋼製支柱で補強した効果も考えられ、評価基準値に対する余裕が大きくなっている。

なお、本検討と平成 23 年報告書における検定比が最大となる箇所は異なる。図 4.6.2 に平成 23 年報告書におけるひずみおよび面外せん断力の検定比が最大となる箇所を示す。WL' は壁のひずみ、WC' は壁の面外せん断力、SL' は床のひずみ、S2' は床の面外せん断力の検定比が最大となる箇所を示している。

表-4.6.5 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋の発生ひずみの比較

箇所名	検 討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( 10 <sup>-6</sup> )				評価基準値 ( 10 <sup>-6</sup> )
			本検討		平成 23 年 報告書		
					検定比	検定比	
壁	ε	Ss 地震時	-150	0.05	-480	0.16	-3000
	ε <sub>s</sub>		-90	0.02	-350	0.07	-5000
	ε <sub>平均</sub>		1180	0.24	1230	0.25	5000
床	ε <sub>平均</sub>		370	0.13	580	0.20	3000
	ε <sub>最大</sub>		140	0.03	210	0.05	5000
	ε <sub>最小</sub>		250	0.05	490	0.10	5000

表 4.6.6 面外せん断力の検討結果の比較

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)			
		本検討		平成 23 年 報告書	
		検定比		検定比	
壁	Ss 地震時	1120 (1860)	0.61	2040 (3770)	0.55
床		580 (1270)	0.46	800 (1150)	0.70

( ) 内数値は評価基準値を示す。

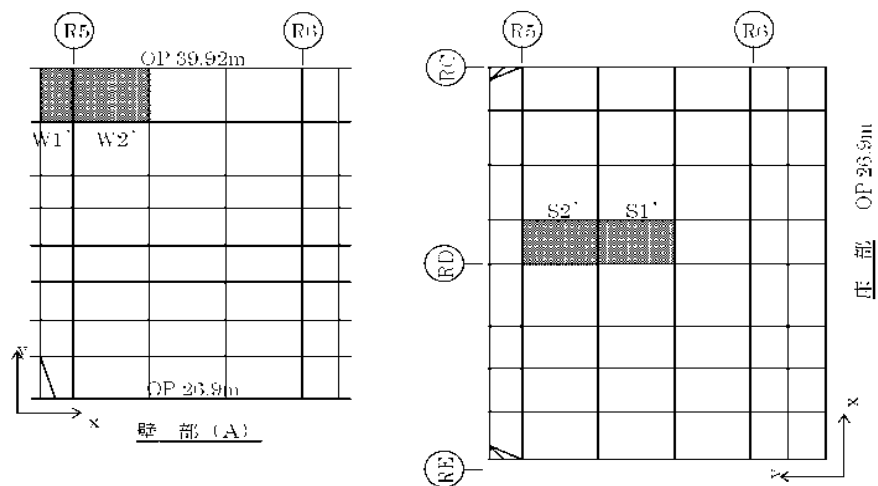


図-1.6.2 平成23年報告書におけるひずみおよび面外せん断力の検定比が最大となる箇所

## 使用済燃料プールの耐震安全性評価結果に係わるパラメトリックスタディについて

## 1. 概要

添付資料－4の本文では、添付資料－2における損傷（一部損傷および全壊）の確認された壁、床スラブおよび平成24年6月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視した解析を行った。しかしながら、実際の壁・床スラブの多くは全壊しておらず残存剛性を有している状態にある。ここではこれらの残存剛性を考慮した場合について解析を行い、その影響を把握する。

## 2. 検討条件

基本ケースで剛性を無視した外壁および床スラブの一部の剛性を以下のように設定する。表-1に基本ケースとの剛性の設定の比較を示す。表-1以外の箇所の剛性は、平成23年報告書の基本ケースと同じ設定とする。損傷モデルを図-1～図-4に示す。

## (1) 外壁

外壁は、添付資料－2より、4階（O.P.32.3m）と3階（O.P.26.9m）の南側および平成24年6月報告書の外壁の膨らみのある西側および南側の一部の壁の剛性の実状を考慮し、50%とする。

## (2) 床スラブ

床スラブは、添付資料－2より、5階（O.P.39.92m）～3階（O.P.26.9m）の一部において、床一部損傷と判定した箇所の剛性の実状を考慮し、50%とする。

表 1 基本ケースとの剛性の設定の比較

ケース	壁の剛性の設定			床スラブの剛性の設定	
	全壊箇所 <sup>*1</sup>	一部損傷箇所 <sup>*2</sup>	膨らみ部 <sup>*3</sup>	全壊箇所 <sup>*1</sup>	一部損傷箇所 <sup>*2</sup>
基本ケース	0%	0%	0%	0%	0%
パラメータケース	0%	50%	50%	0%	50%

\*1：添付資料－2に示す損傷の確認された箇所

\*2：平成24年6月報告書で外壁の一部膨らみが確認された箇所

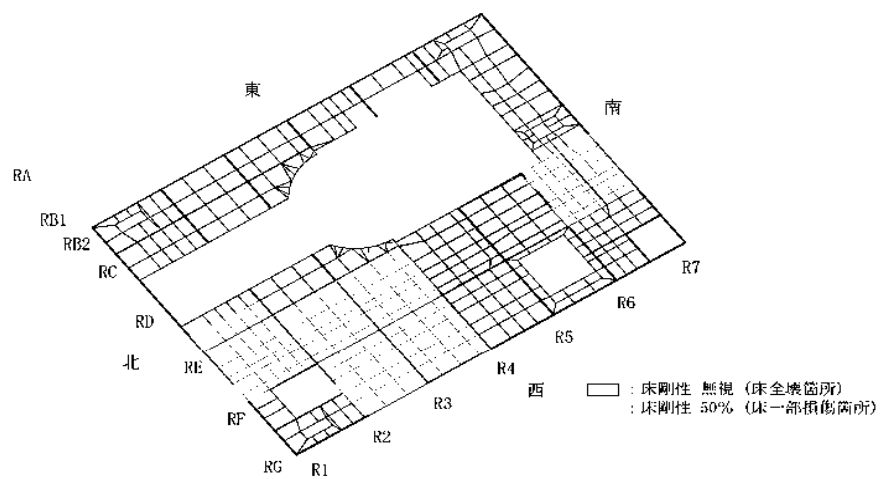


図-1 損傷モデル アイソメ図 5階 (O.P. 39.92m) (パラメータケース)

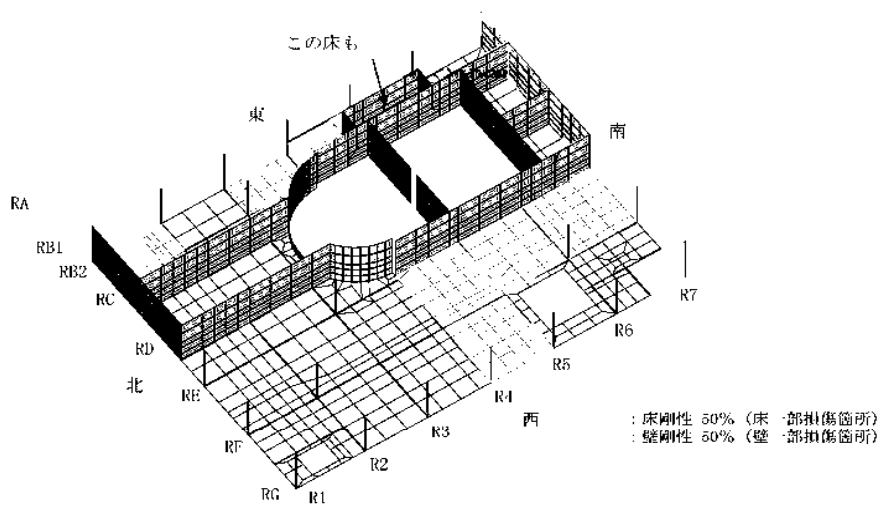


図-2 損傷モデル アイソメ図 4階 (O.P. 32.3m) (パラメータケース)

付録 4-1-2

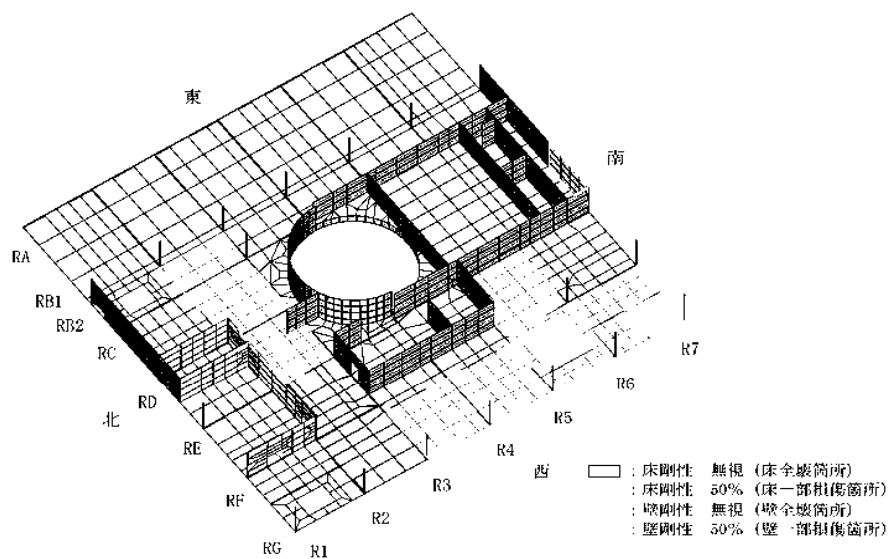


図-3 損傷モデル アイソメ図 3階 (O.P. 26.9m) (パラメータケース)

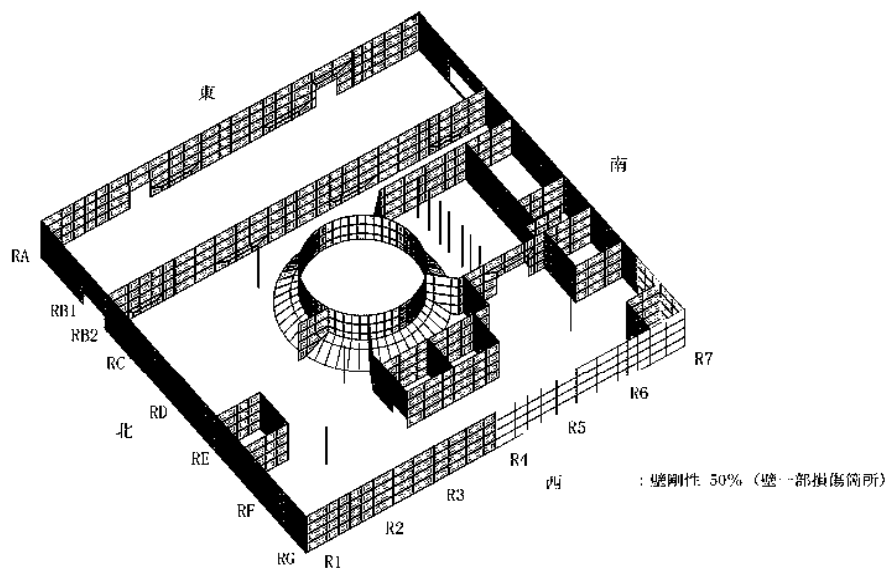


図-4 損傷モデル アイソメ図 2階 (O.P. 18.7m) (パラメータケース)

付録 4-1-3

### 3. 検討結果

基本ケースおよびパラメータケースの評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比（検定比）を比較した結果を表 2 に示す。残存剛性を考慮し、外壁および床スラブの残存剛性をモデル化することにより、局所的な応力集中（W2）が緩和される傾向が見られるほか、使用済燃料プールの耐震安全性には大きく影響を与えないことが確認された。

なお、参考として、パラメータケースにおける使用済燃料プールの耐震安全性評価結果の詳細を表-3～表-6 に示す。

表 2 評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比（検定比）の比較

	箇所名	評価項目	基本 ケース	パラメータ ケース
プール壁	W1	鉄筋ひずみ	0.24	0.22 <sup>※2</sup>
		コンクリートひずみ	0.05	0.06 <sup>※2</sup>
	W2	面外せん断力	0.61	0.43
プール床	S1	鉄筋ひずみ	0.05	0.05 <sup>※2</sup>
		コンクリートひずみ	0.13	0.13 <sup>※2</sup>
	S2	面外せん断力	0.46	0.48

※1：表中の値は、1 以下であれば評価基準を満たしていることを示している。

※2：プール壁及びプール床のひずみは、評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（検定比）が最大となる箇所が基本ケースとパラメータケースで異なっており、上掲表上のパラメータケースにおけるひずみには、検定比が最大となる箇所の数値ではなく、基本ケースと同じ箇所の値を記載している。なお、パラメータケースにおける検定比が最大となる箇所は図-5 に示す壁部(A)の W1<sup>※</sup> および、床部の S1<sup>※</sup> であり、検定比は W1<sup>※</sup> の鉄筋ひずみで 0.24、S1<sup>※</sup> のコンクリートひずみで 0.13 である。

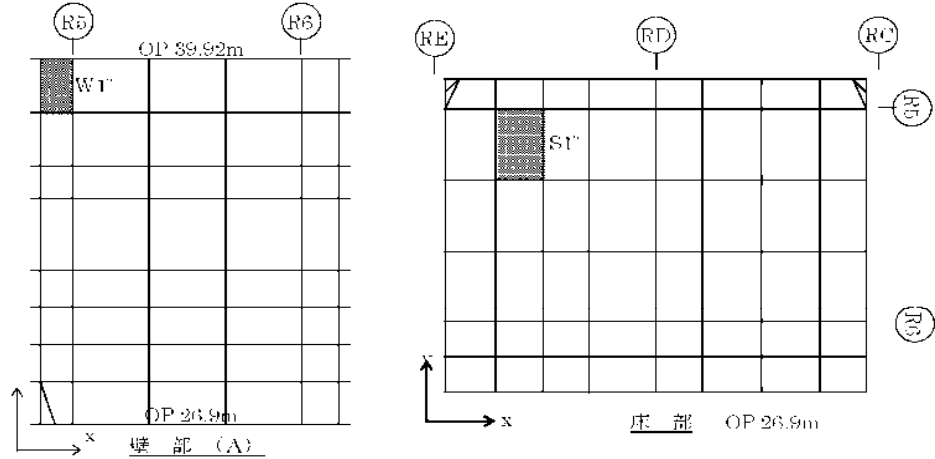


図-5 パラメータケースにおけるひずみの検定比が最大となる箇所（W1<sup>※</sup> 及び S1<sup>※</sup>）

【パラメータケース】

表 3 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $10^{-6}$ ) $\varepsilon$	評価基準値 ( $10^{-6}$ ) $\varepsilon'$	検定比 $\varepsilon/\varepsilon'$	判定
W1	$\varepsilon_{c1}$	Se 地震時	180	3000	$0.06 \leq 1$	可
	$\varepsilon_{t1}$		-90	-5000	$0.02 \leq 1$	可
	$\varepsilon_{s1}$		1080	5000	$0.22 \leq 1$	可
W1''	$\varepsilon_{c1}$	Se 地震時	-320	-3000	$0.11 \leq 1$	可
	$\varepsilon_{t1}$		-240	-5000	$0.05 \leq 1$	可
	$\varepsilon_{s1}$		1200	5000	$0.24 \leq 1$	可

表 4 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $10^{-6}$ ) $\varepsilon$	評価基準値 ( $10^{-6}$ ) $\varepsilon'$	検定比 $\varepsilon/\varepsilon'$	判定
S1	$\varepsilon_{c1}$	Se 地震時	370	3000	$0.13 \leq 1$	可
	$\varepsilon_{t1}$		150	5000	$0.03 \leq 1$	可
	$\varepsilon_{s1}$		240	5000	$0.05 \leq 1$	可
S1''	$\varepsilon_{c1}$	Se 地震時	370	3000	$0.13 \leq 1$	可
	$\varepsilon_{t1}$		-200	-5000	$0.04 \leq 1$	可
	$\varepsilon_{s1}$		180	5000	$0.04 \leq 1$	可

表 5 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 $Q$ (N/mm)	評価基準値 $Q'$ (N/mm)	検定比 $Q/Q'$	判定
W2	Se 地震時	790	1860	$0.43 \leq 1$	可

表 6 面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 $Q$ (N/mm)	評価基準値 $Q'$ (N/mm)	検定比 $Q/Q'$	判定
S2	Se 地震時	600	1270	$0.48 \leq 1$	可

付録 4・1・5



原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析について

使用済燃料プールの3次元FEM解析にあたっては、基準地震動  $S_s$  による鉛直方向の動的解析結果を入力として用いている。ここでは、鉛直方向の地震応答解析結果を示す。

解析モデル作成にあたって、添付資料 2 において整理した範囲と同様の範囲を損傷範囲として取り扱うこととし、添付資料 3 において求めた質点重量を用いる。

鉛直方向の建屋解析モデルを図-1 に、諸元を表-1 に示す。

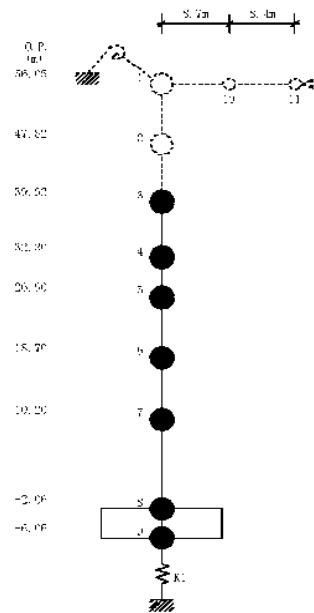


図-1 建屋解析モデル（鉛直方向）

表 1 建屋解析モデルの諸元（鉛直方向）

階点番号	質量重量 [t/KN]	断面面積 $A_n$ [m <sup>2</sup> ]	柱ばね剛性 $K_n$ [ $\times 10^8$ kN/m]
1	—	—	—
2	—	—	—
3	59.950	—	—
4	47.140	204.8	6.90
5	127.760	210.7	10.03
6	128.330	354.5	1.11
7	213.480	340.6	10.30
8	256.640	684.7	13.72
9	186.790	2,812.6	150.71
合計	1,114.430	ヤング係数 $E$ [ $\times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> )] 柱の断面積係数 $C$ [mm <sup>2</sup> /mm <sup>2</sup> ] 減衰 $\delta$ 基礎係数	$2.07 \times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> ) $1.07 \times 10^2$ (kN/m <sup>2</sup> ) 0.20 0.5 40 (0 (KS 方向) - 57.4 (E-W 方向))

地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度および最大応答軸力を図-2および図-3に示す。

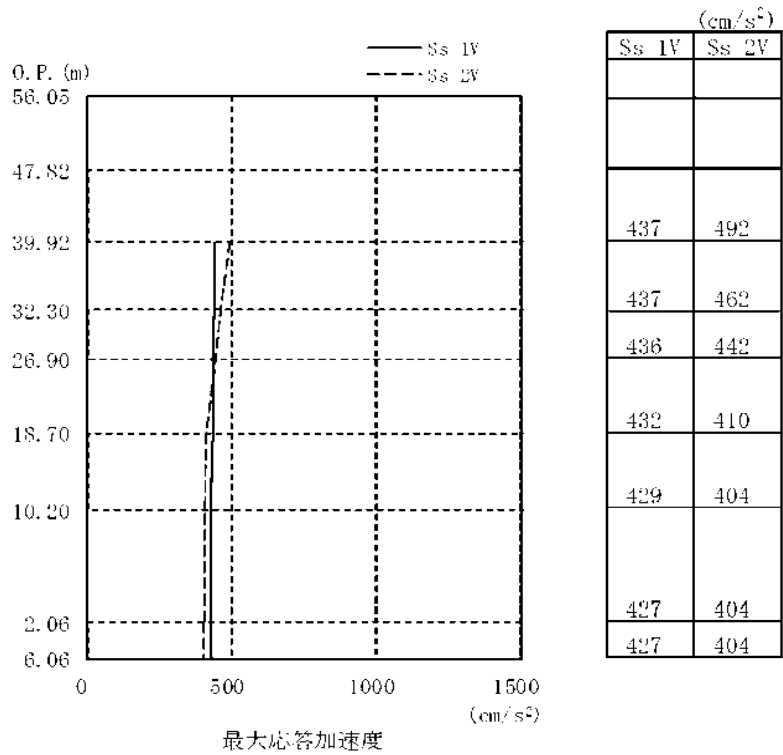


図-2 最大応答加速度（鉛直方向）

付録 4-2-3

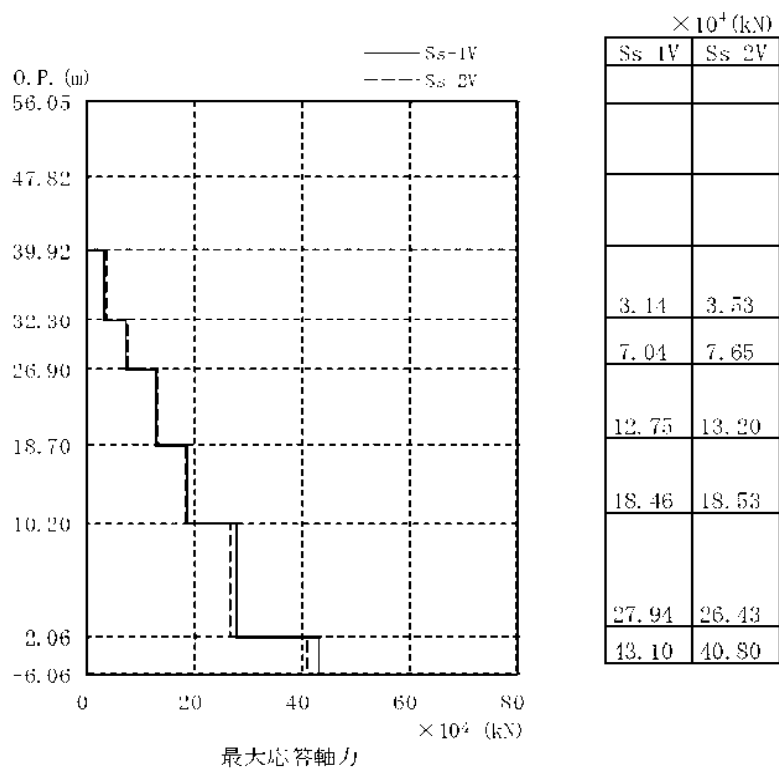


図-3 最大応答軸力（鉛直方向）

付録 4-2-4

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の  
耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書  
(その２)

平成２３年７月

東京電力株式会社

## 目 次

1. はじめに
2. 耐震安全性評価に関する検討方針
3. 耐震安全性評価に関する検討結果
4. 耐震補強工事等の対策に関する検討結果
5. まとめ

添付資料 1 : 3号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細  
(質点系モデルによる時刻応答解析による評価)

添付資料 2 : 3号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細  
(3次元FEM解析による局部評価)

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性  
および補強等に関する検討に係る報告書（その２）

1. はじめに

本報告書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」（平成23年4月13日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討を実施した結果を報告するものである。

5月28日に提出した（その1）の報告書では、1号機及び4号機を対象としたものであり、今回の（その2）の報告書では、破損状況が著しい3号機を対象としたものである。

2. 耐震安全性評価に関する検討方針

（1）3号機の原子炉建屋

3号機の原子炉建屋については、3月14日に水素爆発とみられる事象により、5階のエレベーターシャフトより上部が破損した。爆発が生じた時の映像によると、かなり大きな爆発であったことが推測され、5階以上の建屋の大部分は爆発後の崩落した鉄骨やコンクリート部材が積み重なったような状況である。また、5階の北西部の床が損傷し、崩落した鉄骨やコンクリート部材の一部はその下の4階の床に積み重なっており、4階の壁のかんりの部分も損傷している。これらの情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 Ss による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて全体評価を行うこととした。その後、使用済燃料プールなどを含めた3次元 FEM 解析により局部評価を行うこととし、時刻歴応答解析により得られた最大値を地震荷重として入力し、温度荷重などその他の荷重と組み合わせた評価を行うこととした。この評価手法は、基本的に4号機と同様である。

3. 耐震安全性評価に関する検討結果

（1）3号機の原子炉建屋

基準地震動 Ss を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している5階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも  $0.14 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値である  $4 \times 10^{-3}$  を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった。）。したがって、耐震安全上重要

な設備である「原子炉圧力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

(添付資料－１)

3次元FEM解析による局部評価結果としては、次のような評価を行った。

- ・ 基準地震動 Ss によって作用する地震荷重とその他の荷重を組み合わせた結果、使用済燃料プールにおいて鉄筋の最大ひずみは  $1303 \times 10^{-6}$  であり、評価基準値である塑性限界ひずみの  $5000 \times 10^{-6}$  に対して十分余裕がある（結果として、解析上の弾性限界ひずみの  $1683 \times 10^{-6}$  よりも小さい）。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は  $1689 \text{ (N/mm)}$  であり、評価基準値である  $3130 \text{ (N/mm)}$  に対して十分余裕がある。
- ・ 原子炉格納容器の外側にあるシェル壁についても同様の評価を行っており、鉄筋の最大ひずみは  $1469 \times 10^{-6}$  であり、評価基準値である塑性限界ひずみの  $5000 \times 10^{-6}$  に対して十分余裕がある（結果として、解析上の弾性限界ひずみの  $1683 \times 10^{-6}$  よりも小さい）。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は  $2475 \text{ (N/mm)}$  であり、評価基準値である  $3270 \text{ (N/mm)}$  に対して十分余裕がある。
- ・ 原子炉格納容器内が高温になった影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や、爆発によって燃料プールなどの剛性がより低下している可能性を考慮したパラメータスタディや、不確定要素が大きいので逆に剛性の低下を緩和したパラメータスタディの結果によると、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じておらず、仮定条件の変動が解析結果に与える影響はそれほど大きくないことを確認している。

(添付資料－２)

#### 4. 耐震補強工事等の対策に関する検討結果

##### (1) 3号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はなかったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、現段階では建物内部の線量レベルが高いことから立入が難しいという面もある。今後、環境改善が進み建物内部の線量レベルが作業を行うのに十分な程度に低減された場合には、建屋内の状況を確認するとともに、余裕度向上の観点からの補強工事を行うことも考慮にいて、検討に取り組んでいくこととする。なお、残存している崩落した鉄骨やコンクリート部材に関しては、今後の環境改善の進展状況にもよるが、極力早期に撤去していく方針としている。



## 5. まとめ

本報告書においては、3号機の原子炉建屋について、耐震安全性評価を実施し、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことを確認した。既に報告済みの1号機及び4号機の原子炉建屋も加えると、5階以上の階の損傷が大きい原子炉建屋については、いずれも耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことが確認できたこととなる。

添付資料 1 : 3号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細  
(質点系モデルによる時刻法応答解析による評価)

#### 1. 解析評価方針

水素爆発等による損傷に伴う原子炉建屋の構造への影響および耐震性評価は、基準地震動  $S_s$  を用いることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお、基準地震動  $S_s-3$  については、基準地震動  $S_s-1$  および  $S_s-2$  の応答結果に比べて、過去の計算例（付録 1-1 参照）から明らかに小さいことが分かっているため、今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

3号機原子炉建屋については、地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。ここでは、原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し、損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（1.0～10%）との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみ実施する。

上記の検討により、耐震余裕度が比較的に少ない場合には、さらに詳細な検討を行うこととする。

3号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 1-1 に示す。

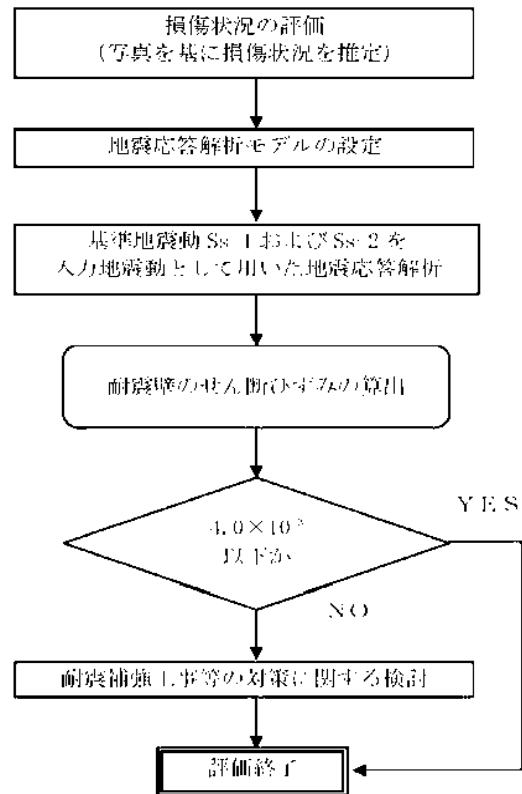


図 1.1 3号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

## 2. 損傷状況の評価

3号機原子炉建屋については、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し、損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

各部位の損傷状況評価の考え方を下記に示す。

### a. 外壁・屋根トラス

外観の写真から損傷を確認できる外壁・屋根トラスについては、損傷部位として評価した。また、一部剥落が確認された外壁についても損傷として評価した。(図 2.1)

### b. 使用済燃料プール

損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも 600mm であり、使用済燃料プールの壁・床の厚さが 1400～1850mm であること及び使用済燃料プールについては循環冷却システムが完成しており満水状態が維持されていることから、損傷は無いものと評価した。

### c. 機器仮置プール

外観の写真から一部剥落が確認された外壁部分を除き、機器仮置プール壁に損傷は確認されていない。なお、機器仮置プール西側の壁については、図 2.2 に示す写真からの部分的に状況を確認した限り、損傷は確認されない。また、損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも 600mm であり、機器仮置プール壁・床の厚さが 900mm であることから、損傷は無いものと評価した。

### d. シェル壁

損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも 600mm であり、3 階のシェル壁は、厚さが 1850mm であることから、損傷は無いものと評価した。

### e. 床スラブ

建屋内については調査結果が得られていないことから、外観写真と外壁の損傷状況から判断することとした。1～3 階は、外壁が一部剥落していることを除き外観に異常は見られないことより、損傷は無いものと評価した。4 階、5 階については、外壁が損傷しており、損傷した外壁以下の厚さである床スラブは損傷している可能性があるものと評価した。また、5 階の北西側の床スラブについては、外観写真より床スラブを支持する 4 階部分の外壁と柱に大きな損傷が確認できることより、損傷部位として評価した。(図 2.3)



北面



西面

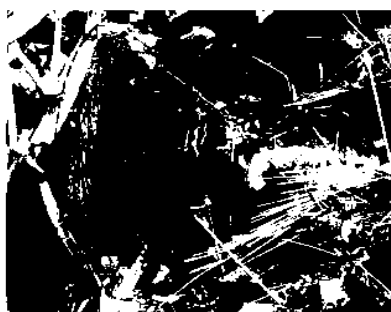


東面



南面

図-2.1 外壁の状況



○ 機器仮置プール西側壁の状況が確認できる部分  
図-2.2 機器仮置プール西側の壁の状況



図-2.3 5階北西側の床スラブの状況

### 3. 解析に用いる入力地震動

3号機原子炉建屋への入力地震動は、福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果「中間報告書」(原管登官1-9第603号、平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $Ss-1$  および  $Ss-2$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1に示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $Ss$  に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. +196.0m) における基準地震動  $Ss-1$  および  $Ss-2$  の加速度波形について、図-3.2に示す。

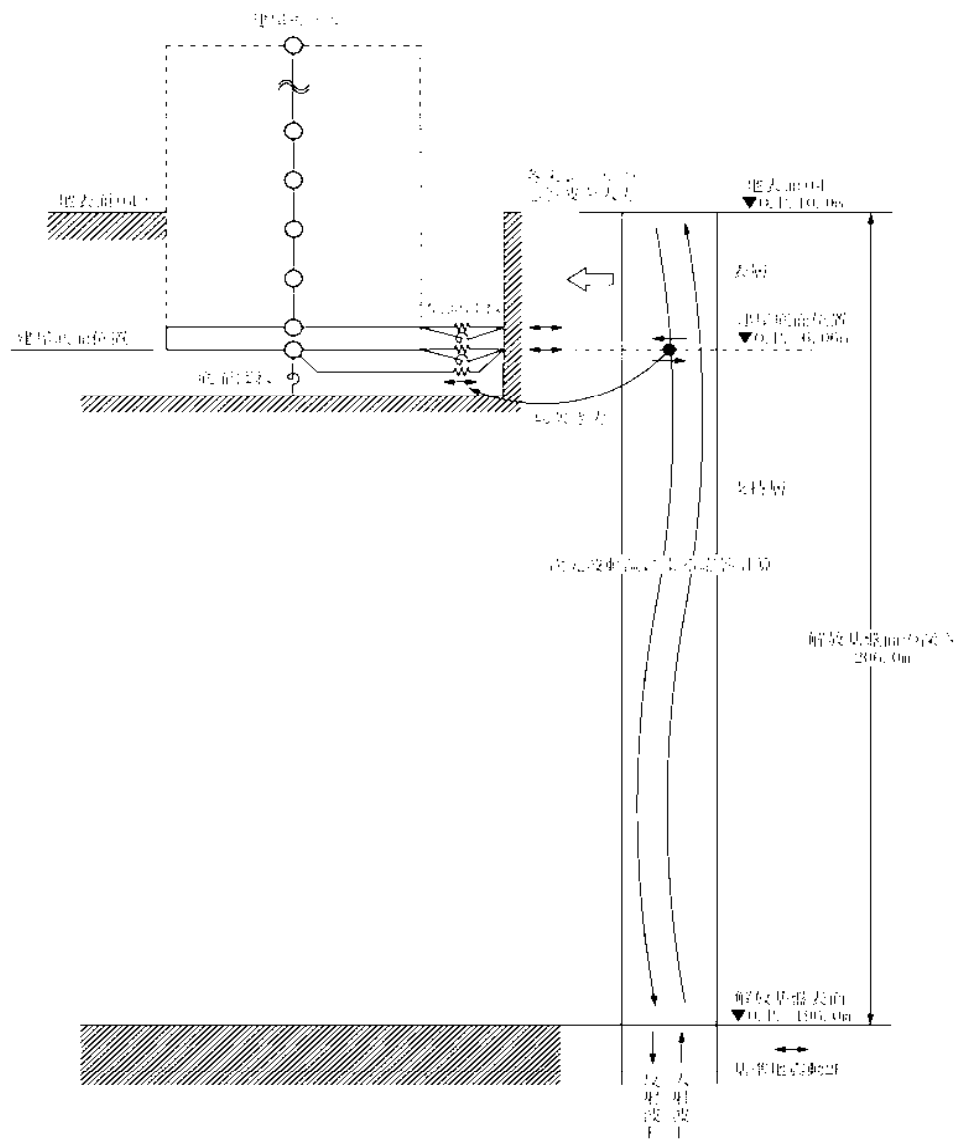


図 3.1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



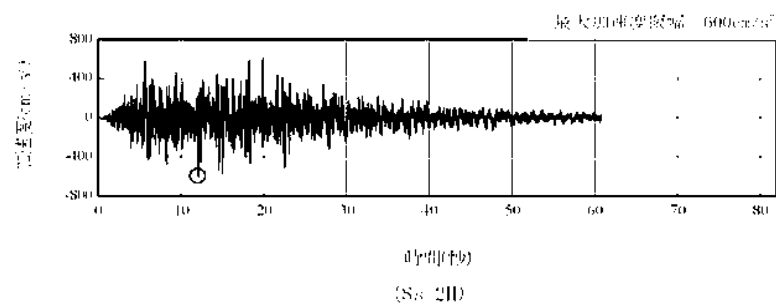
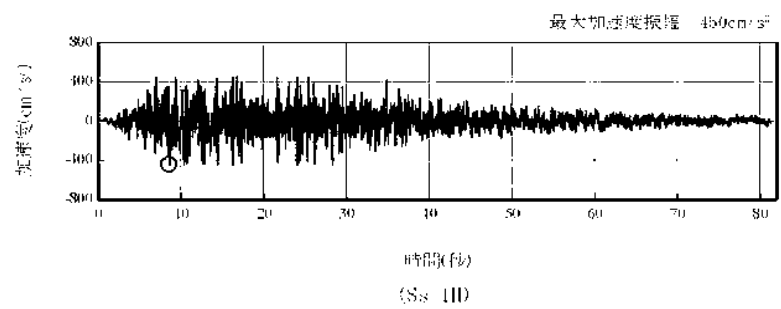


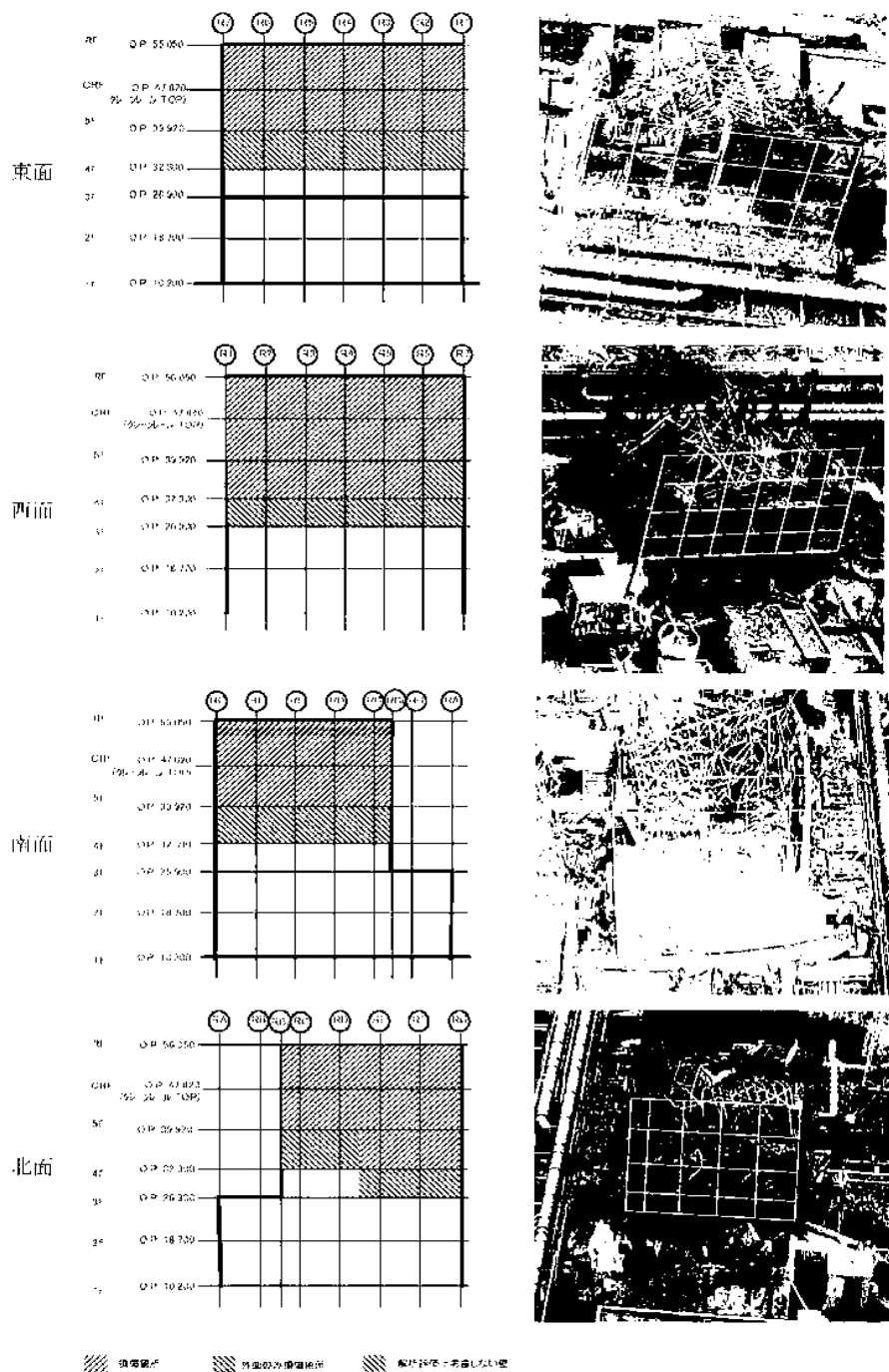
図-3.2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

#### 4. 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の地震応答解析は、「3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では、「福島第一原子力発電所 〔発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針〕の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂2）」（平成22年4月19日）にて作成した地震応答解析モデルを基に、次の項目について修正を加え、新たな地震応答解析モデルを構築することとする。

3号機原子炉建屋については、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷していることから、「2. 損傷状況の評価」で評価した損傷状況を基に解析モデルを作成する。なお、5階より上部の崩れた部分の重量は5階床（床スラブが損傷している北西部分については4階床）で支持されていると仮定するなど、崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定する。3号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図4.1に、損傷状況（平面図）を図4.2に示す。



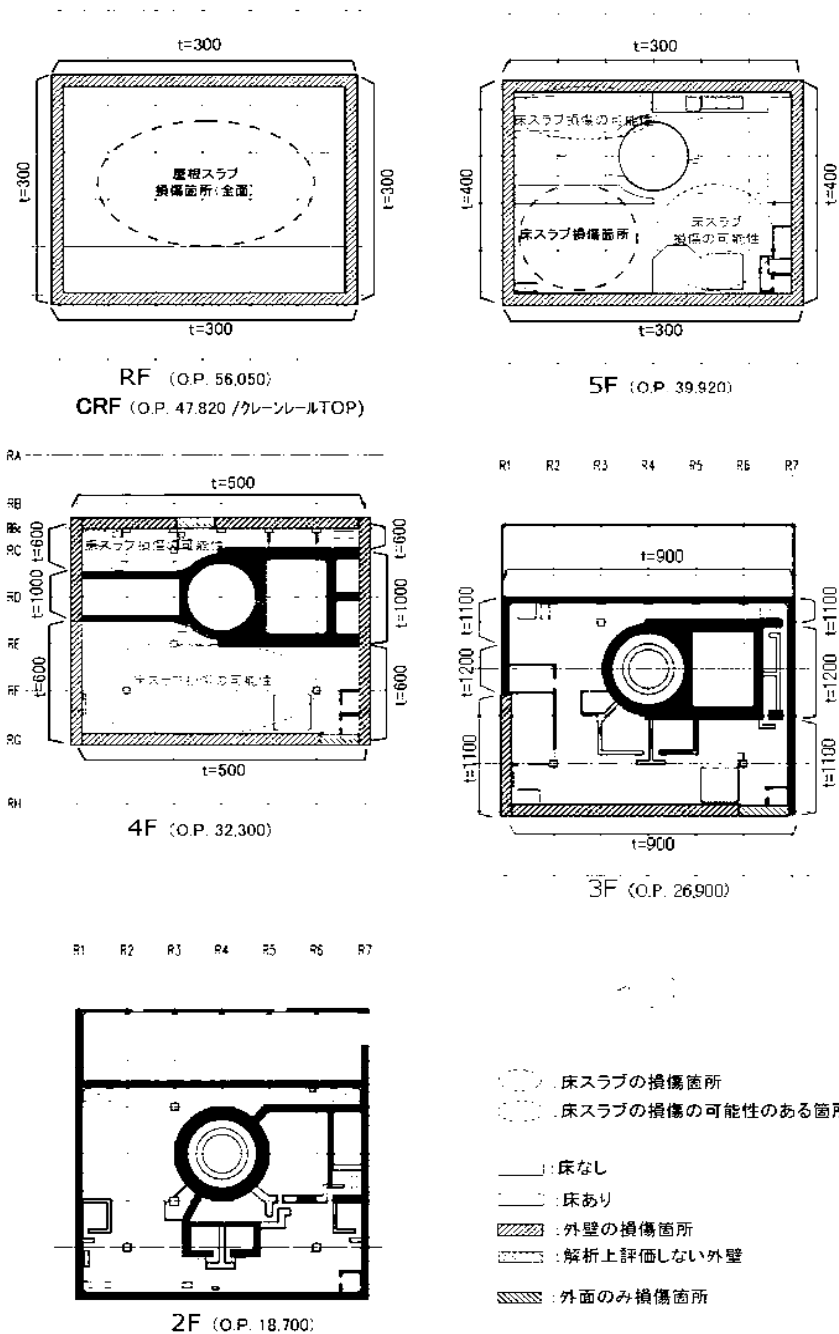


図-1.2 3号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、図 4.3 および図 4.4 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価ばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 4.1 に、建屋解析モデルの諸元を表 4.2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 4.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったもの、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 4.5 に示すようにばね定数 ( $K_0$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_0$ ) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

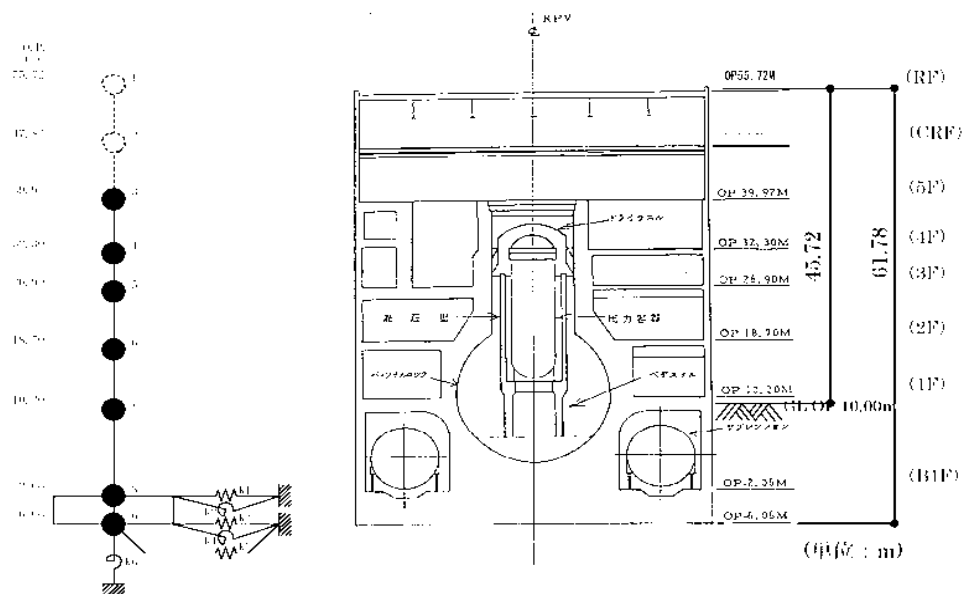


図 1.3 3号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

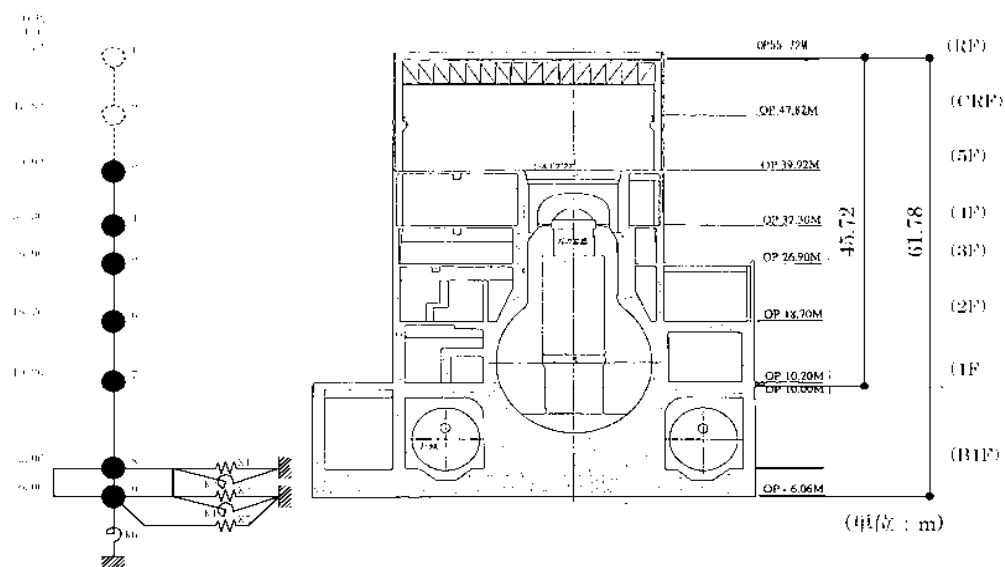


図-1.4 3号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表-4.1 地震応答解析に用いる物性値

コン クリ ート	強度*1 $F_c$ ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	ヤング係数*2 $E$ ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	せん断弾性係数*2 $G$ ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	ポアソン 比 $\nu$	単位体積重量 $\gamma$ ( $\text{kN}/\text{m}^3$ )
	35.0	$2.57 \times 10^4$	$1.07 \times 10^4$	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

\*2：実強度に基づく値を示す。

表-4.2 偉岸解析モデルの諸元

(NS 方向)

質点番号	質点重量 (kN)	回転慣性重量 ( $\times 10^3 \text{ kN} \cdot \text{m}^2$ )	柱断面面積 ( $\text{m}^2$ )	断面2次モーメント ( $\text{m}^4$ )
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	78,130	82,37	145.3	3,695
4	119,490	298,33	146.1	29,271
5	109,630	291,82	237.3	99,230
6	130,160	239,55	205.6	60,119
7	226,790	317,47	358.7	112,978
8	301,020	554,47	2,097.8	494,020
9	127,000	233,79		
合計	1,092,200	モンブ係数 $2.57 \times 10^7 \text{ (kN} \cdot \text{m}^2)$ 柱の曲げ剛性係数 $1.07 \times 10^7 \text{ (kN} \cdot \text{m}^2)$ モンブ係数 $0.20$ 減衰 $5\%$ 基礎形状 $47.0\text{m(NS方向)} \times 57.4\text{m(EW方向)}$		

(EW 方向)

質点番号	質点重量 (kN)	回転慣性重量 ( $\times 10^3 \text{ kN} \cdot \text{m}^2$ )	柱断面面積 ( $\text{m}^2$ )	断面2次モーメント ( $\text{m}^4$ )
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	78,130	60,05	51.5	3,695
4	119,490	126,49	123.4	12,360
5	109,630	291,82	201.1	41,362
6	130,160	239,55	226.6	61,084
7	226,790	622,62	351.3	135,128
8	301,020	826,59	2,097.8	710,717
9	127,000	348,72		
合計	1,092,200	モンブ係数 $2.57 \times 10^7 \text{ (kN} \cdot \text{m}^2)$ 柱の曲げ剛性係数 $1.07 \times 10^7 \text{ (kN} \cdot \text{m}^2)$ モンブ係数 $0.20$ 減衰 $5\%$ 基礎形状 $47.0\text{m(NS方向)} \times 57.4\text{m(EW方向)}$		



表-4.3 地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma_t$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.78	265,000	398	3
-30.0		500	17.1	0.455	438,000		342,000	442	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		433,000	495	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		505,000	530	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma_t$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.81	275,000	405	3
-30.0		500	17.1	0.455	438,000		353,000	450	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		455,000	504	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		523,000	540	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

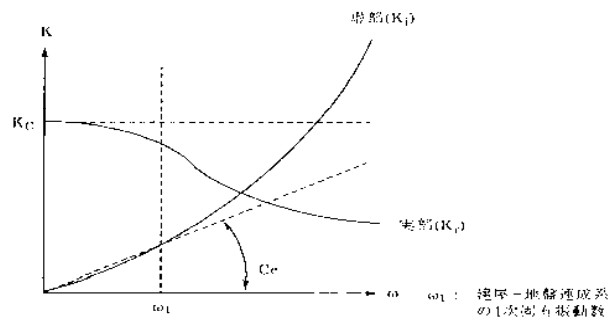


図-4.5 地盤ばねの近似

### 5. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向、EW 方向の最大応答加速度を図 5.1 および図 5.2 に示す。

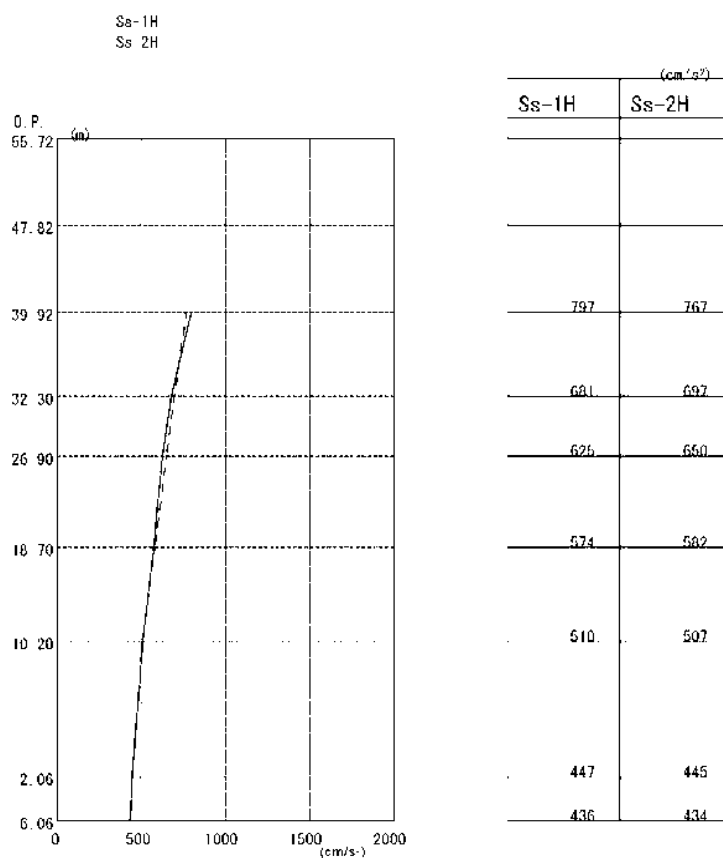


図-5.1 最大応答加速度 (NS 方向)

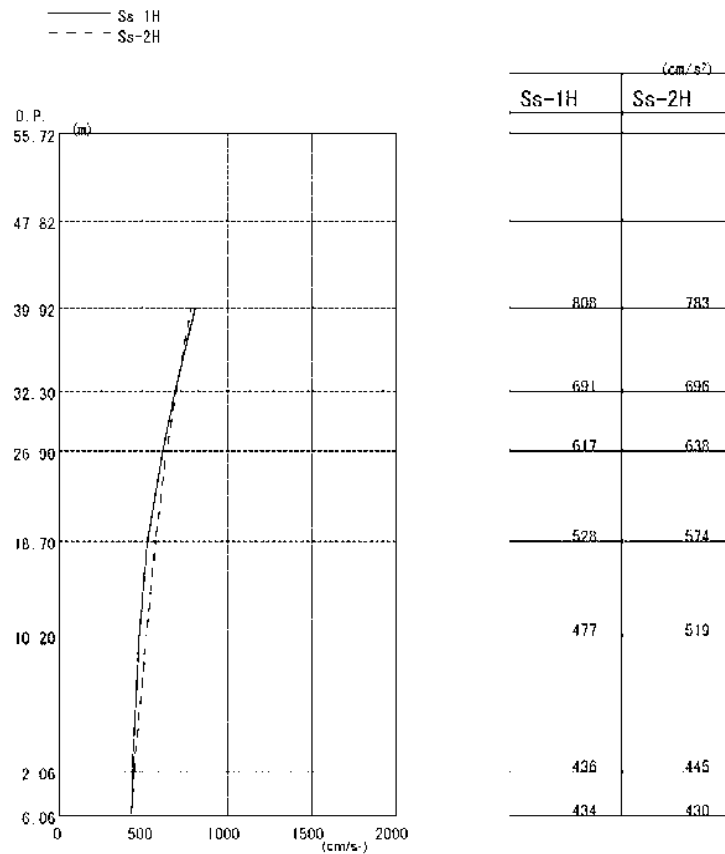


图-5.2 最大応答加速度 (EW 方向)

#### 6. 耐震安全性評価結果

表 6-1 に、耐震壁の最大せん断ひずみを、図 6.1、図 6.2 および図 6.3、図 6.4 に基準地震動 Ss-1 および基準地震動 Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線に示す。せん断ひずみは、最大で  $0.14 \times 10^{-3}$  (Ss-2H, NS 方向, 1F) であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表 6-1 耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧  
( $\times 10^{-3}$ )

	NS 方向		EW 方向	
	Ss-1H	Ss-2H	Ss-1H	Ss-2H
4F	0.05	0.04	0.10	0.10
3F	0.10	0.10	0.12	0.12
2F	0.09	0.09	0.10	0.10
1F	0.13	0.14	0.12	0.13
B1F	0.09	0.09	0.09	0.09

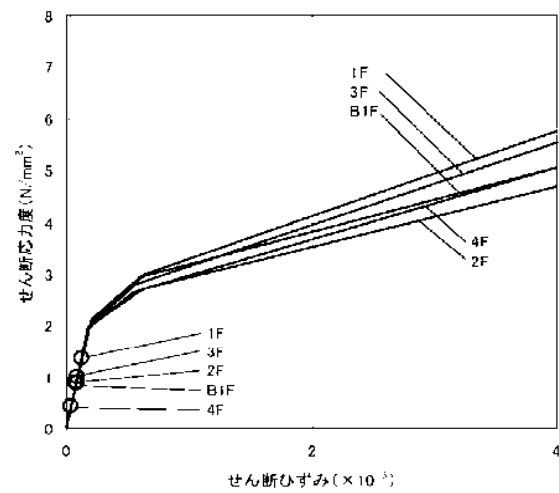


図-6.1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, NS 方向)

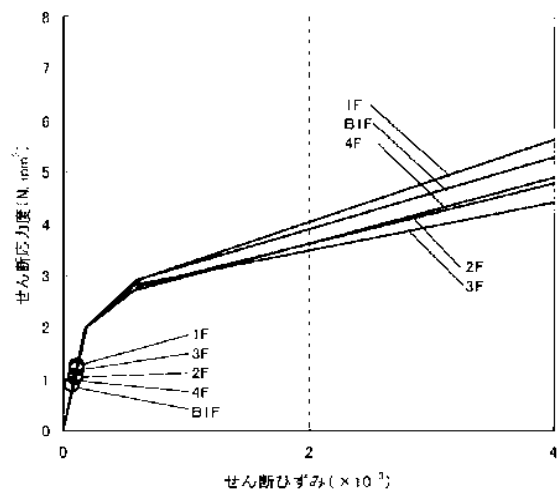


図-6.2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, EW 方向)

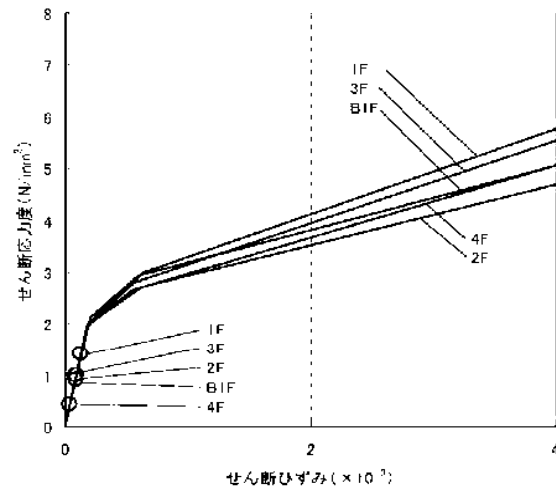


図 6.3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, NS 方向)

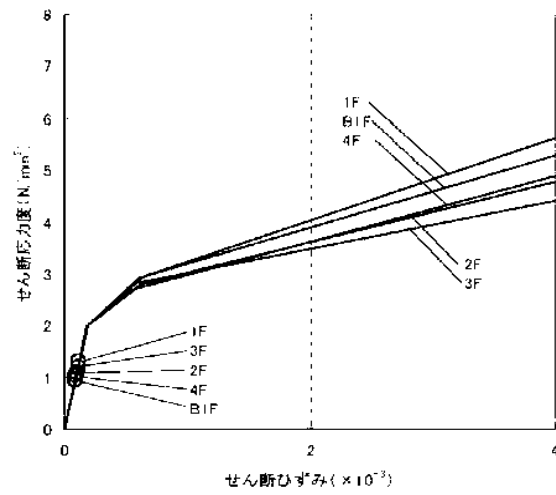
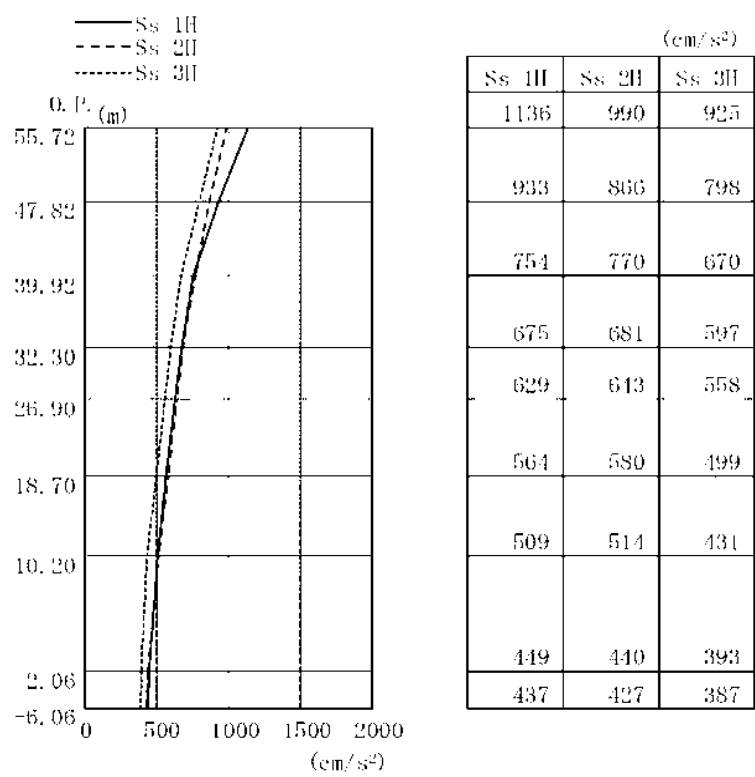


図-6.4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, EW 方向)

『発電所原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果

『福島第一原子力発電所 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書（改訂2）』（平成22年4月19日）に記載している3号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。



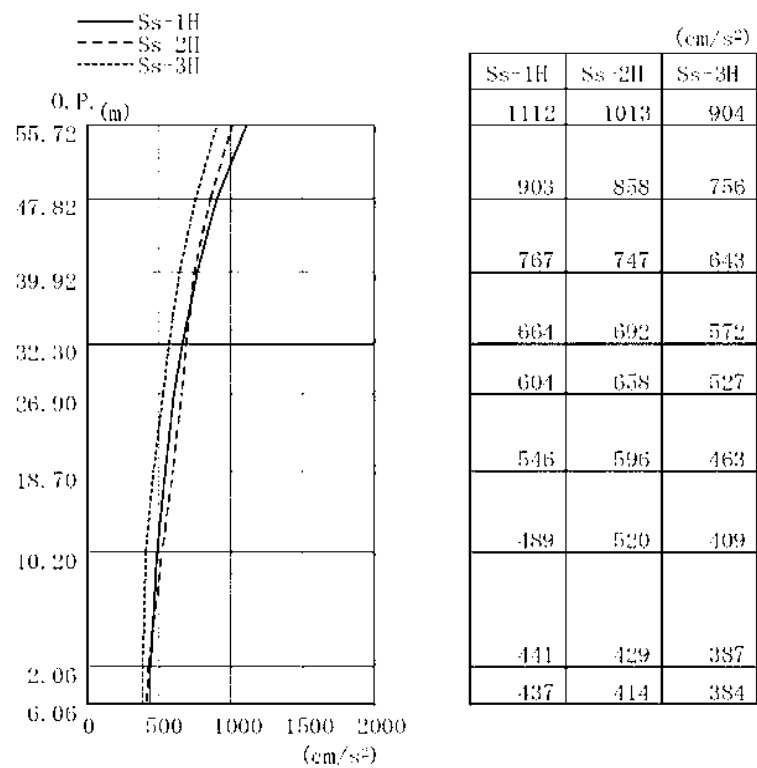


图 2 最大応答加速度 (EW 方向)

付 1-1.2



表-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

				( $\times 10^{-3}$ )
階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3E	評価基準値
CRF	0.07	0.06	0.06	2.0以下
5F	0.12	0.11	0.10	
4F	0.04	0.04	0.04	
3F	0.06	0.07	0.06	
2F	0.08	0.09	0.08	
1F	0.13	0.13	0.12	
B1F	0.08	0.08	0.07	

表-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

				( $\times 10^{-3}$ )
階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.09	0.09	0.08	2.0以下
5F	0.12	0.11	0.09	
4F	0.08	0.08	0.07	
3F	0.09	0.09	0.08	
2F	0.10	0.10	0.09	
1F	0.12	0.12	0.10	
B1F	0.08	0.09	0.07	

以上

添付資料 2 : 3 号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細  
(3次元 FEM 解析による局部評価)

#### 1. 解析評価方針

3号機原子炉建屋については、5階より下部の4階や3階の外壁が複雑に損傷していることを踏まえ、2階より上部を詳細な3次元FEM解析モデルでモデル化し、応力解析により基準地震動  $S_s$  に対する原子炉建屋の耐震安全性を評価する。なお、3号機原子炉建屋の外壁の損傷が確認されている4階や3階においては、主要な耐震要素が使用済燃料プールとなることから、ここでは使用済燃料プールを中心とした評価を実施する。

原子炉建屋の5階平面図を図 1.1 に、断面図を図 1.2 に示す。

耐震安全性評価は、図 1.3 のフローに示すように以下の手順で行う。

- ・ 使用済燃料プールを中心とした評価を実施するために2階（O.P.18.7m）から5階（O.P.39.92m）までの建屋部分を対象に、爆発等による損傷状況を模擬した3次元FEM解析モデルを作成する。
- ・ 死荷重、プール水による静水圧、温度荷重、地震応答解析結果に基づく地震荷重、地震時動水圧などの荷重条件および荷重組合せの条件を設定する。
- ・ 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い、使用済燃料プール部及びシェル壁部に発生する応力およびひずみを算出する。
- ・ 評価基準値と比較し、耐震安全性を評価する。

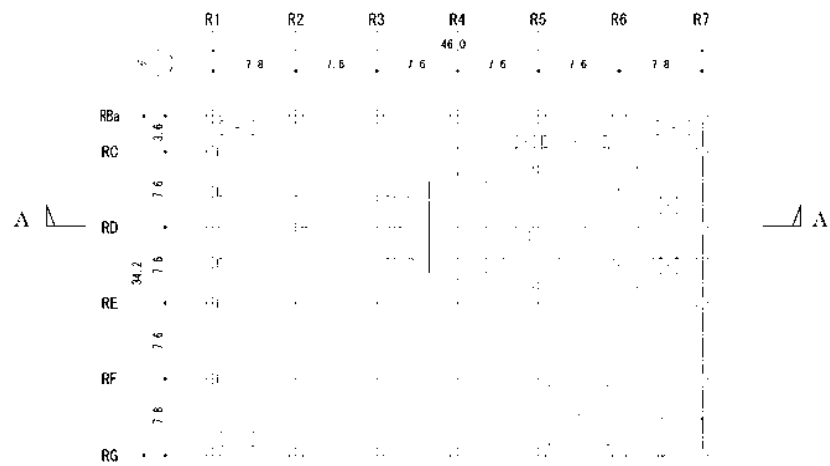


图 1.1 5 层 (OP 39.92) 平面图 (单位: m)

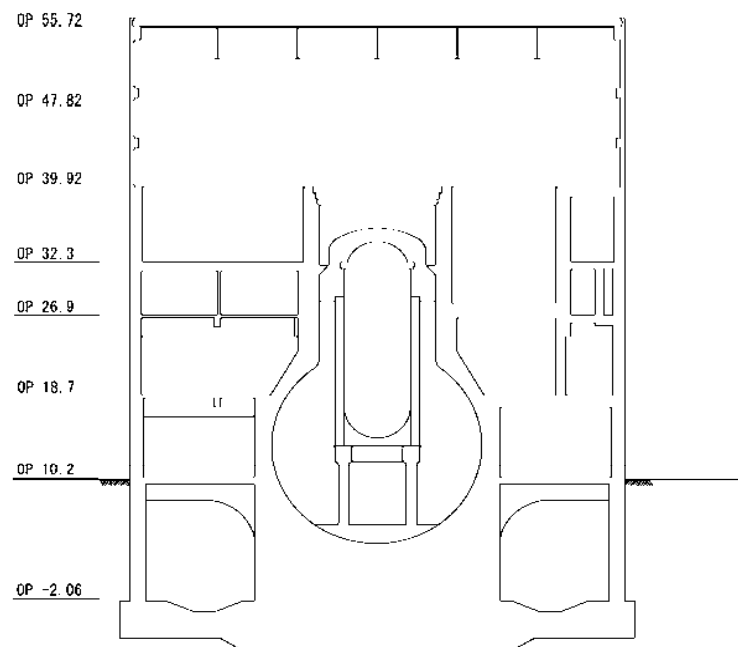


图-1.2 A-A 断面图 (单位: m)

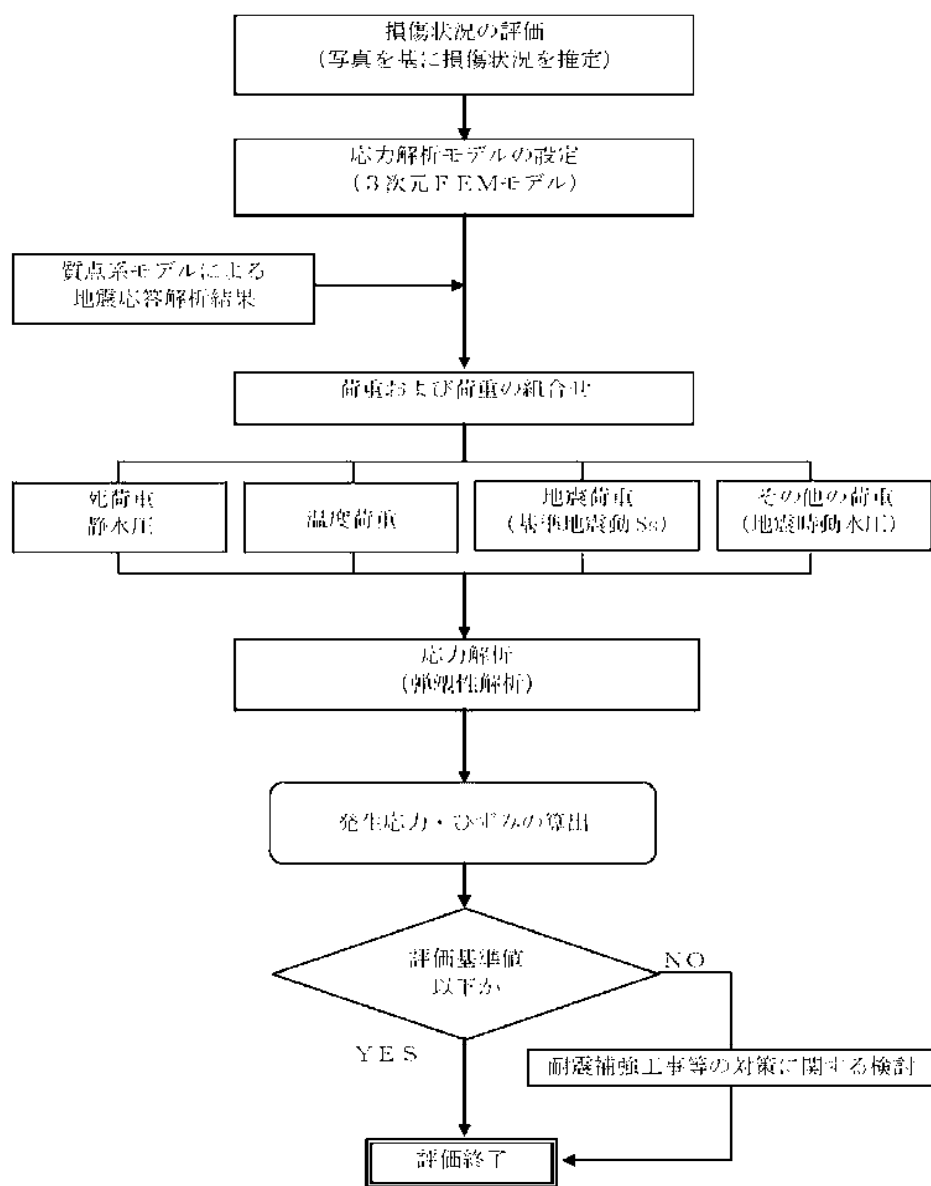


図-1.3 局部評価の耐震安全性評価フロー

## 2. 損傷状況の評価

損傷状況の評価にあたっては、「添付資料－2－2. 損傷状況の評価」を基本として3次元FEM解析モデルを作成している。

解析モデルで評価した外壁は、添付資料－2において考慮した部分と同一とする。

爆発による影響を考慮し、添付資料－2で損傷部位として考慮した5階及び4階の床の剛性を50％に低減し、使用済燃料プール、機器仮置プール及び原子炉カウリングの剛性を80％に低減する。

なお、シェル壁については、目視による確認は実施できていないものの、シェル壁は、損傷している外壁の厚さ（最大で600mm）と比較して厚いことから損傷は無いものとして評価する。

損傷した部分の重量については、下階の床で支持されていると仮定し、全て一様に積載されているものとして評価する。

### 3. 応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し、使用済燃料プール部及びシェル壁部に発生する応力およびひずみを算定する。2階壁から5階の燃料取替え床までの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化する。

解析モデルに使用する板要素は、鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いる。各要素には、板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが、板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮する。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

解析モデル概要図を図 3.1 に、コンクリートと鉄筋の構成則を図 3.2 に、解析モデルの境界条件を図 3.3 に示す。

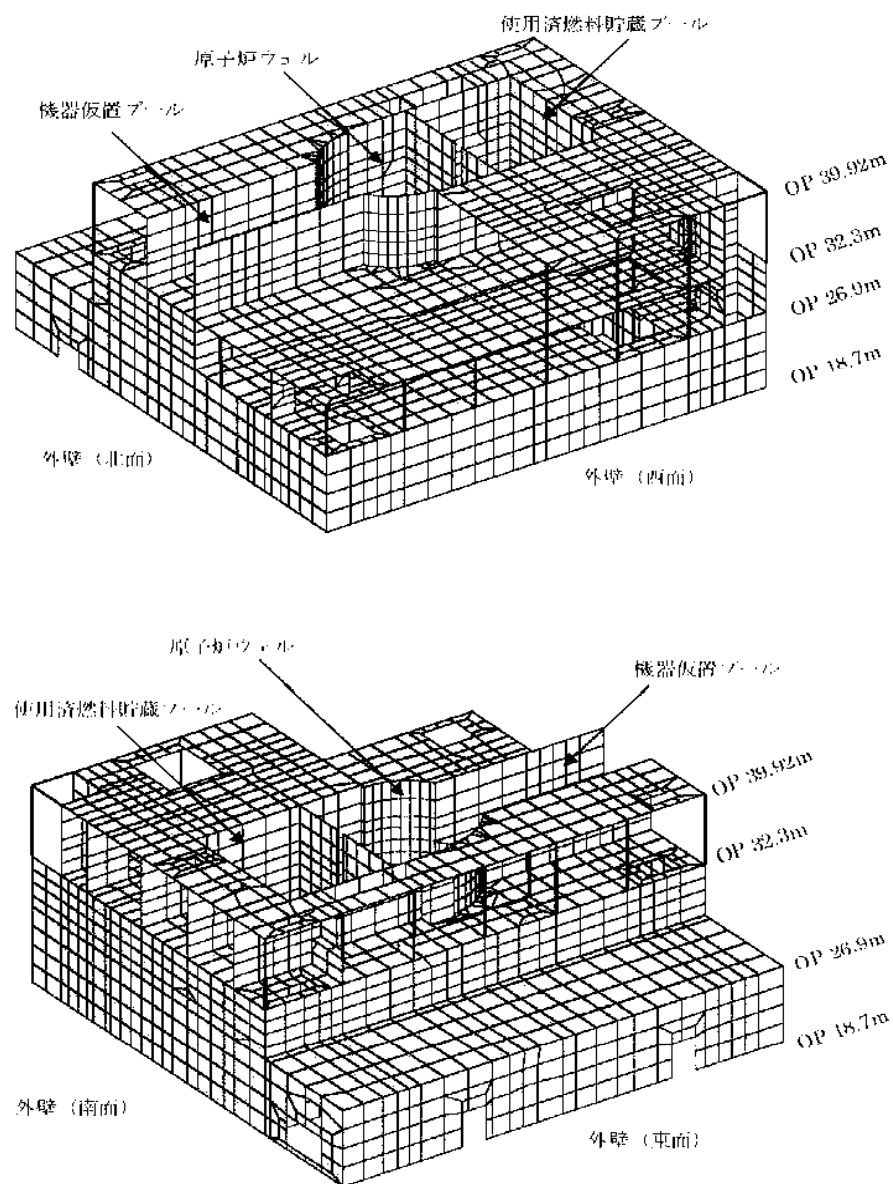
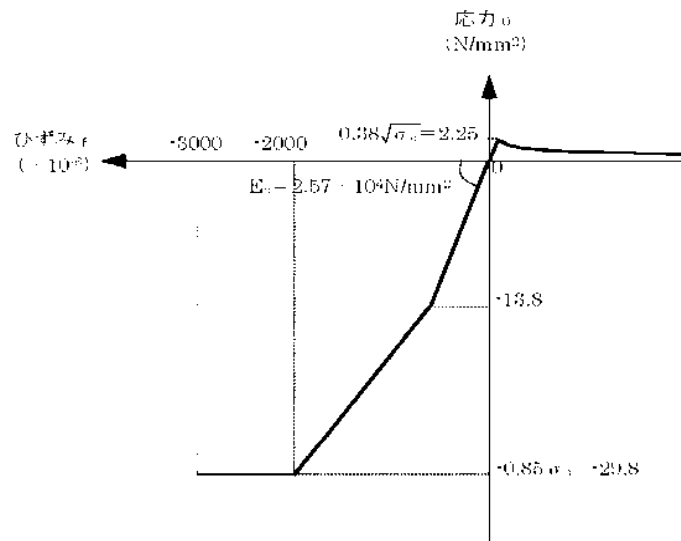
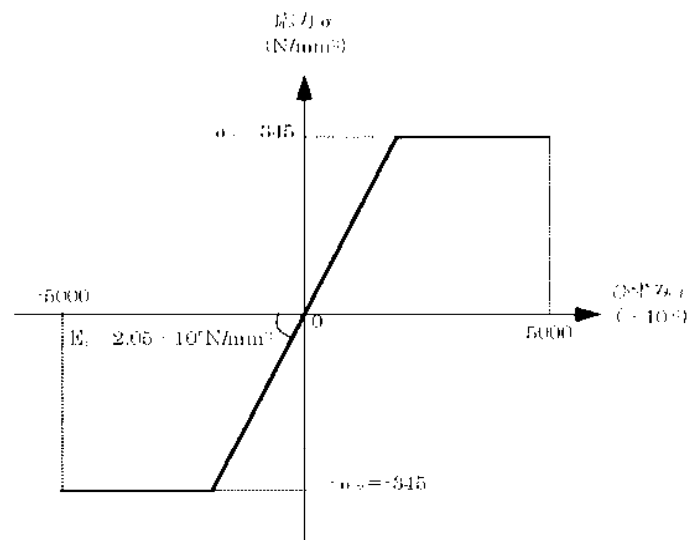


図 3.1 解析モデル概要図





(a) コンクリートの応力 ひずみ関係  
(コンクリート強度  $\sigma_c = 35\text{N/mm}^2$ )



(b) 鉄筋の応力 ひずみ関係  
(鉄筋降伏点  $\sigma_y = 345\text{N/mm}^2$ )

図-3.2 コンクリートと鉄筋の構成則

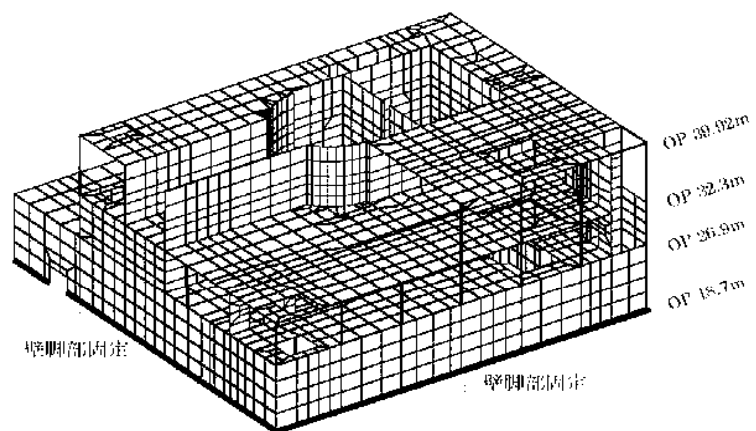


図 3.3 解析モデルの境界条件

#### 4. 荷重および荷重の組合せ

##### (1) 死荷重

解析モデルに付与する死荷重は、モデル化範囲の建屋躯体の自重、機器重量に加え、崩れた屋根や外壁重量が全て燃料取替え床やプール床に積載していると仮定した場合の付加重量を考慮する。

##### (2) 静水圧

使用済燃料プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

##### (3) 温度荷重

実測されたプール水の温度条件（62℃程度）を参考に、水温 65℃、外気温 10℃の状態を想定する。原子炉格納容器内の空囲気温度についても、これまでの履歴温度より 110℃の状態を想定する。

##### (4) 地震荷重

前述の建屋の損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。（付録 2-1 参照）

##### (5) その他の荷重

プール水の地震時動水圧を考慮する。

##### (6) 荷重の組合せ

表 4.1 に荷重の組合せを示す。なお、水平方向および鉛直方向の地震動の組合せは、組合せ係数法（組合せ係数 0.1）により評価する。

日本機械学会「発電用原子力設備規格（コンクリート製原子炉格納容器規格）」等において、温度荷重と基準地震動  $S_s$  による地震荷重との組合せを行わないこととしている。しかし、現状の使用済燃料プールが比較的長期間高温状態となっていることを踏まえ、温度荷重と基準地震動  $S_s$  による地震荷重とを組み合わせで評価することとした。さらに、温度荷重を考慮しない場合の評価結果については付録 2-2 に示している。

表-4.1 荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
$S_s$ 地震時	$DL + H + T + K + KH$

ここに、  $DL$ ：死荷重，  $H$ ：静水圧，  $T$ ：温度，  
 $K$ ：地震荷重（基準地震動  $S_s$ ），  $KH$ ：地震時動水圧

## 5. 評価結果

配筋諸元等に基づき原子炉建屋の構造検討を行い、耐震安全性を評価する。評価箇所を図 5.1、図 5.2 に示す。また評価に用いる配筋諸元を表 5.1 に示す。

評価においては、応力解析より求まる発生応力およびひずみが、評価基準値を超えないことを確認する。評価基準値は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」等に基づき設定する。

評価結果を表 5.2、表 5.3 に示す。いずれの箇所においても発生応力およびひずみは弾性範囲内であり評価基準値を下回ることより、現状の原子炉建屋は基準地震動 S s に対する耐震安全性が確保されていると推定される。

表-5.2～表-5.3 に用いる記号の説明

$\epsilon_c$	: コンクリートの圧縮ひずみ
$\epsilon_{ct}, \epsilon_{st}$	: 鉄筋の圧縮ひずみおよび引張ひずみ (ひずみは全て引張側を正として表記)
$Q$	: 面外せん断力

なお、損傷状況の評価において、剛性が変動する可能性が考えられることから、炉内が高温になった影響でシール壁の剛性が低下した可能性や爆発によって使用済燃料 プールなどの剛性がより低下している可能性を考慮したパラメータスタディや、不確定要素が大きいので逆に剛性の低下を緩和したパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じておらず、仮定条件の変動が解析結果に与える影響はそれほど大きくないことを確認している。(付録 2-3 参照)

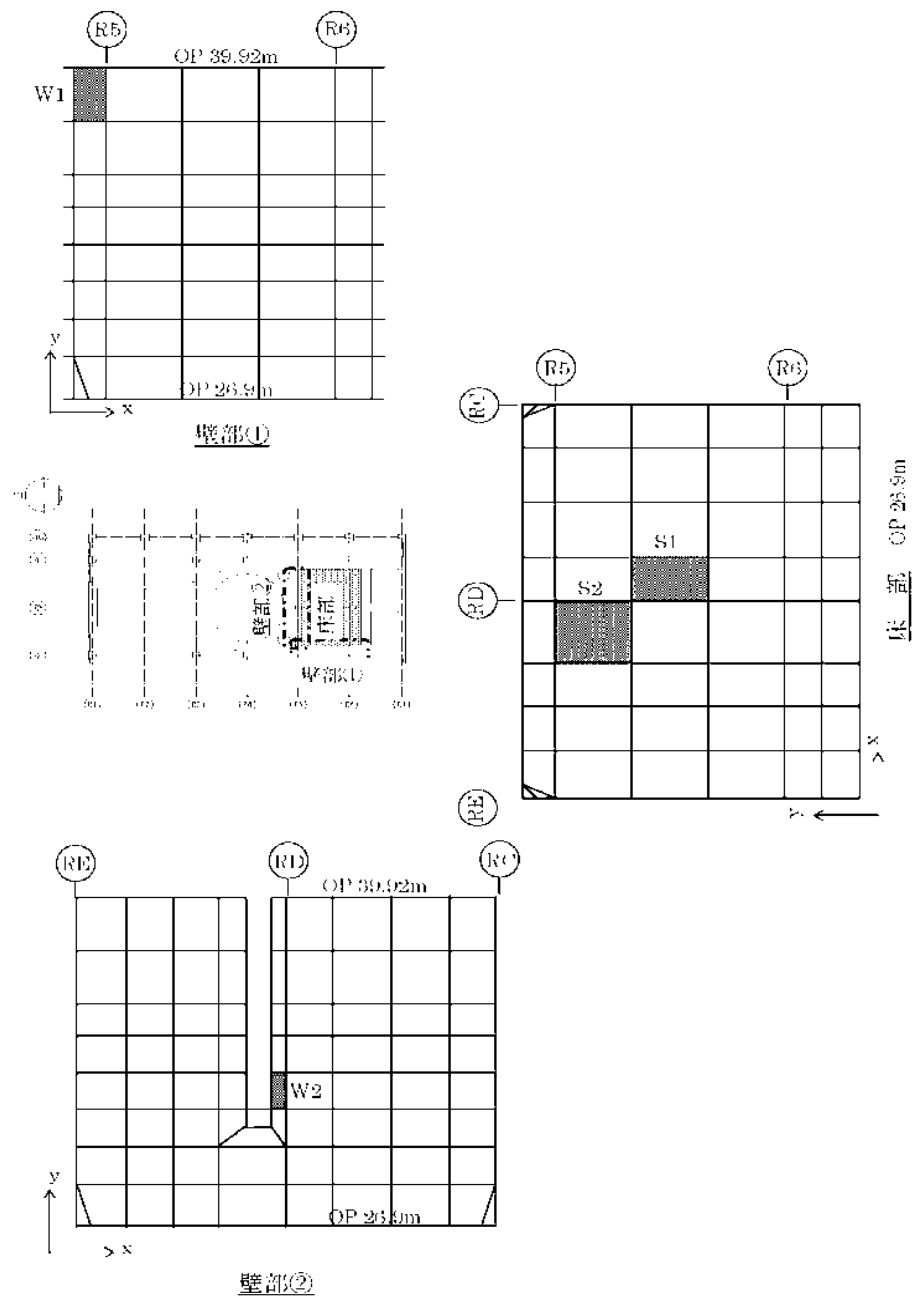
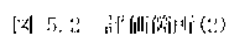


図-5.1 評価箇所(I)



位置	内側筋		外側筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
W1	D32@250 +4 D32	D32@120	D32@250 +4 D32	D32@140	—
W2	D38@130	D38@130	D38@160	D38@130	
位置	上端筋		下端筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
S1	D32@100 + D32@200		D32@200		
S2					
位置	内側筋		外側筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
シールド 1	D38@100 + D38@150	D38@100 + D38@200	D38@100 + D38@150	D38@120 + D38@240	—
シールド 2	D38@130	D38@130	D38@150	D38@130	

表 5.2(1) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判定
W1	上層	Ss 地震時	667	3000	可
	中層		-588	-5000	可
	下層		1303	5000	可

表 5.2(2) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判定
S1	上層	Ss 地震時	-113	3000	可
	中層		165	5000	可
	下層		335	5000	可

表 5.2(3) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シール壁）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-6}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-6}$ )	判定
シールド 1	上層	Ss 地震時	-567	-3000	可
	中層		-469	-5000	可
	下層		108	5000	可

表-5.3(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
WC	Ss 地震時	1689	3130	可

表 5.3(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
SC	Ss 地震時	897	1900	可

表 5.3(3) 面外せん断力の検討結果（シールド壁）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
シールド	Ss 地震時	2475	3270	可



## 3号機原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析について

福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋の3次元FEM解析による局部評価にあたっては、基準地震動Ssによる鉛直方向の動的解析結果を入力として用いる。ここでは、鉛直方向の地震応答解析結果を示す。

解析モデル作成にあたって、「添付資料-1-3号棟の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）」において評価した範囲と同様の範囲を損傷範囲として取り扱うこととし、崩れた部分の重量については、下階の床で支持されると仮定する。

鉛直方向の建屋解析モデルを図-1に、諸元を表-1に示す。

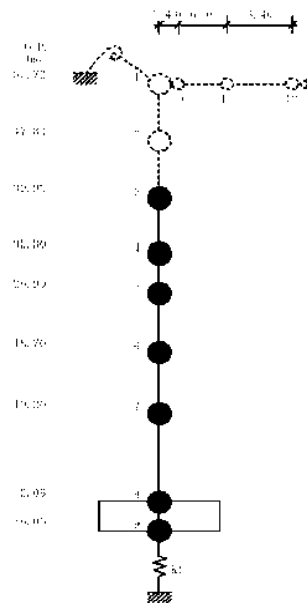


図 1 建屋解析モデル (鉛直方向)

表 1 建屋解析モデルの諸元  
(鉛直方向)

基礎				壁床			
質点番号	質量重量 (kg)	断面積 $A_0$ ( $\text{m}^2$ )	軸方向慣性 $I_0$ ( $\times 10^6 \text{kgm}^2$ )	質点番号	質量重量 (kg)	断面断面積 $A_0$ ( $\times 10^3 \text{m}^2$ )	断面2次モーメント ( $\text{m}^4$ )
1	—	—	—	1	—	—	—
2	—	—	—	10	—	—	—
3	38,120	—	—	11	—	—	—
4	119,190	702.0	6.48	12	—	—	—
5	109,630	266.3	12.67	中間クォーター部 キンダ係数 $k_f$ $2.57 \times 10^7$ (N/m <sup>2</sup> ) リム剛性係数 $k_r$ $1.67 \times 10^7$ (N/m <sup>2</sup> ) トーション $G$ $0.20$ 減衰 $\gamma$ $10$			
6	130,360	611.7	13.31				
7	226,760	823.0	12.79				
8	301,620	911.2	11.29				
9	127,000	2,097.8	173.33				
合計	1,002,200			2階部 キンダ係数 $k_f$ $2.06 \times 10^7$ (N/m <sup>2</sup> ) リム剛性係数 $k_r$ $1.10 \times 10^7$ (N/m <sup>2</sup> ) トーション $G$ $0.20$ 減衰 $\gamma$ $10$			

基礎形状 (Z, 0) 方向・(0, Z) 方向

付 2 1.2

地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度および最大応答軸力を図-2 および図-3 に示す。

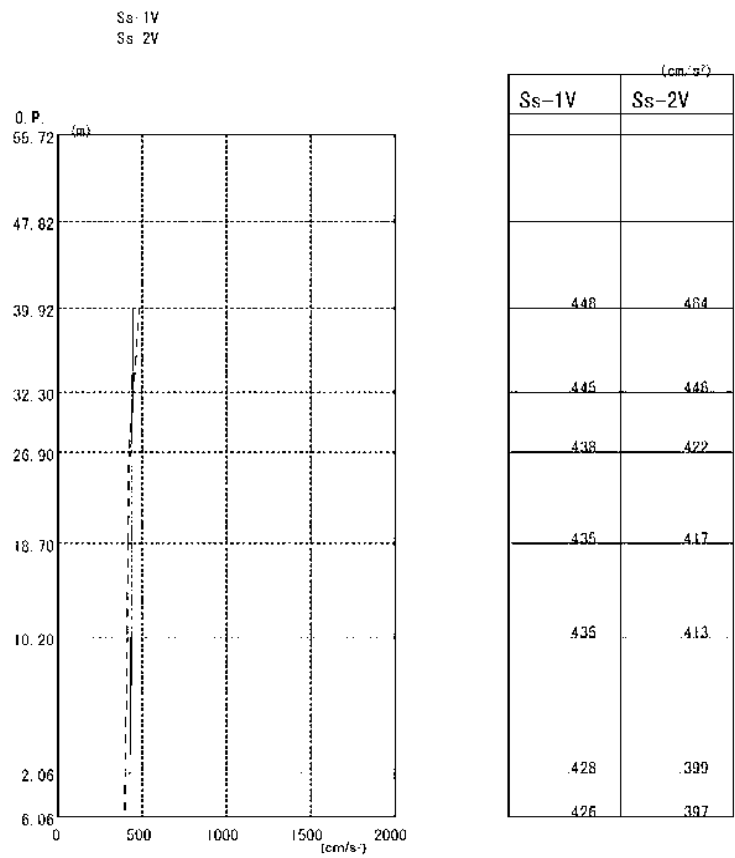


図 2 最大応答加速度（鉛直方向）

付 2 1.3

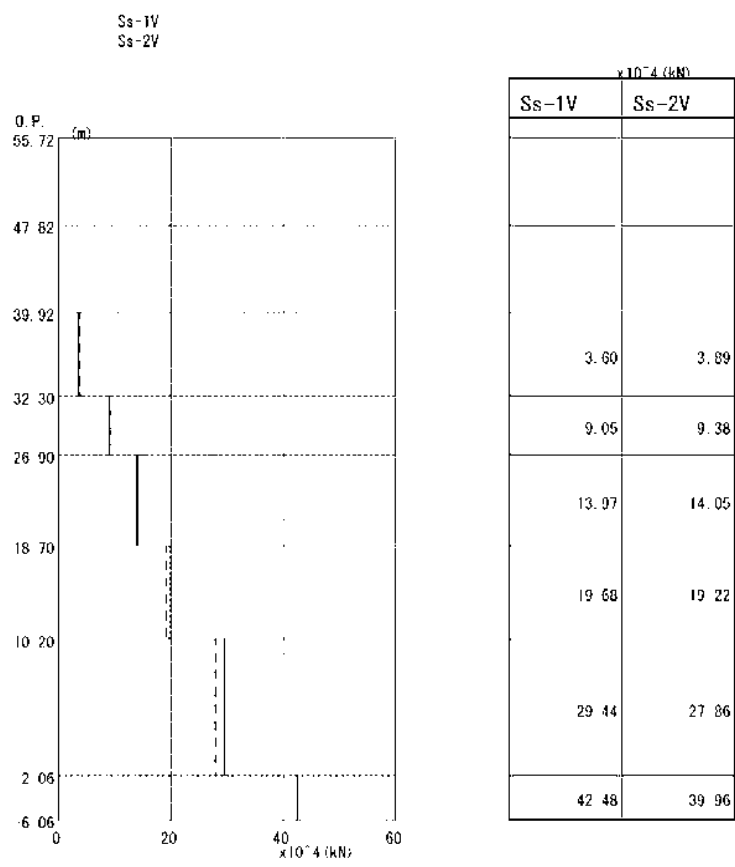


图 3 最大峡谷轴力（鉛直方向）

付 2 1.4

## 温度荷重に関するパラメトリックスタディについて

## 1. 解析概要

添付資料 2 では、荷重組合せとして基準地震動  $S_s$  と温度荷重（プール水の温度条件（65℃））を組み合わせて耐震安全性の評価を実施した。本検討では、温度荷重を考慮しない場合の基準地震動  $S_s$  に対する検討を行い、温度荷重を考慮しない場合における耐震安全性の評価への影響を検討する。

## 2. 解析方法

添付資料 2 の荷重の組合せ（以下、基本ケースとする）をもとに、温度荷重を除外した表 1 の荷重の組合せを対象とする。なお、荷重の組合せ以外の条件は、解析モデルを含め基本ケースと同一である。

表 1 荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
$S_s$ 地震時	DL+H+K+KH

ここに、 DL : 死荷重  
H : 静水圧  
K : 地震荷重（基準地震動  $S_s$ ）  
KH : 地震時動水圧

## 3. 評価結果

使用済燃料プール等のコンクリートおよび鉄筋のひびきみについて、基本ケースにて評価した同一箇所（要素）の結果を表 2 に、面外せん断力の結果を表 3 に示す。なお、参考として、表-2 及び表-3 には、比較のため温度条件を考慮した基本ケースの検討結果を併記する。

評価結果より、温度荷重を考慮しない場合においても、原子炉建屋の発生応力およびひびきみは評価基準値以内であり、耐震安全性は確保されていると推定される。

表-2(1) 軸力と曲げ応力による  
コンクリートおよび鉄筋のひびくみの検討結果（壁部）

箇所名	検討ひびくみ	荷重時名称	発生ひびくみ( $10^{-6}$ )		評価基準値 ( $10^{-6}$ )	判定
			本検討 (温度なし)	参考 基本ケース		
W1	上1層	S8 地震時	-135	-667	-3000	可
	上2層		365	588	5000	可
	上3層		414	1303	5000	可

表-2(2) 軸力と曲げ応力による  
コンクリートおよび鉄筋のひびくみの検討結果（床部）

箇所名	検討ひびくみ	荷重時名称	発生ひびくみ( $10^{-6}$ )		評価基準値 ( $10^{-6}$ )	判定
			本検討 (温度なし)	参考 基本ケース		
S1	上1層	S8 地震時	149	143	3000	可
	上2層		42	165	5000	可
	上3層		160	335	5000	可

表-2(3) 軸力と曲げ応力による  
コンクリートおよび鉄筋のひびくみの検討結果（シェル壁）

箇所名	検討ひびくみ	荷重時名称	発生ひびくみ( $10^{-6}$ )		評価基準値 ( $10^{-6}$ )	判定
			本検討 (温度なし)	参考 基本ケース		
シェル1	上1層	S8 地震時	119	567	3000	可
	上2層		197	469	5000	可
	上3層		53	498	5000	可

付 2-2.2

表-3(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 $Q$ (N/mm)		判定
		本検討 (温度なし)	参考 基本ケース	
W2	Ss 地震時	530 (3130)	1689 (3130)	可

( ) 数値は評価基準値

表-3(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 $Q$ (N/mm)		判定
		本検討 (温度なし)	参考 基本ケース	
S2	Ss 地震時	811 (2200)	897 (1900)	可

( ) 数値は評価基準値

表-3(3) 面外せん断力の検討結果（シェル壁）

箇所名	荷重時名称	発生応力 $Q$ (N/mm)		判定
		本検討 (温度なし)	参考 基本ケース	
シェル2	Ss 地震時	842 (3400)	2475 (3270)	可

( ) 数値は評価基準値

付2-2.3

## 原子炉建屋の耐震安全性評価に係るパラメトリックスタディ

## 1. 検討方針

基本ケースでは想定していない以下に示す変動要因を考慮したパラメータ解析を実施し、原子炉建屋の耐震安全性評価に与える影響程度を把握する。

## 【基本ケースで想定していない損傷シナリオ】

爆発により屋根及び3階以上の外壁の大半が崩壊し、3階～5階におけるプール、壁床、その他の部材の剛性への影響が考えられるが、その影響程度は遠方からの写真による確認に拠るところが多く剛性の設定にばらつきの大い可能性がある。

また、地震後に原子炉格納容器内部の温度が一時的に上昇し、剛性が低下する可能性がある。



## 2. 検討条件

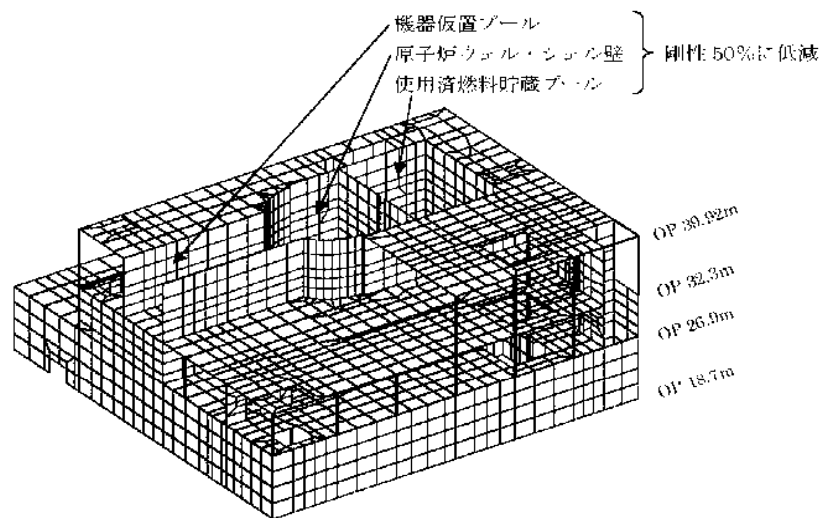
### 2. 1 爆発による影響検討のための検討条件

爆発によって、残存する床や壁にひび割れが生じ、剛性が低下している可能性も考えられるが、遠方からの写真で確認できない箇所もあり、剛性の設定はばらつきの大きい可能性がある。また、地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、その剛性へ影響を与える可能性がある。図-1 に示すように、半壊程度の外壁及びプール壁床などの損傷程度及び原子炉格納容器内の一時的な温度上昇が原子炉建屋の耐震安全性評価に及ぼす影響について2ケース（以下、ケース1・ケース2とする）検討する。

ケース1は、使用済燃料プール、機器仮置プール、原子炉ウエル、シェル壁の剛性を50%低下させることとする。

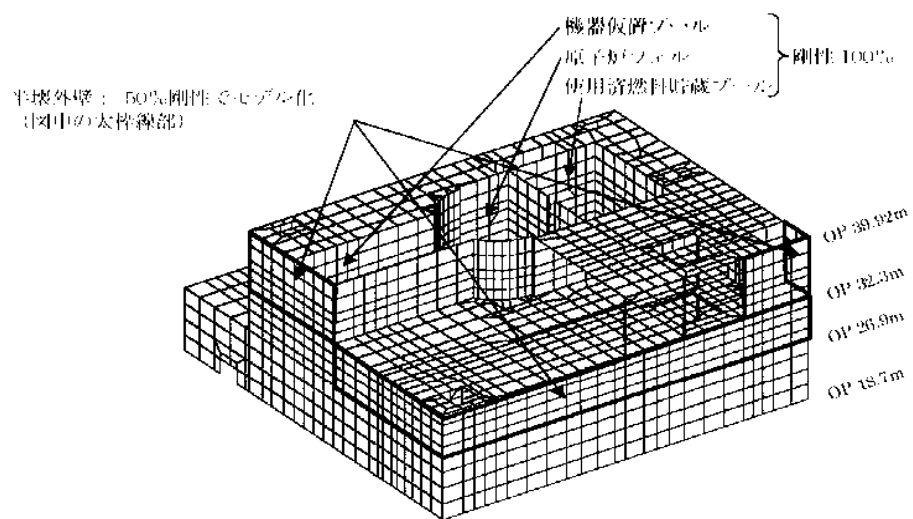
ケース2は、基本ケースでモデル化し無視した外面のみ損傷した半壊程度の外壁を50%の剛性低下した状態としてモデル化するとともに、使用済燃料プール及び原子炉ウエル、機器仮置プールは健全と想定し剛性を低下させないこととする。

付2.3.2



\*基本ケースと異なる設定箇所のみ記す。

図 1(1) 爆発による影響検討条件 (ケース 1)



\*基本ケースと異なる設定箇所のみ記す。

図 1(2) 爆発による影響検討条件 (ケース 2)

付 2 3.3

2. 2 検討ケース

検討条件をまとめた検討ケースの一覧を、基本ケースも併せて、表-1 に示す。検討ケースは、基本ケースと同じ荷重組み合わせを考慮し、原子力建屋の耐震安全性評価に与える影響を検討する。

表-1 検討ケース一覧

ケース		影響検討のための項目			
		外壁 (3 ～ 4 階)	床 (4 ～ 5 階)	使用済燃料 プール等	プール水温
	基本	半壊程度の壁を 全壊扱い	5 階北西床を全壊 扱いとし、他の床 は 50%に剛性低下	80%に剛性低下	65℃ (外気温 10℃)
1	爆発による 影響 (1)	*	*	50%に剛性低下	*
2	爆発による 影響 (2)	半壊程度の壁を 50%の剛性で モデル化	*	剛性低下なし	*

注) \*: 基本ケースと同じ条件とする。

### 3. 検討結果

基本ケース及び検討ケースに対して、評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率を比較した結果を表 2 に示す。基本ケースでは想定していない原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことの影響や爆発による剛性低下の不確定性を考慮しても、原子炉建屋の耐震安全性評価には影響を与えないことが確認された。

なお、参考までに、検討ケース 1～2 に対する耐震安全性評価結果の詳細を表-3～表-6 に示す。

表 2 評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率の比較

	評価項目	基本ケース	【ケース1】 爆発影響（1）	【ケース2】 爆発影響（2）
プール床	鉄筋 ひずみ	0.07	0.07	0.07
	コンクリート ひずみ	0.15	0.18	0.14
	面外 せん断力	0.48	0.42	0.52
プール壁	鉄筋 ひずみ	0.27	0.19	0.25
	コンクリート ひずみ	0.23	0.21	0.23
	面外 せん断力	0.54	0.47	0.58
シールド壁	鉄筋 ひずみ	0.10	0.10	0.10
	コンクリート ひずみ	0.19	0.19	0.20
	面外 せん断力	0.76	0.53	0.78

注) 表中の値は、1未満であれば評価基準値を下回ることを示している。

付 2-3.5

【ケース 1】

表 3(1) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ )	判定
W1	最大	Ss 地震時	-626	-3000	可
	最小		517	5000	可
	平均		914	5000	可

表 3(2) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ )	判定
S1	最大	Ss 地震時	518	3000	可
	最小		198	5000	可
	平均		338	5000	可

表 3(3) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ )	判定
シェル 1	最大	Ss 地震時	-568	-3000	可
	最小		-482	-5000	可
	平均		405	5000	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

付 2-3.6

【ケース1】

表 4(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
W2	Ss 地震時	1462	3130	可

表 4(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
S2	Ss 地震時	915	2200	可

表 4(3) 面外せん断力の検討結果（シール壁）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
シ4 2	Ss 地震時	1759	3330	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

付2-3.7

【ケース2】

表 5(1) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ )	判 定
W1	最大	Ss 地震時	-673	-3000	可
	最小		595	5000	可
	最大値・最小値		1231	5000	可

表 5(2) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ )	判 定
S1	最大	Ss 地震時	413	3000	可
	最小		141	5000	可
	最大値・最小値		350	5000	可

表 5(3) 軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ )	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ )	判 定
シェ ル 壁 1	最大	Ss 地震時	-576	-3000	可
	最小		-477	-5000	可
	最大値・最小値		410	5000	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

付 2-3.8

【ケース2】

表 6(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
W2	Ss 地震時	1801	3130	可

表 6(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
S2	Ss 地震時	913	1790	可

表 6(3) 面外せん断力の検討結果（シール壁）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
2+4 E	Ss 地震時	2611	3360	可

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。



福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の  
耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書  
(その3)

平成23年8月

東京電力株式会社

## 目 次

1. はじめに
2. 耐震安全性評価に関する検討方針
3. 耐震安全性評価に関する検討結果
4. 耐震補強工事等の対策に関する検討結果
5. まとめ

添付資料－1：2号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

添付資料－2：5号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

添付資料－3：6号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性  
および補強等に関する検討に係る報告書（その3）

1. はじめに

本報告書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」（平成23年4月13日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討を実施した結果を報告するものである。

5月28日に提出した（その1）の報告書では、1号機及び4号機を対象としたものであり、7月13日に提出した（その2）の報告書では、3号機を対象としたものであったが、今回の（その3）は、2号機、5号機及び6号機を対象としたものである。

2. 耐震安全性評価に関する検討方針

（1）2号機の原子炉建屋

2号機の原子炉建屋は、東側外壁のブローアウトパネルが開放しているものの、外見上損傷は見られない。建屋内部については線量が高く立ち入りが制限されているため、確認は出来ていないものの、現時点では損傷が無いものと考えられる。このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果（『福島第一原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂2）」平成22年4月19日）をそのまま適用できるものと考えられる。

（2）5号機及び6号機の原子炉建屋

5号機と6号機は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見られず、内部についても詳細な点検は行っていないが、構造的な損傷があったとの情報は得られていない。したがって、このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果をそのまま適用できるものと考えられる。

3. 耐震安全性評価に関する検討結果

（1）2号機の原子炉建屋

耐震バックチェックにおいて、基準地震動  $S_s$  を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも  $0.17 \times 10^{-2}$  であり、評価基準値で

ある  $4 \times 10^{-3}$  を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった）。

また、格納容器内が一時的に高温化した影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や8月15日に地下階の圧力抑制室付近で異音が発生したことを踏まえたパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じないことを確認した。

したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉压力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－1）

#### （2）5号機及び6号機の原子炉建屋

耐震バックチェックにおいて、基準地震動  $S_s$  を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、5号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも  $0.19 \times 10^{-3}$  であり、6号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも  $0.33 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値である  $4 \times 10^{-3}$  を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している。したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉压力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－2、3）

### 4. 耐震補強工事等の対策に関する検討結果

#### （1）2号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、現段階では建物内部の線量レベルが高いことから立入が難しいという面もある。今後、環境改善が進み建物内部の線量レベルが作業を行うのに十分な程度に低減された場合には、建屋内部の状況を確認するとともに、損傷が確認された場合には耐震性を維持するための補修を行うこととする。

#### （2）5号機及び6号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、今後、建屋内部の状況を確認するとともに、建屋の損傷が確認された場合には耐震性を維持するための補修を行うこととする。

## 5. まとめ

本報告書においては、2号機、5号機及び6号機の原子炉建屋について、耐震安全性評価を実施し、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことを確認した。既に報告済みの1号機、3号機及び4号機の原子炉建屋についても、耐震安全性評価を実施し、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことを確認しているので、福島第一原子力発電所の全ての原子炉建屋の現状において、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないものと考えられる。

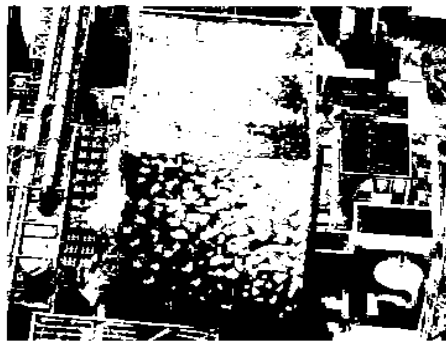
添付資料－１：２号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

## 1. 評価方針

2号機の原子炉建屋については、図-1.1(示す外観写真(平成23年3月24日撮影))の通り、外観写真からは外見上の損傷は確認できない。東面の外観写真よりブローアウトパネルが開放していることが確認できるが、非構造部材であり、建屋の構造上は問題ないものと考えられる。建屋内部については線量が高く立入が制限されているため、確認は出来ていないものの、現時点で原子炉建屋には構造的な損傷は無いものと評価した。

以上のような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果(「福島第一原子力発電所」「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果(中間報告書(改訂2))」平成22年4月19日)をそのまま適用できるものと考えられ、本評価では、耐震バックチェックで実施した地震応答解析結果を用いて耐震安全性評価を実施することとした。

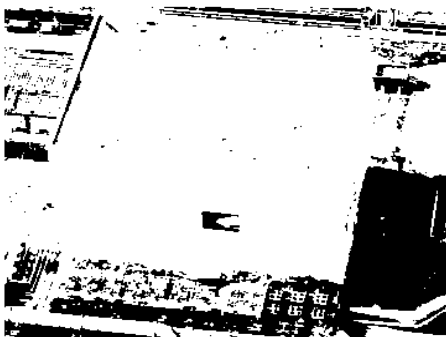
なお、原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値( $1.0 \times 10^{-3}$ )との比較により行うこととする。



北面



西面



東面



南面

図 1.1 2号機原子力建屋の外観写真



## 2. 耐震安全性評価

### (1) 地震応答解析モデルの概要

耐震バックチェックにおける地震応答解析は、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析（時刻歴応答解析法）によることとし、建物・構造物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図-2.1）を設定した上で実施した。

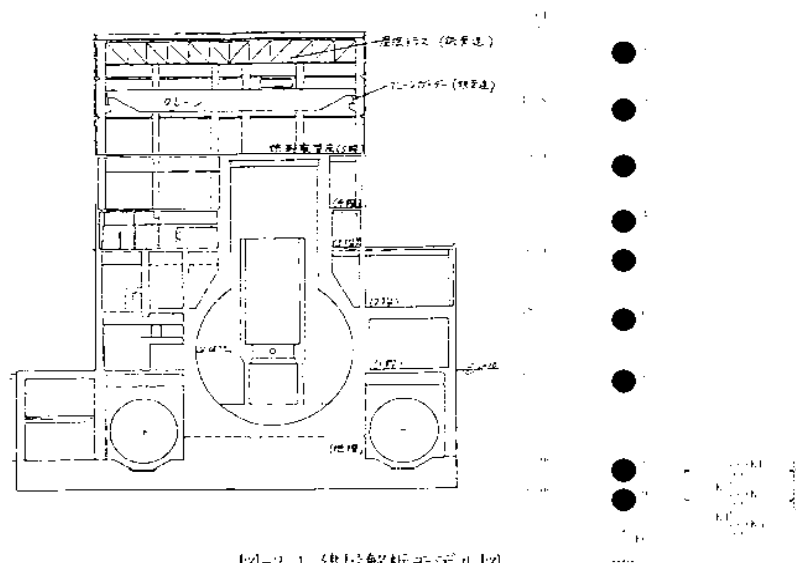


図-2.1 建屋解析モデル図

(2) 耐震安全性評価結果

表-2.1 および表-2.2 に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また図-2.2～図-2.15 に基準地震動  $S_s$  に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線の上に示す。せん断ひずみは、最大で  $0.17 \times 10^{-3}$  ( $S_s$ -1H, EW 方向, 5F) であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。

なお、地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことの影響や3月15日に地下階の圧力抑制室付近で異音が発生したことの影響を考慮したパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じないことを確認した(付録1-1)。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表-2.1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS方向)

階	$S_s$ -1H	$S_s$ -2H	$S_s$ -3E	( $\times 10^{-3}$ ) 評価基準値
CRF	0.09	0.08	0.06	4.0 以下
5F	0.14	0.12	0.11	
4F	0.04	0.03	0.03	
3F	0.06	0.06	0.06	
2F	0.07	0.07	0.06	
1F	0.14	0.15	0.13	
B1F	0.07	0.07	0.06	

表-2.2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW方向)

階	$S_s$ -1H	$S_s$ -2H	$S_s$ -3E	( $\times 10^{-3}$ ) 評価基準値
CRF	0.10	0.10	0.09	4.0 以下
5F	0.17	0.16	0.15	
4F	0.06	0.05	0.05	
3F	0.09	0.09	0.08	
2F	0.09	0.09	0.08	
1F	0.13	0.13	0.11	
B1F	0.07	0.08	0.06	

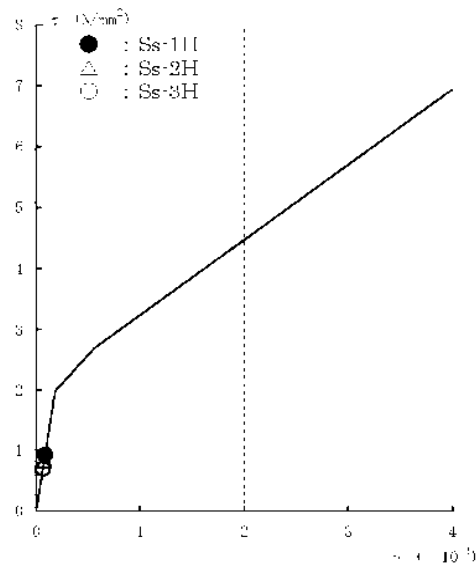


図 2.2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, CRF)

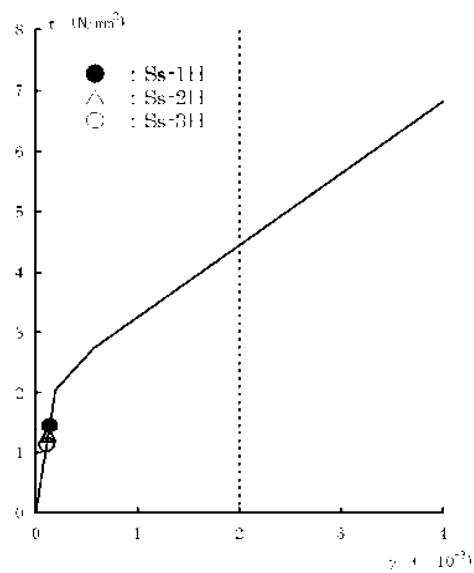


図-2.3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 5F)

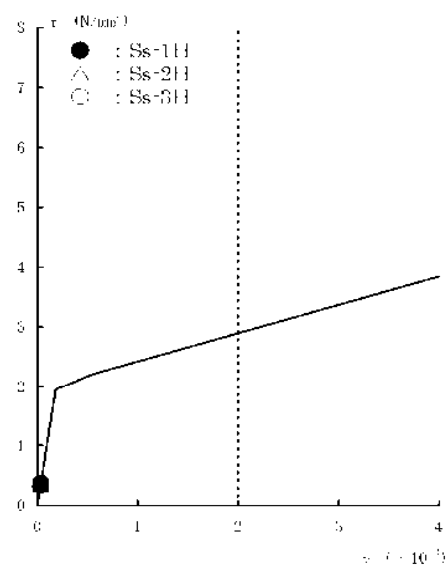


図 2.4 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 4F)

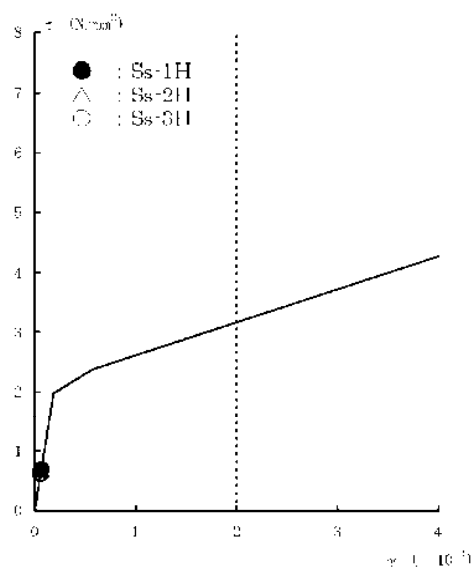


図-2.5 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 3F)

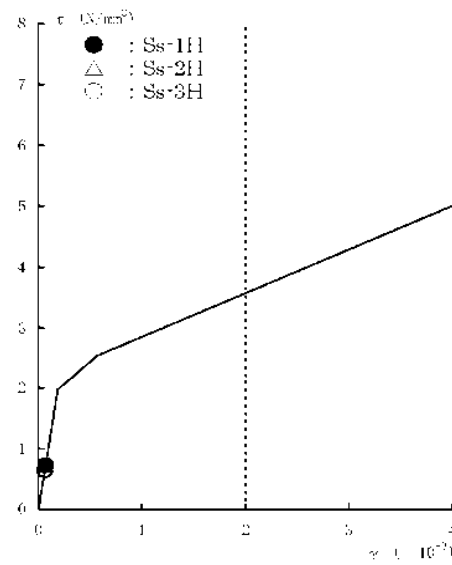


図-2.6 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 2F)

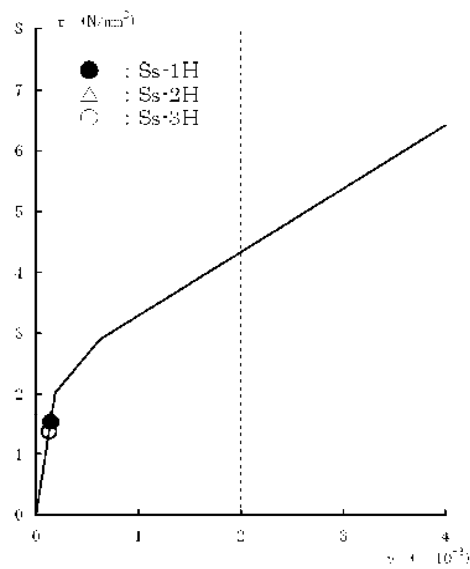


図 2.7 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 1F)

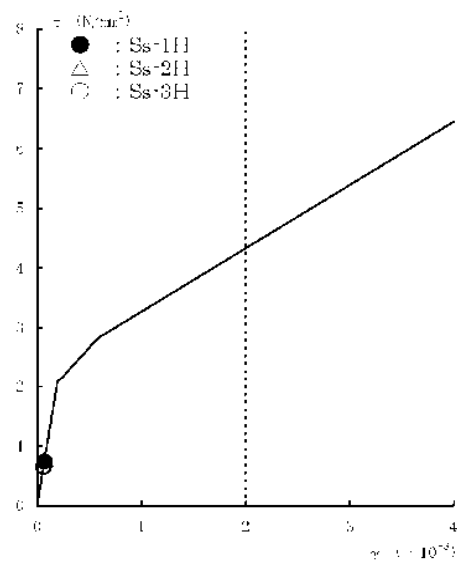


図-2.8 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, B1F)

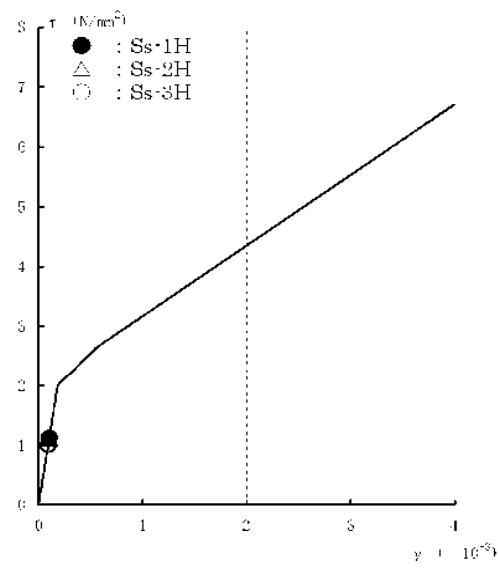


図-2.9 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, CRF)

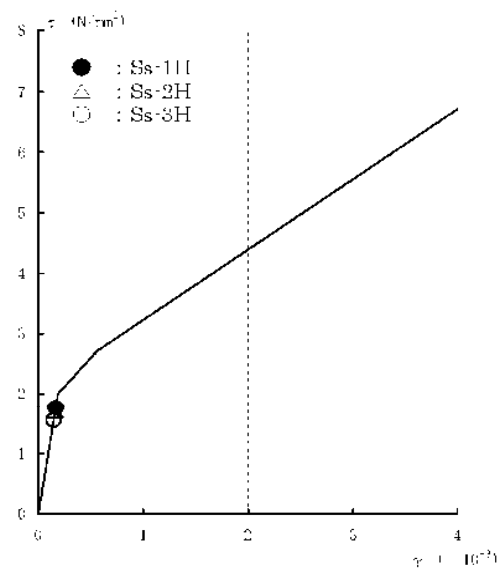


図 2.10 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 5F)

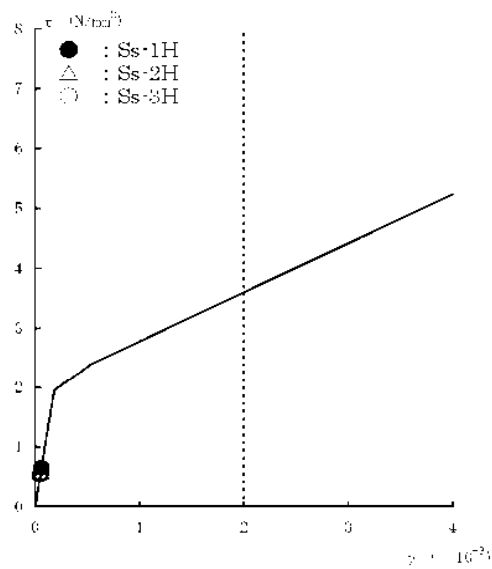


図-2.11 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 4F)

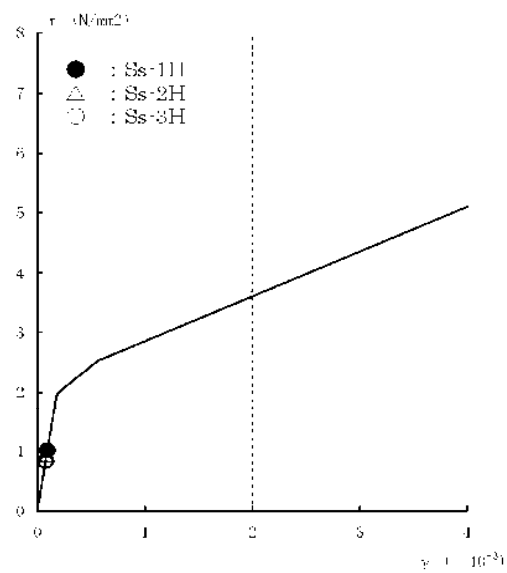


図 2.12 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 3F)



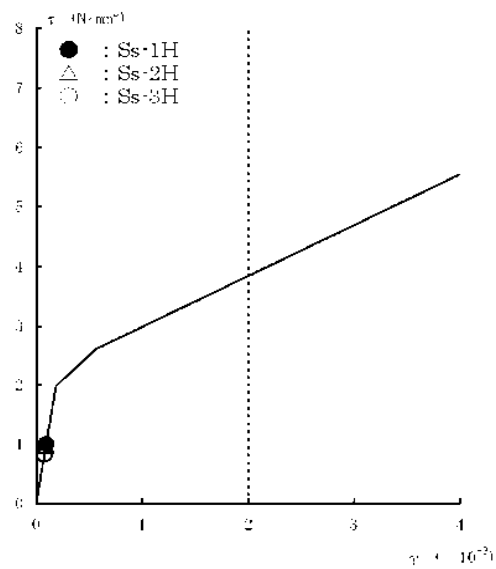


図-2.13 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 2F)

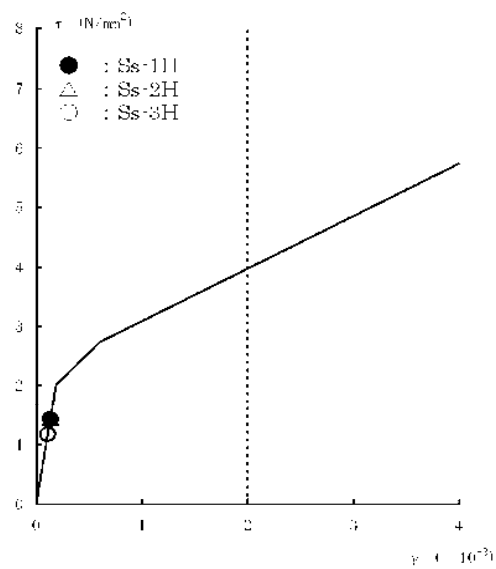


図 2.14 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 1F)

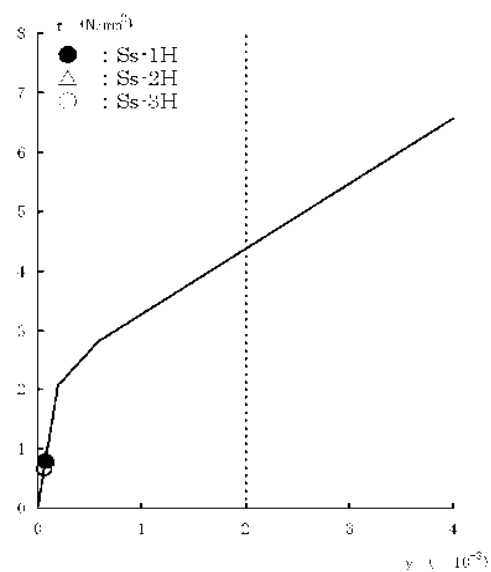


図-2.15 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, B1F)

## 原子炉建屋の耐震安全性評価に係るパラメータスタディ

## 1. 解析評価方針

福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋に関しては、以下に示す変動要因を考慮したパラメータ解析を実施し、原子炉建屋の耐震安全性に与える影響程度を把握する。

原子炉建屋の構造への影響および耐震性評価は、基準地震動  $S_s$  を用いることを基本とし、建物・構造物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお、基準地震動  $S_s-3$  については、基準地震動  $S_s-1$  および  $S_s-2$  の応答結果に比べて、過去の計算例から明らかに小さいことが分かっているため、今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

2号機原子炉建屋については、地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、シェル壁の剛性が低下した可能性を考慮する。加えて、3月15日に圧力抑制室付近で異音が発生したことが確認されていることから圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し、爆発により周囲の耐震壁の剛性が低下した可能性を考慮する。

原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-5}$ ) との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみ実施する。

2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を図 1-1 に示す。

付 1-1.1

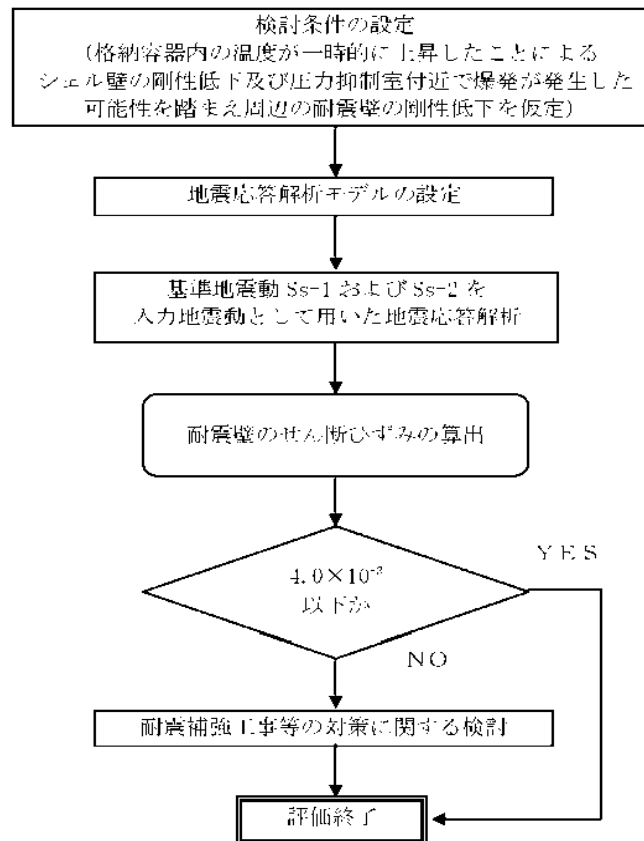


図 1.1 2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

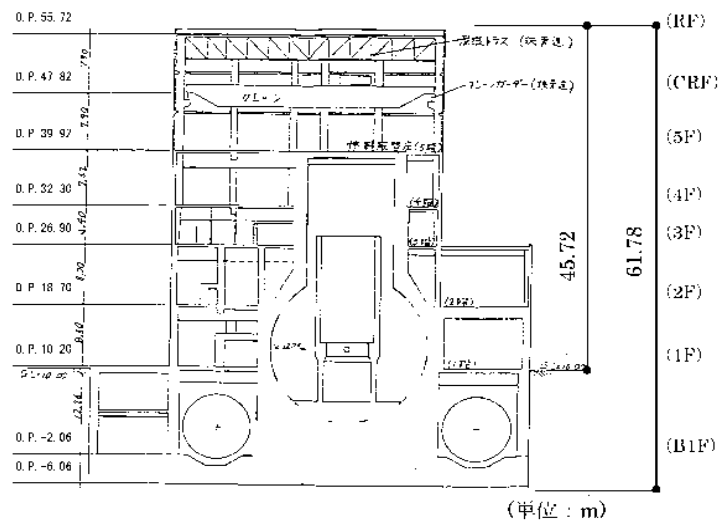
付 1 1.2

## 2. 検討条件の設定

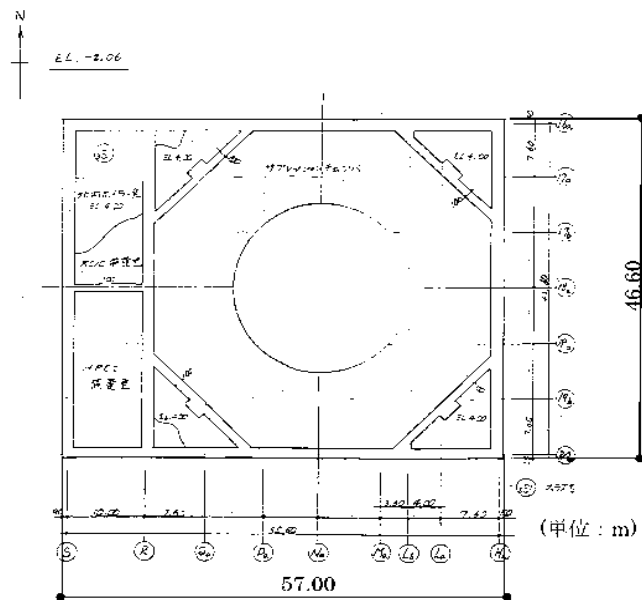
2号機原子炉建屋については、地震等による建屋の損傷は無いものの、本パラメータスタディでは下記の条件を考慮することとした。

地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、その剛性に影響を与える可能性がある。その影響を検討するためにシェル壁部分のコンクリートの剛性を初期剛性の60%とする（図-2.1）。

また、3月15日に建屋地下一階部分にある圧力抑制室付近で異音が発生したことが確認されている。これを踏まえ、圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し、周囲の耐震壁の剛性が低下した可能性を考慮して、圧力抑制室付近の耐震壁のコンクリートの剛性を初期剛性の90%とする（図-2.2）。



断面図 (EW 方向)

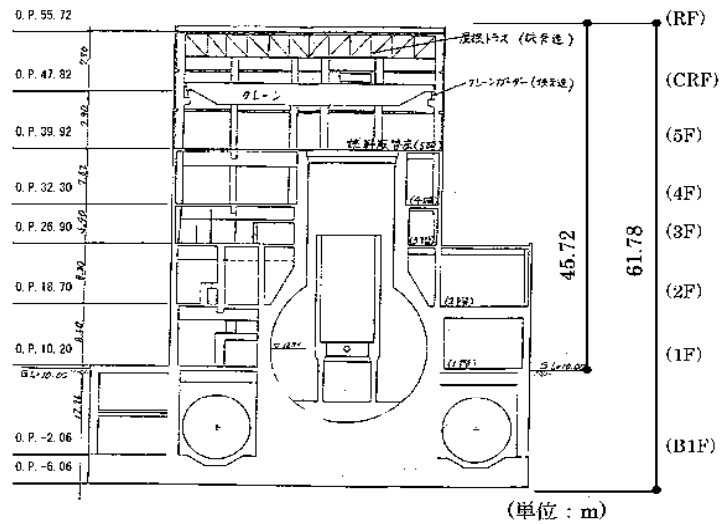


平面図 (基礎版上レベル)

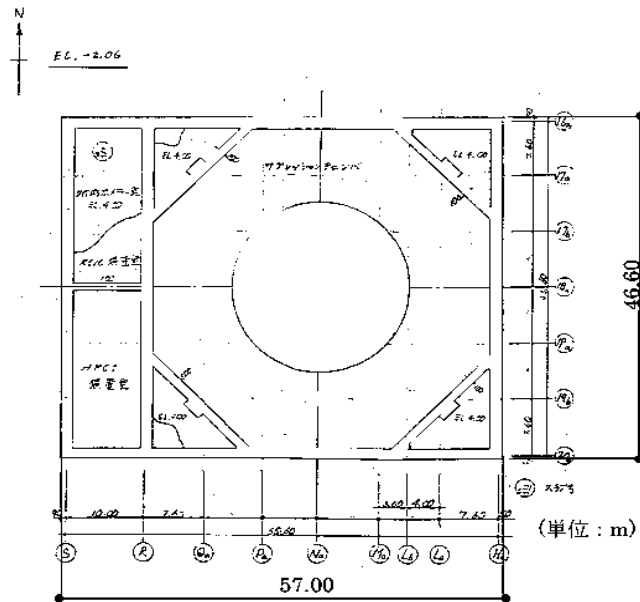
剛性を 60%に低下させる部位:

図-2.1 格納容器内の温度上昇の影響を考慮し初期剛性を 60%に低下させる部位

付 1-1.4



断面図 (EW 方向)



平面図 (基礎版上レベル)

剛性を 90%に低下させる部位:

図-2.2 圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し初期剛性を 90%に低下させる部位

付 1-1.5

### 3. 解析に用いる入力地震動

2号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書）（原管発官19第603号（平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss-1 および Ss-2 を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1 に示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P. +196.0m）における基準地震動 Ss-1 および Ss-2 の加速度波形について、図 3.2 に示す。

付 1 1.6



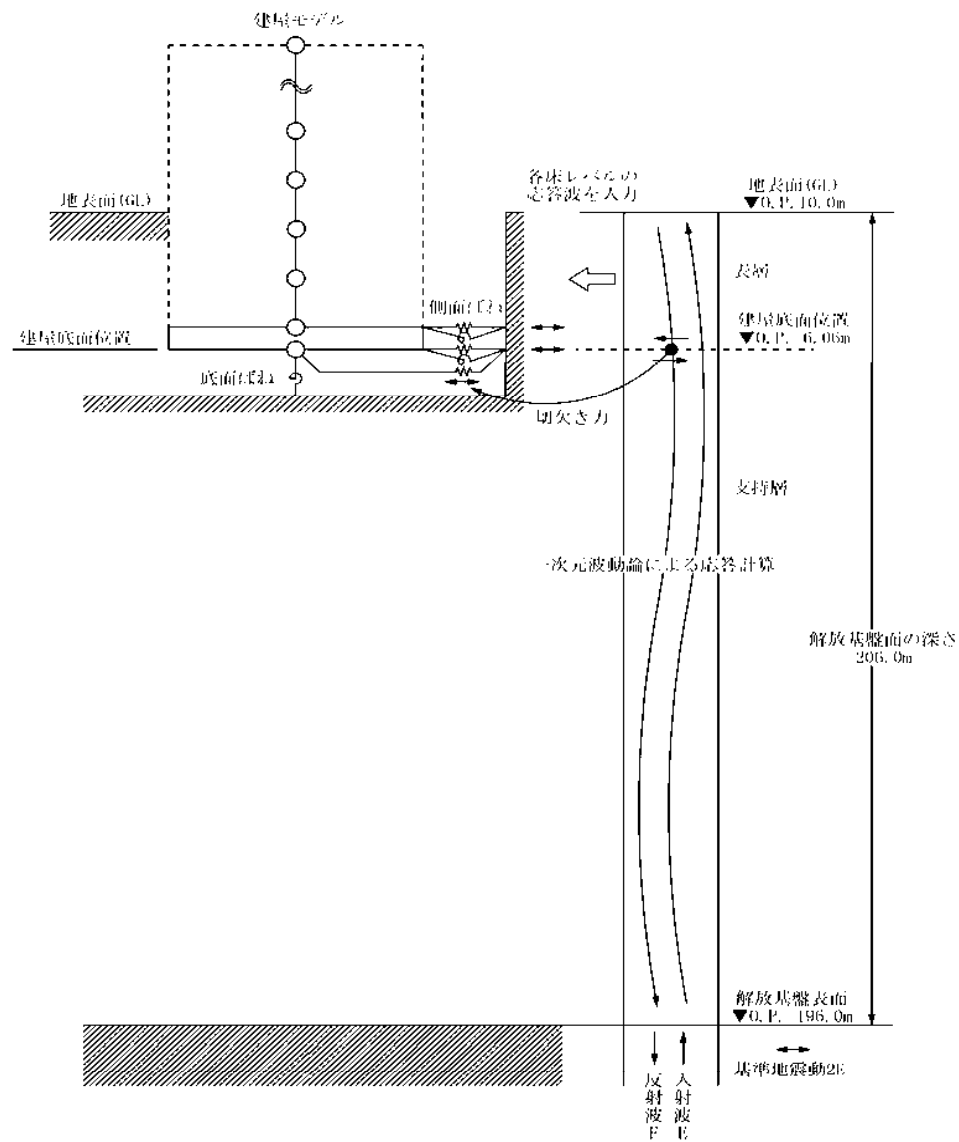


図-3.1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

付1-1.7

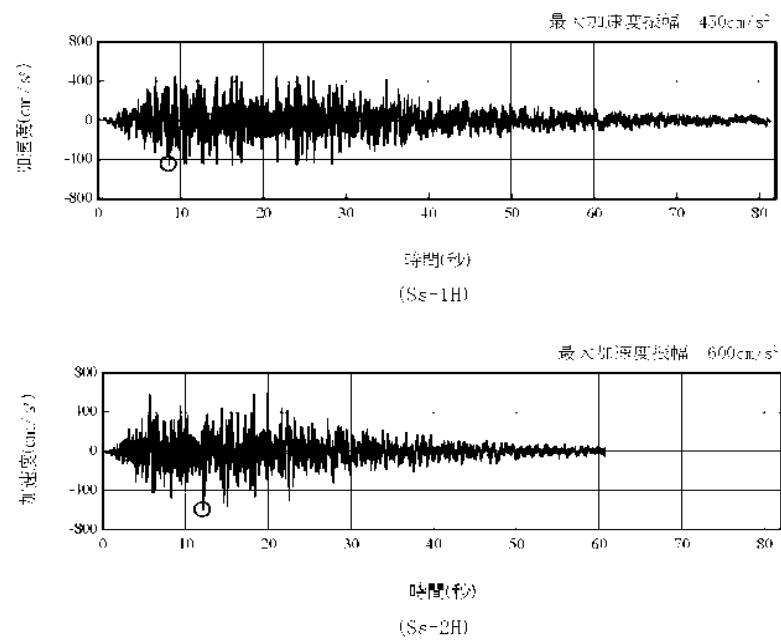


図 3.2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

付 1 1.8

#### 4. 地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する原子力建屋の地震応答解析は、「3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では、福島第一原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書（改訂2）」（平成 22 年 4 月 19 日）にて作成した地震応答解析モデルを基に、次の項目について修正を加え、新たな地震応答解析モデルを構築することとする。

①地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、シェル壁の剛性が影響を受ける可能性がある、その影響を検討するためにシェル壁部分のコンクリートの剛性を初期剛性の 60%とする。

②3 月 15 日に建屋地下一階部分にある圧力抑制室付近で異音が発生したことが確認されていることを踏まえ、圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し、周囲の耐震壁の剛性が低下した可能性を考慮して、圧力抑制室付近の耐震壁のコンクリートの剛性を初期剛性の 90%とする。

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、図-4.1 および図-4.2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋―地盤連成系モデルとする。建屋―地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-4.1 に、建屋解析モデルの諸元を表-4.2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-4.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG-4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JEAG-4601-1991」に示された手法を参考にして、Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-4.3 に示すようにばね定数 ( $k_e$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_e$ ) として建屋―地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

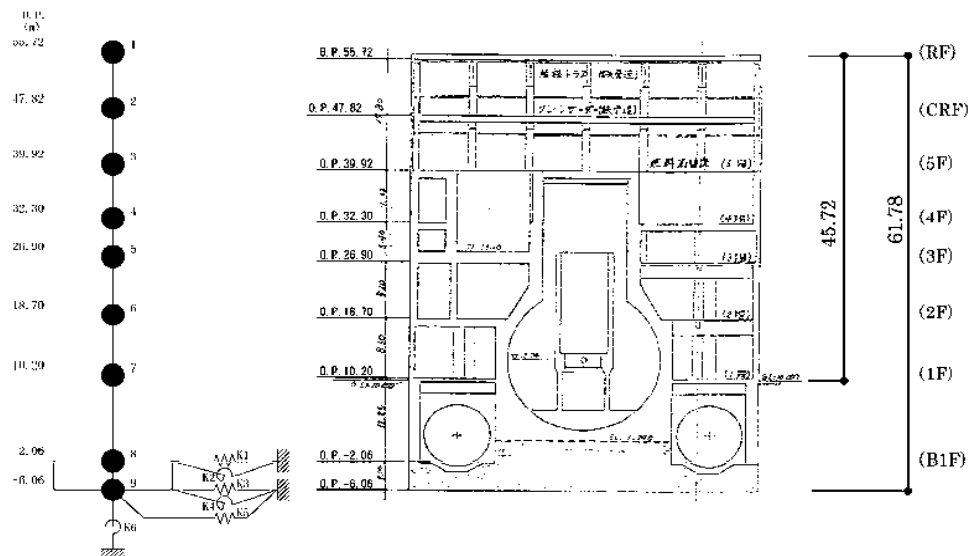


図-4.1 2号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

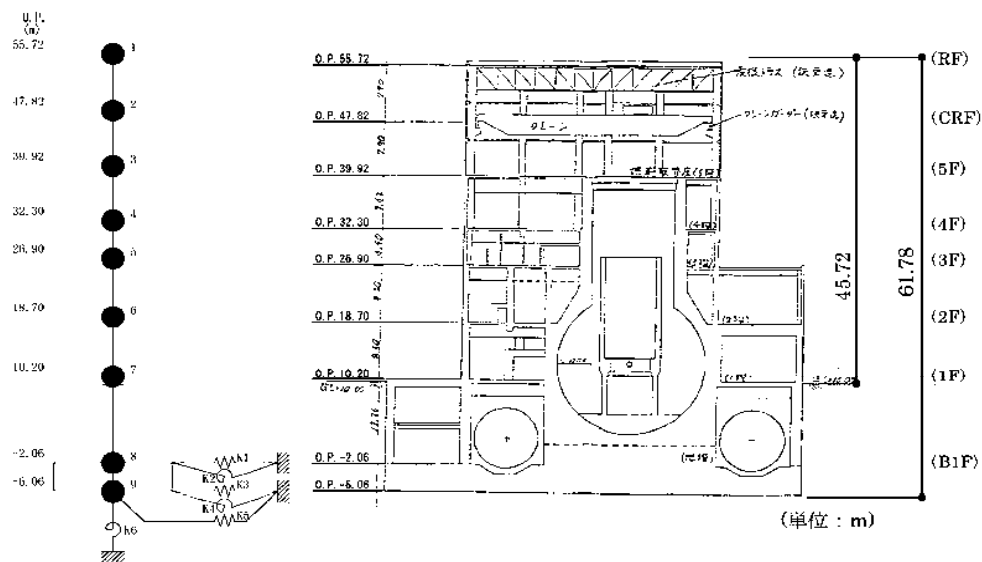


図-4.2 2号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

付 1-1.11

表-4.1 地震応答解析に用いる物性値

コン クリ ート	強度*1 $f_c$ ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	ヤング係数*2 $E$ ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	せん断弾性係数*2 $G$ ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )	ポアソン 比 $\nu$	単位体積重量 $\gamma$ ( $\text{kN}/\text{m}^3$ )
ート	35.0	$2.57 \cdot 10^4$	$1.07 \cdot 10^4$	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

\*2：実強度に基づく値を示す。

表-4.2 建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_g(\times 10^6 \text{ kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s(\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I(\text{m}^4)$	ヤング係数 $E_s(\times 10^4 \text{ kN/m}^2)$	せん断弾性係数 $G(\times 10^4 \text{ kN/m}^2)$
1	14.380	25.99				
2	10.220	18.52	18.6	10.134	2.57	1.070
3	58.470	105.81	18.6	10.675	2.57	1.070
4	70.440	127.49		184.3	2.51	1.001
5	107.720	194.96		166.8	2.50	0.973
6	116.670	211.14		249.3	2.47	0.936
7	199.190	260.49		157.1	2.40	0.921
8	277.540	502.20		458.8	2.42	0.819
9	125.020	228.21		2,656.2	2.57	1.070
合計	979.660					

ポアソン比  $\nu$  0.20減衰  $\delta$  5%基礎形状 46.6m(NS方向)  $\times$  57.0m(EW方向)

(EW 方向)

質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_g(\times 10^6 \text{ kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s(\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I(\text{m}^4)$	ヤング係数 $E_s(\times 10^4 \text{ kN/m}^2)$	せん断弾性係数 $G(\times 10^4 \text{ kN/m}^2)$
1	14.380	14.71				
2	10.220	10.40	11.0	5.941	2.57	1.070
3	58.470	59.72	14.0	6.307	2.57	1.070
4	70.440	71.88	108.2	11.927	2.46	0.952
5	107.720	194.96	117.3	14.190	2.45	0.931
6	116.670	211.14		155.7	2.41	0.890
7	199.190	539.37		173.1	2.41	0.935
8	277.540	751.39		118.1	2.41	0.795
9	125.020	238.53		2,656.2	2.57	1.070
合計	979.660					

ポアソン比  $\nu$  0.20減衰  $\delta$  5%基礎形状 46.6m(NS方向)  $\times$  57.0m(EW方向)

付 1.1.13

表-4.3 地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地 質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma_t$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/cm}^2$ )	剛性低下係 $Q/Q_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ ( $\text{m/s}$ )	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.78	266,000	396	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		342,000	442	
-80.0		580	17.6	0.448	563,000		439,000	495	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		503,000	530	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地 質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma_t$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/cm}^2$ )	剛性低下係 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ ( $\text{m/s}$ )	減衰定数 $h$ (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	18.5	0.464	341,000	0.81	278,000	405	3
-30.0		500	17.1	0.455	436,000		353,000	450	
-80.0		580	17.6	0.448	563,000		456,000	504	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		529,000	540	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

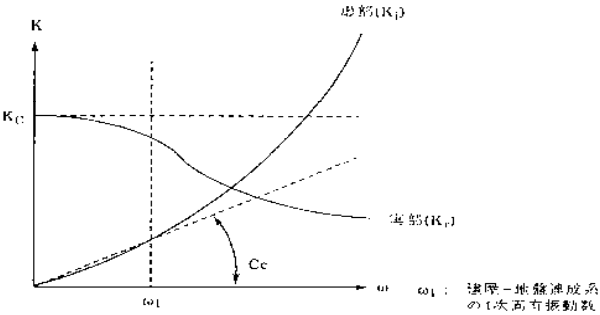


図-4.3 地盤ばねの近似

付 1.1.14



5. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向、EW 方向の最大応答加速度を図-5.1 および図-5.2 に示す。

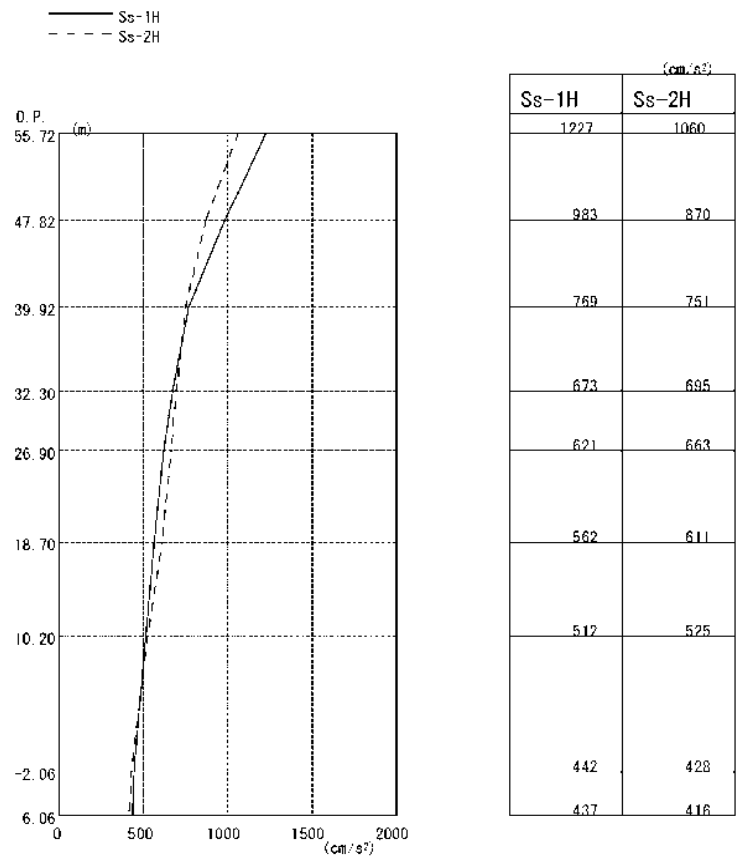


図 5.1 最大応答加速度 (NS 方向)

付 1 1. 15

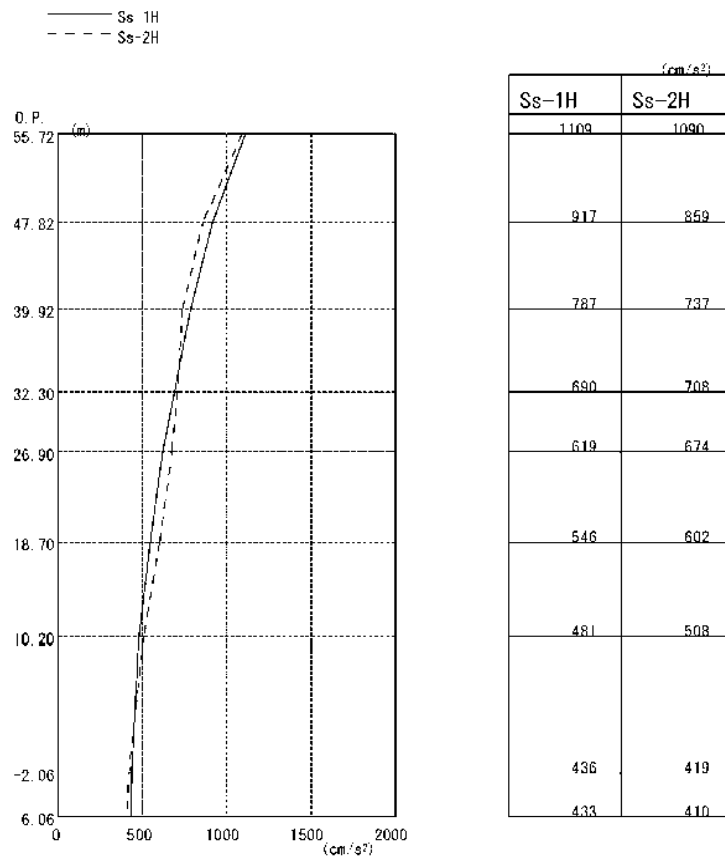


図-5.2 最大応答加速度 (EW 方向)

付 1 1.16

## 6. 耐震安全性評価結果

表-6.1 及び表-6.2 に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。図-6.1、図-6.2 および図-6.3、図-6.4 に基準地震動 Ss-1 および基準地震動 Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で  $0.18 \times 10^{-3}$  (Ss-2H, NS 方向, 1F) であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

また、本パラメータスタディにおける解析結果と添付資料 1 で示した耐震バックチェックの解析結果には大きな差異が無いことから、変動要因が原子炉建屋の耐震安全性に与える影響は少ないものと考えられる。

表-6.1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)  
( $\times 10^{-3}$ )

階	Ss-1H	Ss-2H	評価基準値
CRF	0.09	0.08	4.0 以下
5F	0.14	0.13	
4F	0.04	0.04	
3F	0.08	0.07	
2F	0.08	0.08	
1F	0.17	0.18	
B1F	0.10	0.10	

表-6.2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)  
( $\times 10^{-3}$ )

階	Ss-1H	Ss-2H	評価基準値
CRF	0.11	0.11	4.0 以下
5F	0.17	0.17	
4F	0.07	0.07	
3F	0.11	0.11	
2F	0.12	0.12	
1F	0.16	0.16	
B1F	0.10	0.11	

付 1 1.17

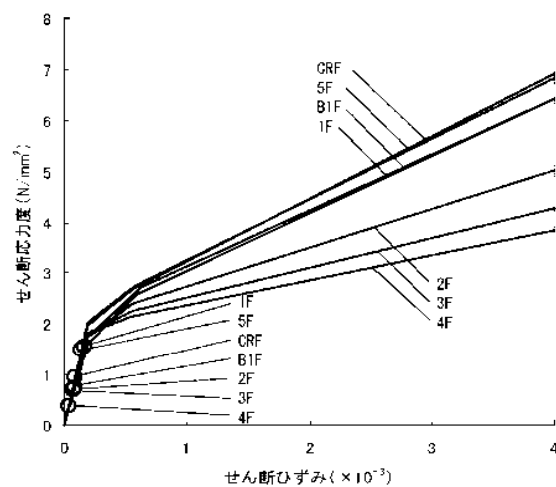


図 6.1 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, NS 方向)

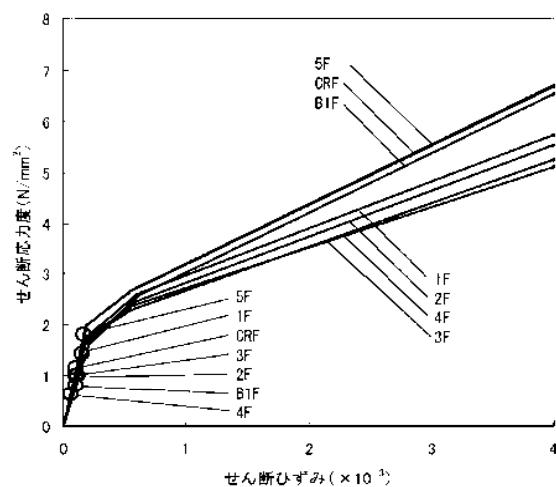


図-6.2 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, EW 方向)

付 1 1. 18

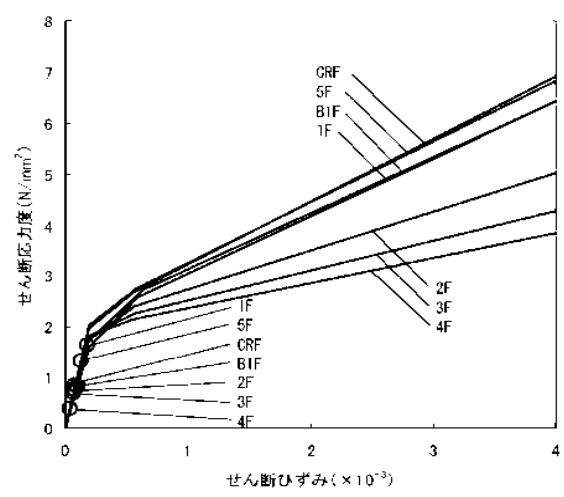


図 6.3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, NS 方向)

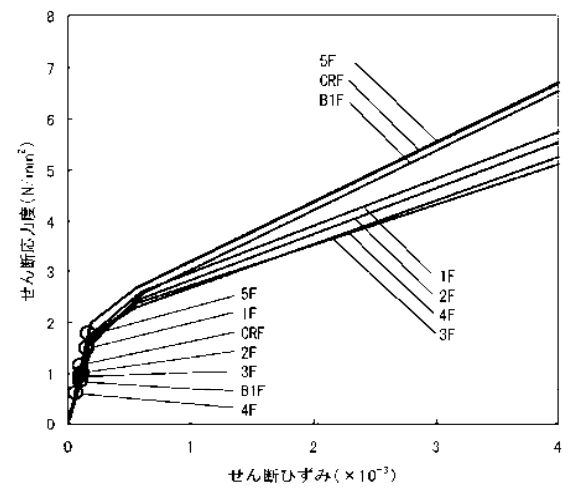


図-6.4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, EW 方向)

付 1 1. 19

添付資料－２：５号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

#### 1. 評価方針

5号機の原子炉建屋は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見られない(図1.1)。また、建屋内部についても、現状で得られている写真からは構造的な損傷は確認されていない(付録-2.1)。したがって、このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果(「福島第一原子力発電所」「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果(中間報告書(改訂2))」(平成22年4月19日)をそのまま適用できるものと考えられ、本評価では、耐震バックチェックで実施した地震応答解析結果を用いて耐震安全性評価を実施することとした。

なお、原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局変形に対応した評価基準値( $4.0 \times 10^{-3}$ )との比較により行うこととする。



図 1.1 外観写真(北面、3月24日撮影)

## 2. 耐震安全性評価

### (1) 地震応答解析モデルの概要

耐震バックチェックにおける地震応答解析は、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析（時刻歴応答解析法）によることとし、建物・構造物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図-2.1）を設定した上で実施した。

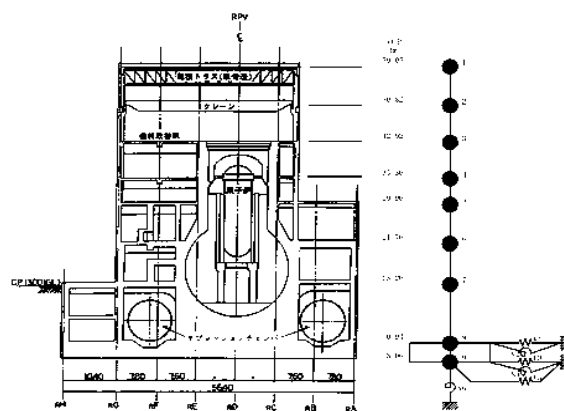


図-2.1 建屋解析モデル図



(2) 耐震安全性評価結果

表-2.1および表-2.2に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また図-2.2～図-2.15に基準地震動Ssに対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で $0.19 \times 10^{-3}$  (Ss-1H, EW方向, 5F) であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表-2.1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS方向)

( $\times 10^{-3}$ )

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.12	0.12	0.10	4.0以下
5F	0.14	0.14	0.12	
4F	0.05	0.05	0.04	
3F	0.09	0.09	0.08	
2F	0.10	0.10	0.09	
1F	0.15	0.16	0.13	
B1F	0.11	0.11	0.09	

表-2.2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW方向)

( $\times 10^{-3}$ )

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.16	0.16	0.14	4.0以下
5F	0.19	0.18	0.16	
4F	0.09	0.08	0.07	
3F	0.11	0.11	0.09	
2F	0.11	0.12	0.10	
1F	0.11	0.12	0.10	
B1F	0.11	0.11	0.09	

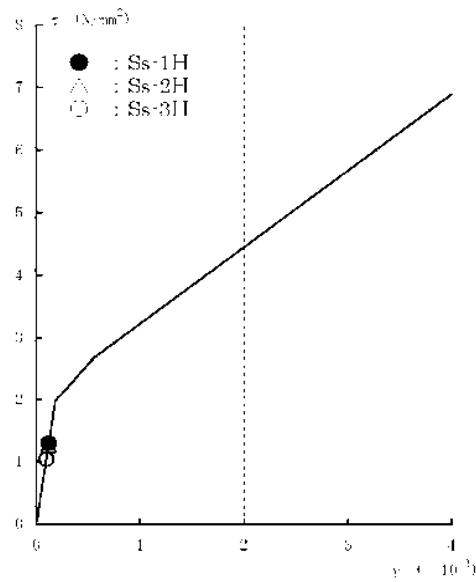


図 2.2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, CRF)

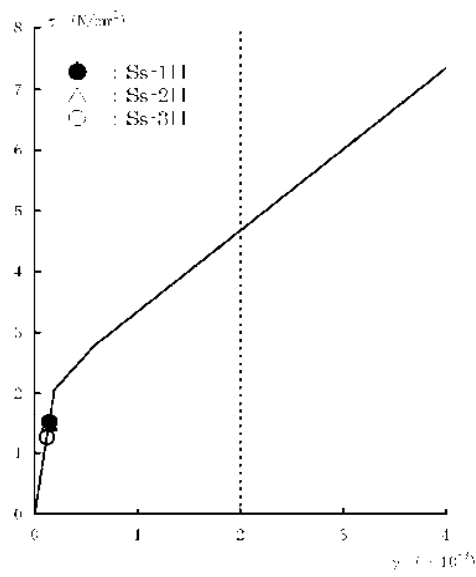


図 2.3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 5F)

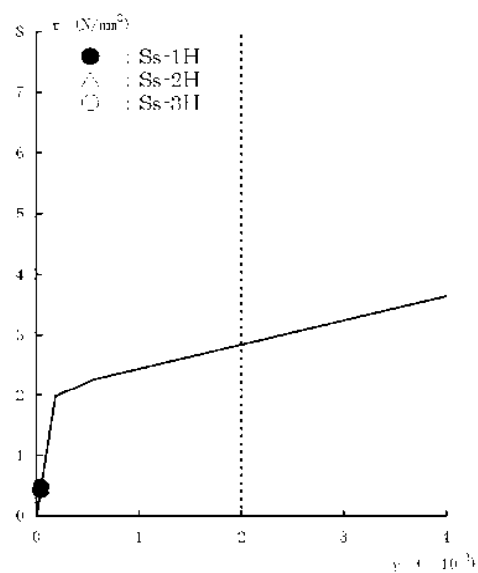


図 2.4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 4F)

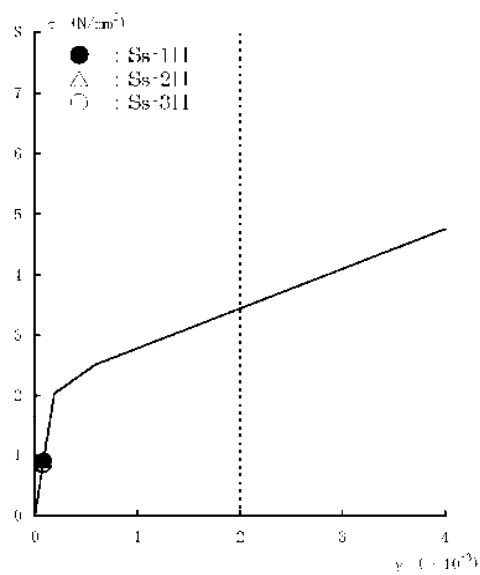


図 2.5 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 3F)

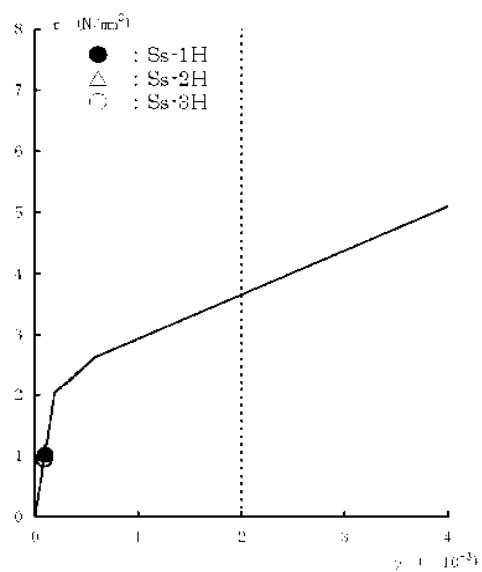


図-2.6 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 2F)

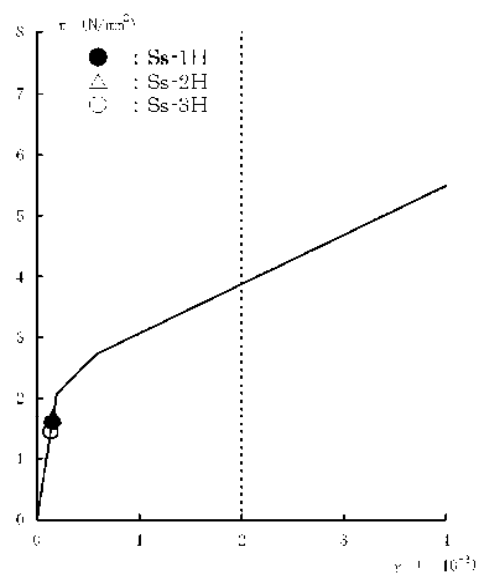


図 2.7 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 1F)

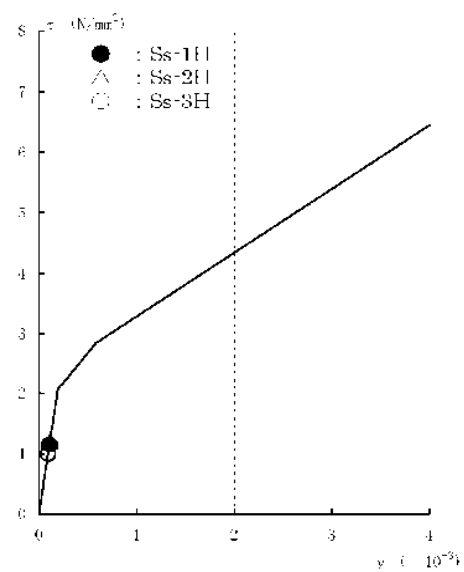


図-2.8 せん断スカルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, B1F)

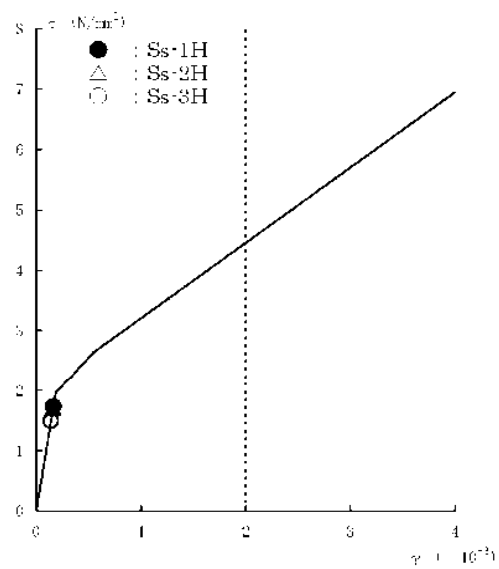


図-2.9 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, CRF)

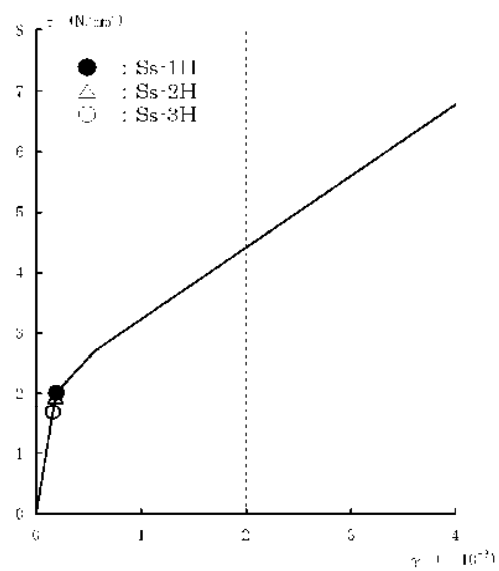


図-2.10 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 5F)

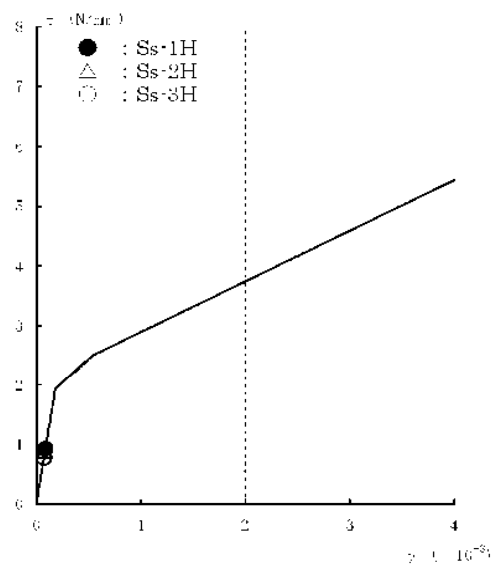


図-2.11 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 4F)

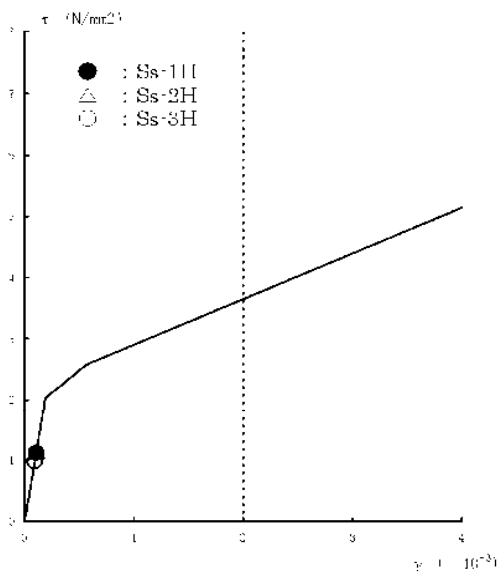


図-2.12 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 3F)

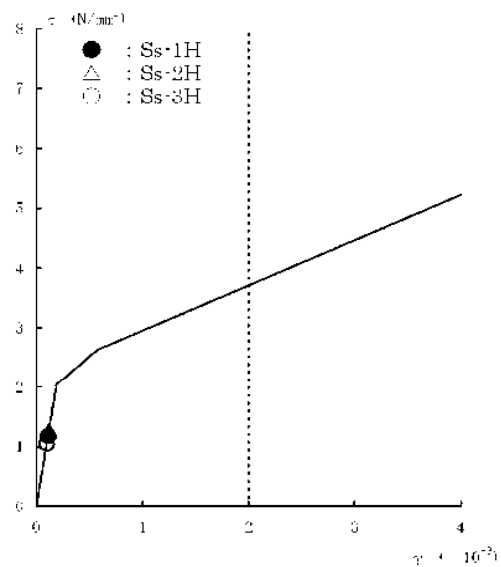


図-2.13 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 2F)

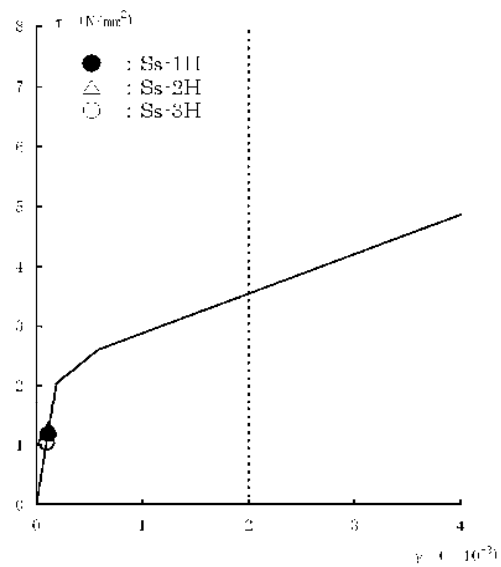


図-2.14 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 1F)



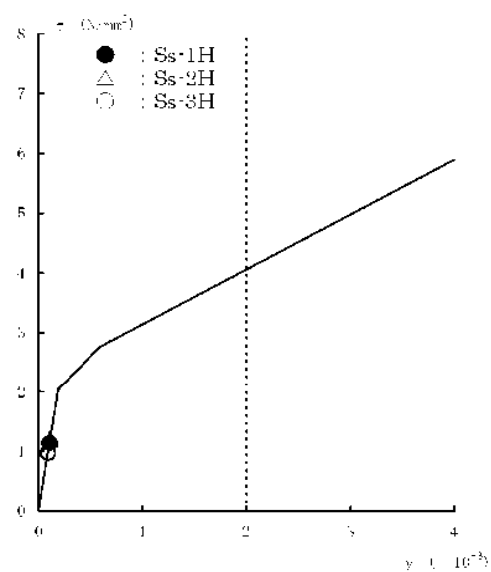


図-2.15 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, B1F)

5 号機建屋内部の状況について

福島第一原子力発電所 5 号機原子炉建屋については、7 月 26 日に東京電力が建屋内部の写真を撮影している。その時に撮影した写真を図-1 に示す。



1 階 西側外壁



1 階 南側シェル壁



2 階 西側外壁



3 階 西側燃料プール壁



3 階 北側シェル壁

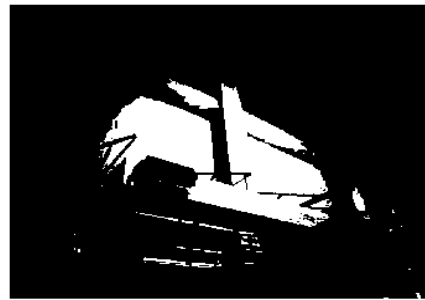


4 階 東側燃料プール壁

図-1 (1) 5 号機建屋内部の状況 (7 月 26 日撮影)



4 階 東側シヤル壁



5 階 北側外壁

図-1 (2) 5 号機庫内部の状況 (7 月 26 日撮影)

付 2 1.2

添付資料－３：６号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

#### 1. 評価方針

6号機の原子炉建屋は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見らない(図-1.1)。内部についても詳細な点検は行っていないものの、構造的な損傷があったとの情報は得られていない。したがって、このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果(『福島第一原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果(中間報告書(改訂2))』平成22年4月19日)をそのまま適用できるものと考えられ、本評価では、耐震バックチェックで実施した地震応答解析結果を用いて耐震安全性評価を実施することとした。

なお、原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局変形に対応した評価基準値( $4.0 \times 10^{-3}$ )との比較により行うこととする。



図 1.1 外観写真(北面、3月24日撮影)

## 2. 耐震安全性評価

### (1) 地震応答解析モデルの概要

耐震バックチェックにおける地震応答解析は、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析（時刻歴応答解析法）によることとし、建物・構造物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図-2.1）を設定した上で実施した。

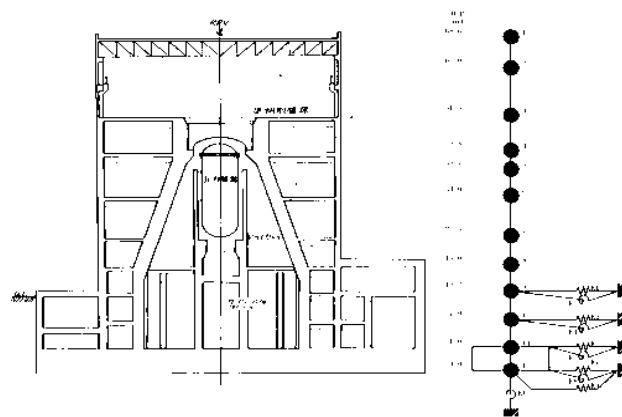


図 2.1 建屋解析モデル図

(2) 耐震安全性評価結果

表-2.1および表-2.2に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また図-2.2～図-2.21に基準地震動Ssに対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線に示す。せん断ひずみは、最大で $0.33 \times 10^{-3}$  (Ss-1H, NS方向, 2F) であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表-2.1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS方向)

(×10 <sup>-3</sup> )				
階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.07	0.07	0.06	4.0 以下
6F	0.14	0.13	0.12	
5F	0.09	0.08	0.07	
M5F	0.15	0.13	0.13	
4F	0.19	0.17	0.17	
3F	0.19	0.18	0.17	
2F	0.33	0.28	0.20	
1F	0.15	0.15	0.13	
B1F	0.11	0.11	0.09	
B2F	0.12	0.12	0.10	

表-2.2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW方向)

(×10 <sup>-3</sup> )				
階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.06	0.06	0.05	4.0 以下
6F	0.12	0.12	0.11	
5F	0.08	0.07	0.07	
M5F	0.17	0.15	0.15	
4F	0.23	0.19	0.19	
3F	0.20	0.19	0.17	
2F	0.23	0.21	0.18	
1F	0.14	0.14	0.12	
B1F	0.10	0.11	0.08	
B2F	0.12	0.12	0.09	

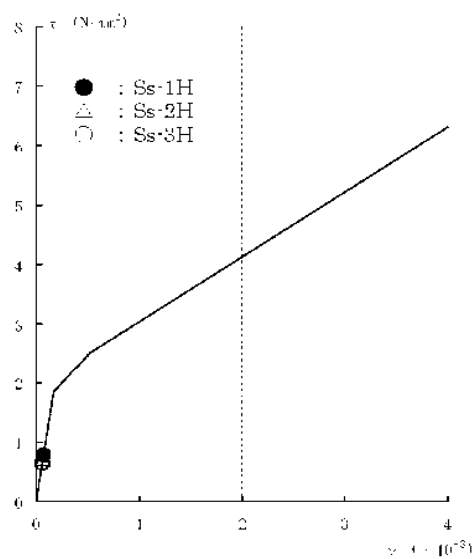


図 2.2 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, CRF)

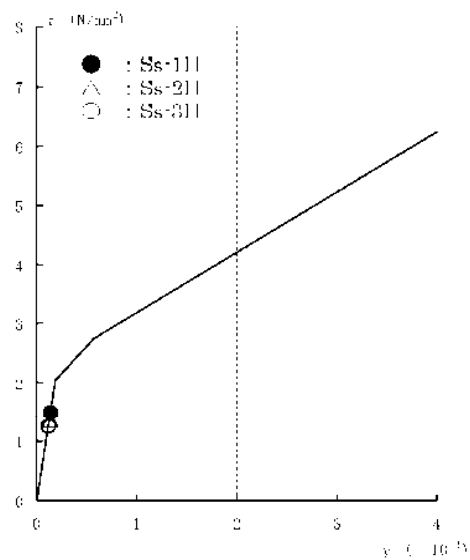


図-2.3 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 6F)



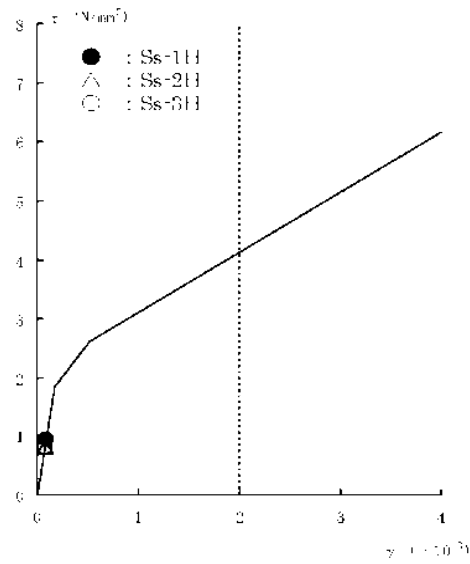


図-2.4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 5F)

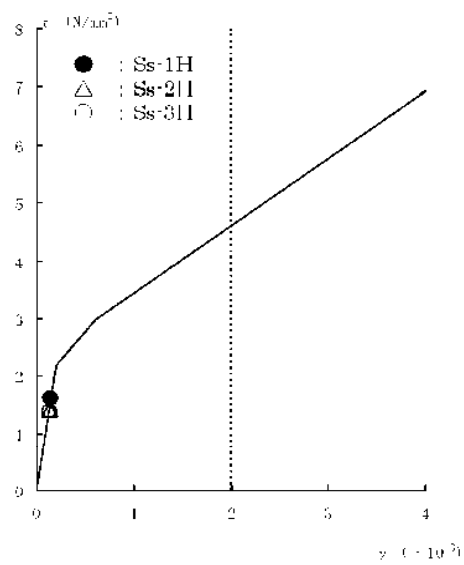


図-2.5 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, M5F)

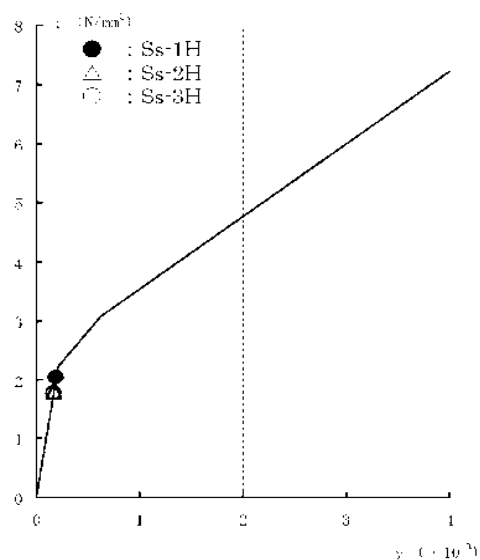


図 2.6 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 4F)

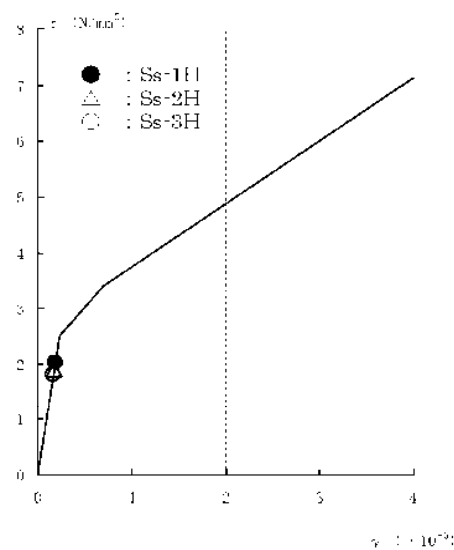


図 2.7 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 3F)

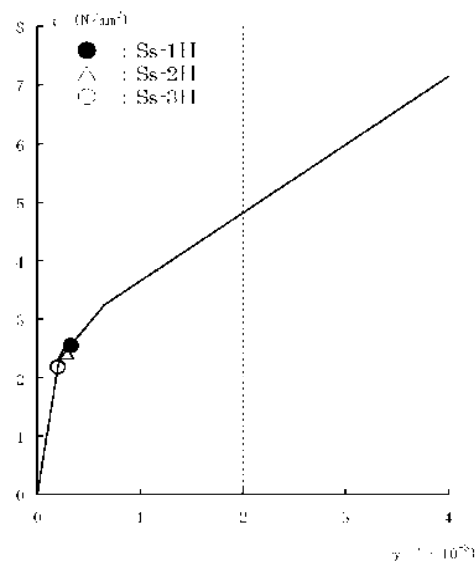


図-2.8 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 2F)

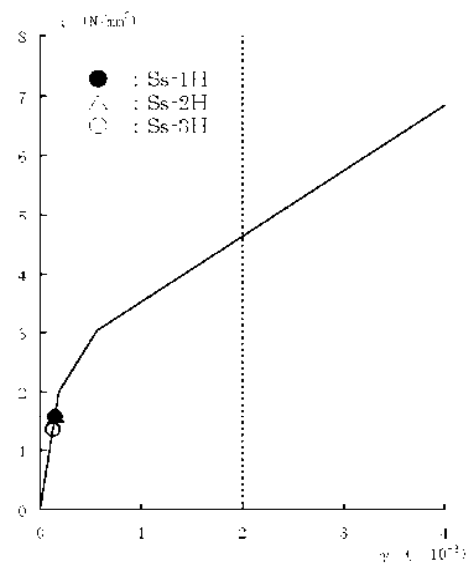


図-2.9 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 1F)

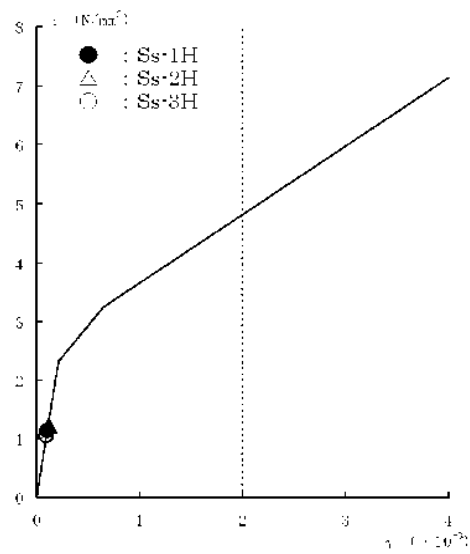


図 2.10 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, B1F)

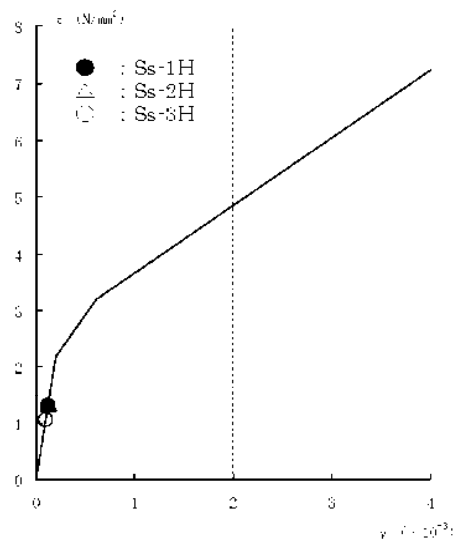


図-2.11 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, B2F)

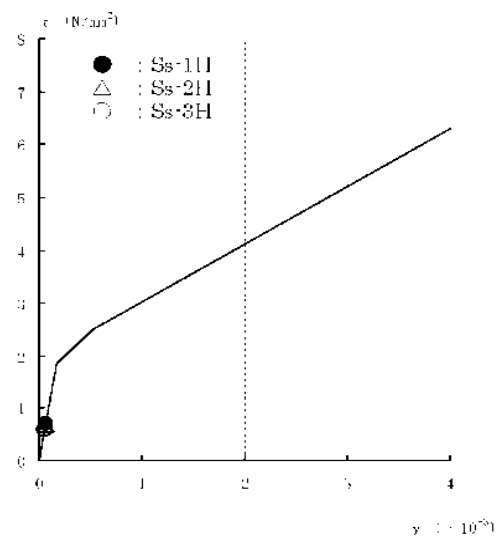


図-2.12 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, CRF)

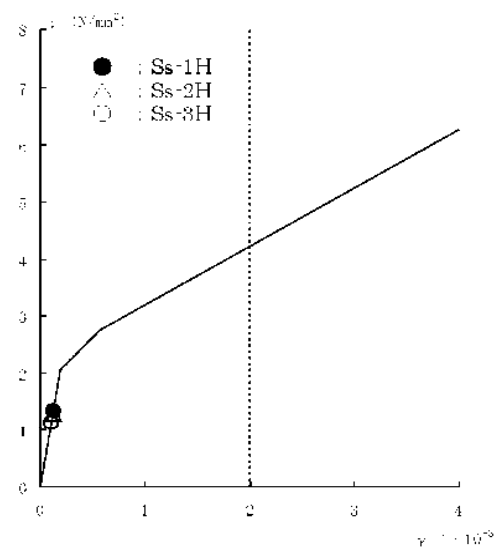


図-2.13 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 6F)

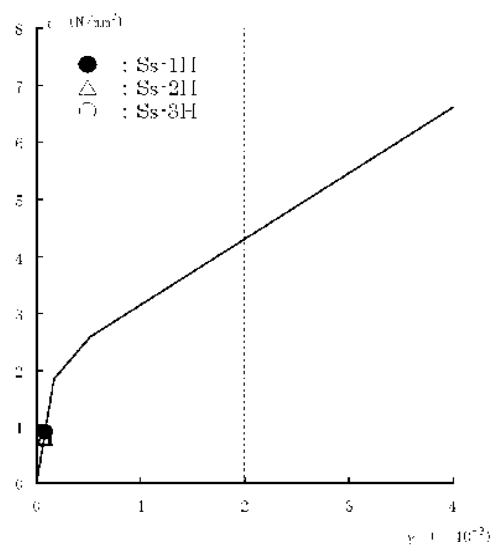


図-2.14 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 5F)

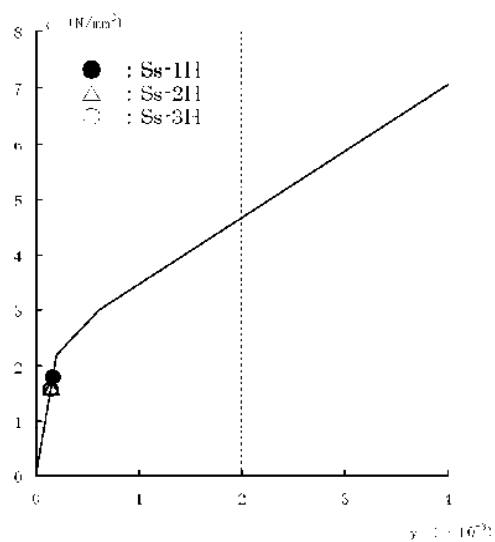


図-2.15 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, M5F)

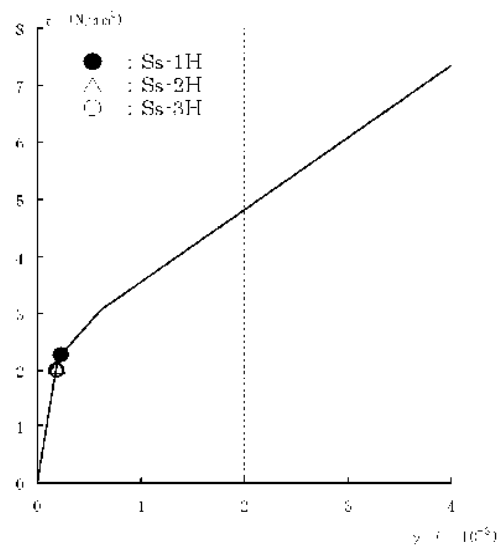


図-2.16 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 4F)

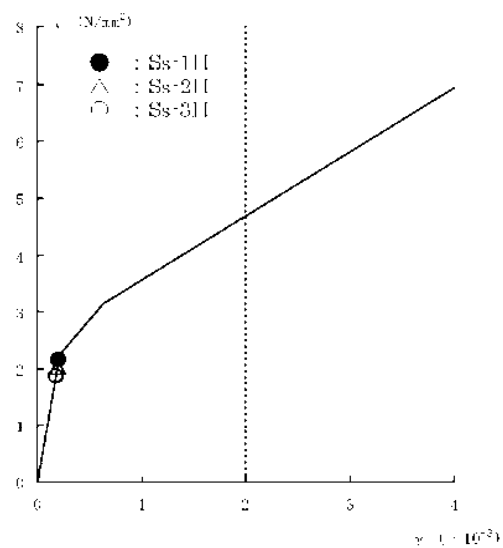


図-2.17 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 3F)

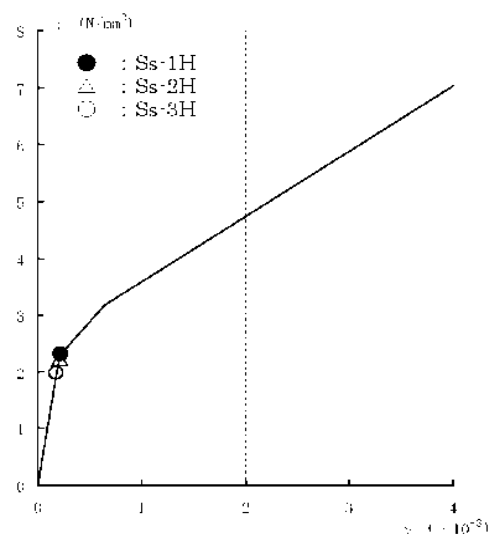


図-2.18 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (BW 方向, 2F)

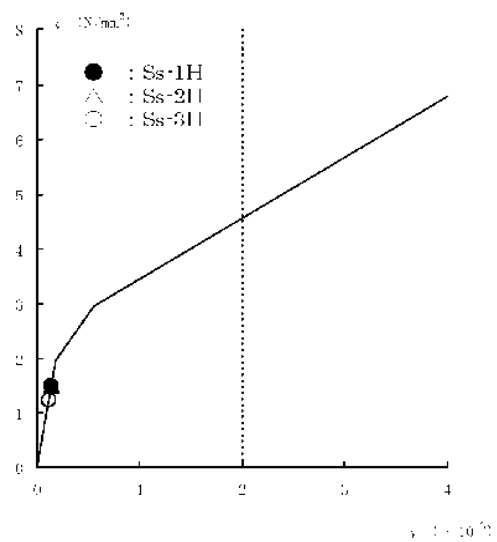


図-2.19 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (BW 方向, 1F)



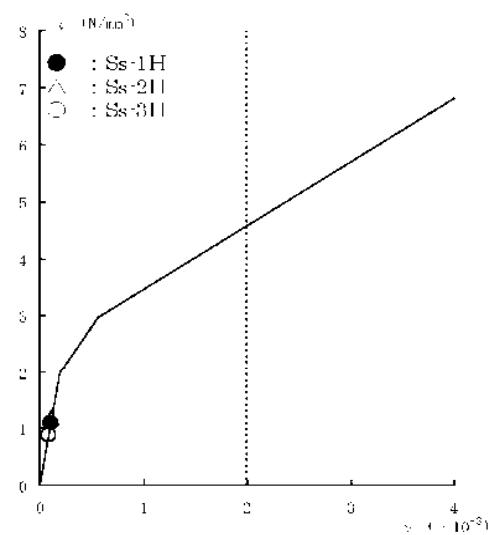


図-2.20 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, B1F)

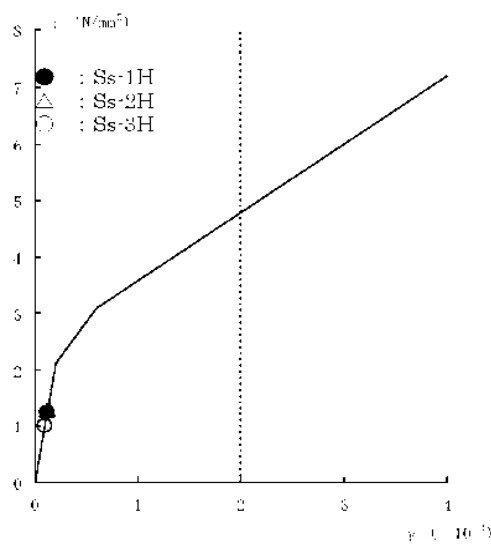


図-2.21 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, B2F)

特定原子力施設監視・  
評価検討会(第4回)  
資料5-1  
(第3回資料5-1を一部改定)

# 福島第一原子力発電所 1～4号機本館建物の基準地震動Ssに対する 耐震安全性評価について

平成25年2月21日  
東京電力株式会社



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

1. 1～4号機原子炉建屋の耐震安全性評価状況一覧
  2. 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価
  3. 1～4号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理  
建屋の耐震安全性評価状況一覧
  4. コメント回答
- ・参考資料



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

J

# 1. 1～4号機原子炉建屋の耐震安全性評価 状況一覧



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

2

## 1. 1～4号機原子炉建屋の耐震安全性評価状況一覧

	1号機	2号機	3号機	4号機
(1)評価対象	耐震壁	耐震壁	耐震壁	耐震壁
(2)入力地震動	解放基盤表面で定義した基準地震動Ssを、次元波動脈により評価			
(3)建屋のモデル化				
①解析モデル	質点系・座込みSRモデル			
②材料特性	コンクリート実強度（35.0N/mm <sup>2</sup> ）を採用			
③剛性評価	耐震壁のせん断剛性、当り剛性を考慮			
④損傷状況	5階から上部の損傷	損傷無し	3階から上部の損傷	2階から上部の損傷
⑤地下滞留水	考慮	考慮	— <sup>※1</sup>	考慮
⑥血漿	存在状態	—	存在状態	撤去状態
⑦その他	建屋加へを考慮	—	燃料取出用加へを考慮	燃料取出用加へを考慮
(4)地盤のモデル化				
①地盤ばね	底面ばね：水平および回転を考慮 側面ばね：水平および回転を考慮			
(5)接接地率 <sup>※2</sup> （最小ケース）	64.8%	76.8%	74.6%	84.3%
(6)評価結果 （せん断ひずみ、最大 ケース）	$0.12 \times 10^{-3}$ ・OK 評価基準値： $4.0 \times 10^{-3}$	$0.17 \times 10^{-3}$ ・OK 評価基準値： $4.0 \times 10^{-3}$	$0.14 \times 10^{-3}$ ・OK 評価基準値： $4.0 \times 10^{-3}$	$0.16 \times 10^{-3}$ ・OK 評価基準値： $4.0 \times 10^{-3}$
(7)備考	—	—	3D-FFM解析による使用済燃料プール壁・床の詳細評価を実施	3D-FFM解析による使用済燃料プール壁・床の詳細評価を実施

※1 地下滞留水を考慮した条件で、今後評価を実施予定

※2 2～4号機については、基礎浮上り非線形を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率65%以上」を満足している。1号機については、浮上り挙動を考慮した地震応答解析を実施し、考慮の有無が応答結果に与える影響は小さく問題ないことを確認している。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

3

## 2. 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価

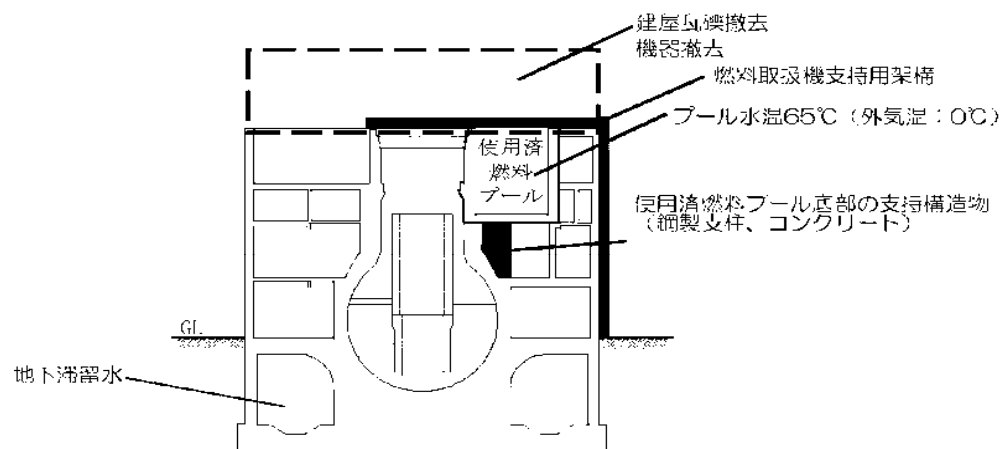


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

4

### 2. 1 使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況

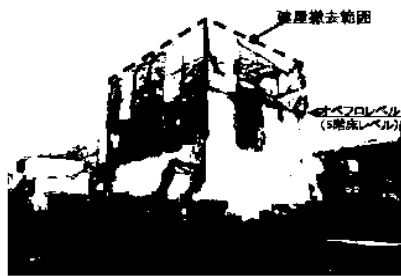


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

5

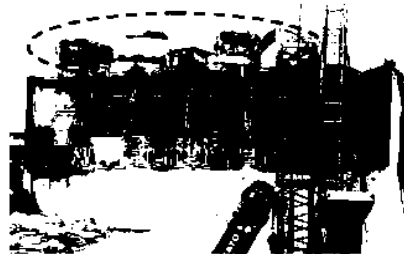
## 2. 1 使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



建屋瓦礫 撤去工事 着手前 [南西面]  
撮影日：平成 23年 9月22日



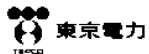
建屋瓦礫 撤去工事 完了後 [南西面]  
撮影日：平成 24年 7月 3日



オペフロ上部の機器 [西面]  
撮影日：平成 24年 7月 9日



機器の撤去作業 [西面]  
撮影日：平成 24年 8月10日

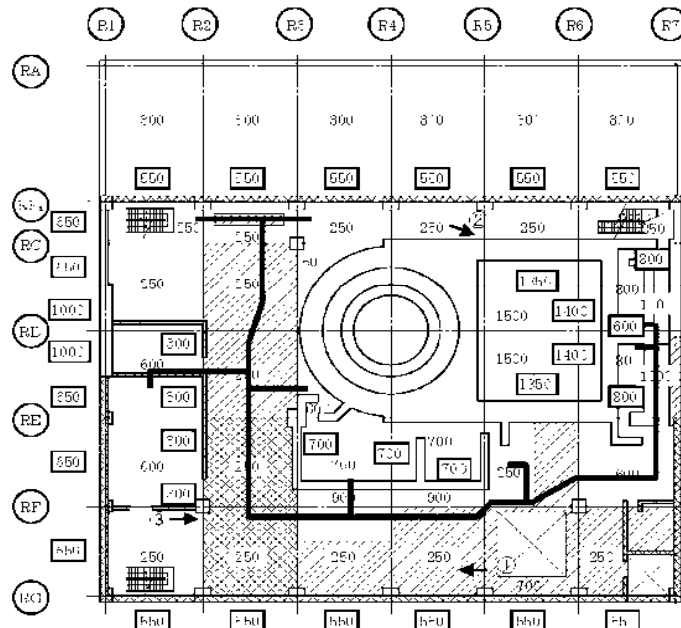


東京電力

崩壊収束・転載禁止 東京電力株式会社

6

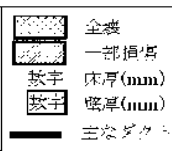
## 2. 2 原子炉建屋躯体の損傷状況（3階）



・床の損傷箇所については、水素爆発の発生箇所と考えられるダクトルート付近で確認されている

・R6-R7間、RC-RF間の床については損傷した床の床厚250mmに対して床厚600mm以上あり、上下階の壁によって歪み方向の変形を抑制されているため、ダクトルート上にありながら損傷を免れたものと考えられる

・壁の損傷箇所については、壁厚650mm以下の壁で損傷が激しく、壁厚650mmを超える壁は損傷が少ない



東京電力

崩壊収束・転載禁止 東京電力株式会社

7

## 2. 3 原子炉建屋躯体の損傷状況（3階写真）



①床変形



②プール壁異常なし



③床崩壊



④外壁一部剥落

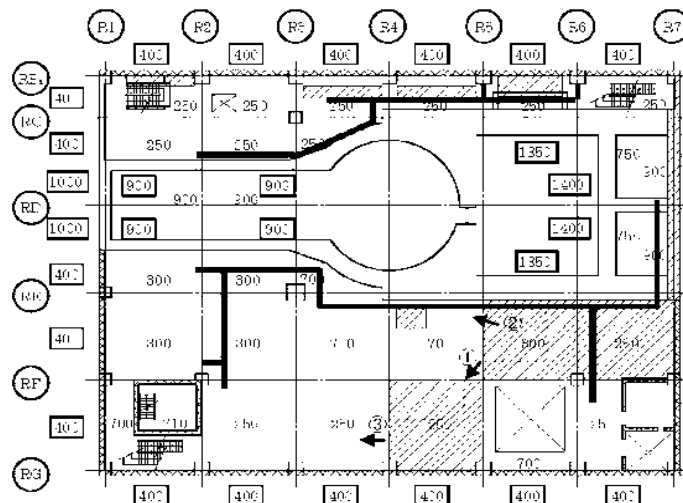


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

8

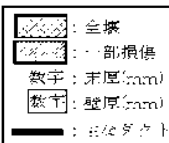
## 2. 3 原子炉建屋躯体の損傷状況（4階）



・床の損傷箇所については、大物搬入口、HVシャフトおよび階段開口といった圧力の逃げ道がある箇所や、床厚700mmの箇所は損傷を免れていると考えられる

・壁の損傷箇所については、壁厚400mmの壁で損傷が激しく、壁厚400mmを越える壁は損傷が少ない

・床よりも壁の損傷が激しい傾向が見られるのは、床は間仕切り壁等で室外方向の変形を拘束されているのに対し、壁は拘束するものがないためと考えられる



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

9

## 2. 3 原子炉建屋躯体の損傷状況（4階写真）



①床変形



②プール壁異常なし



③床異常なし



④外壁一部剥落

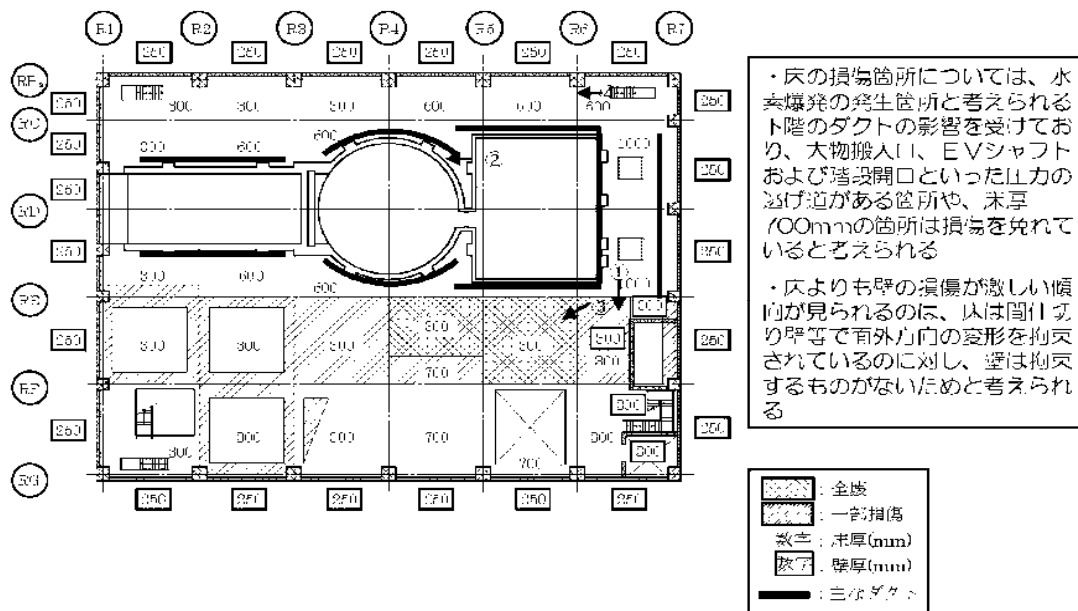


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

10

## 2. 3 原子炉建屋躯体の損傷状況（5階）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

11

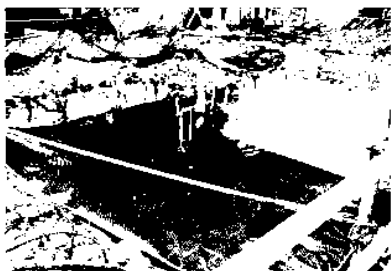
## 2. 3 原子炉建屋躯体の損傷状況（5階写真）



①床変形



②シェル壁異常なし



③床崩壊



④床異常なし

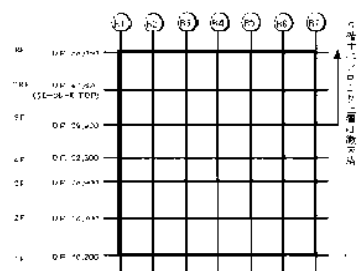


東京電力

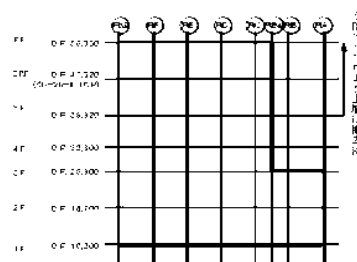
損傷写真・動画収録 東京電力株式会社

12

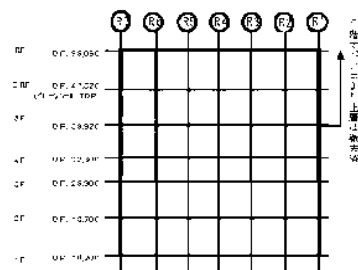
## 2. 4 原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



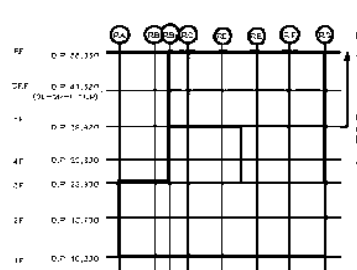
西面



南面



東面



北面

□ 剛性を低減する壁

損傷状況の反映



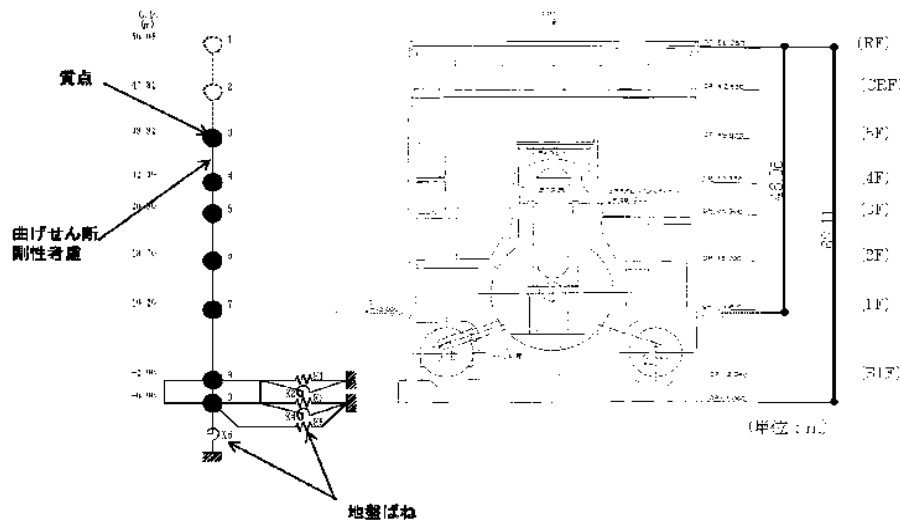
東京電力

損傷写真・動画収録 東京電力株式会社

13



## 2. 4 原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



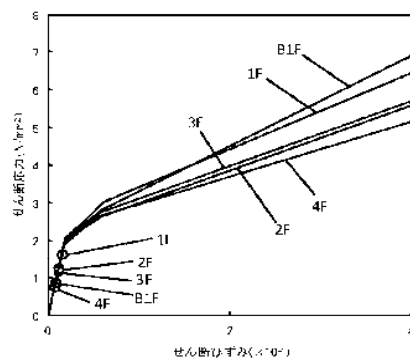
東京電力

解析モデル

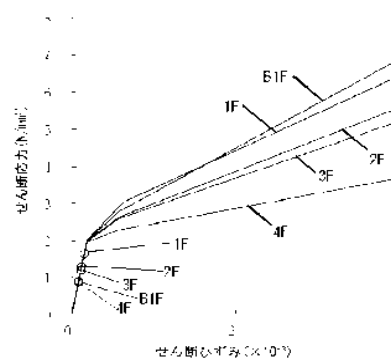
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

14

## 2. 4 原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



せん断スケルトン曲線上的最大応答値  
(Ss-1、EW方向)



【参考】平成22年耐震バックチェック\*時における  
せん断スケルトン曲線上的最大応答値  
(Ss-1、EW方向)

\* 福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価 中間報告書（改訂2）」（平成22年4月、東京電力株式会社）

耐震壁の最大応答せん断ひずみは、最大で $0.16 \times 10^{-3}$ であり、評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）を満たすことを確認した。

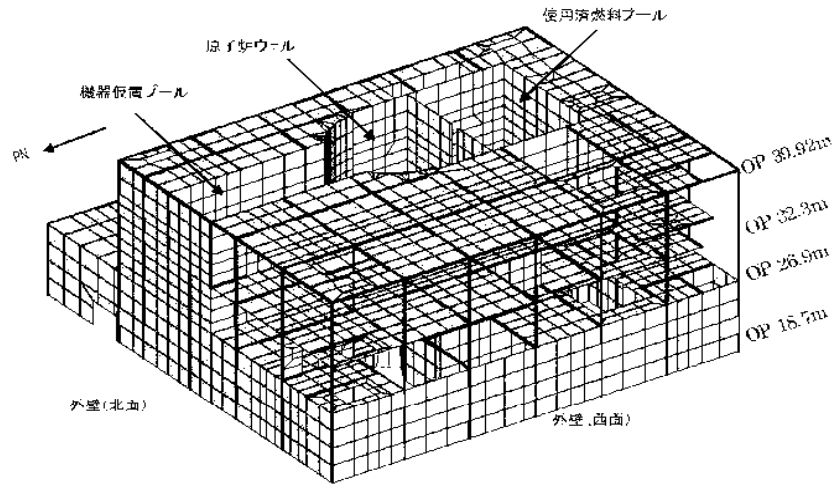


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

15

## 2. 5 使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）



解析モデル図



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

16

## 2. 5 使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）

軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇所名	検討 ひずみ	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ ) $\epsilon$	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ ) $\epsilon'$	検定比 $\epsilon/\epsilon'$	判定
W1	$\epsilon_{x-x'}$	160	2000	$0.08 \leq 1$	可
	$\epsilon_{y-y'}$	90	6000	$0.02 \leq 1$	可
	$\epsilon_{z-z'}$	1180	5000	$0.24 \leq 1$	可

軸力と曲げモーメントによる  
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇所名	検討 ひずみ	発生ひずみ ( $\times 10^{-4}$ ) $\epsilon$	評価基準値 ( $\times 10^{-4}$ ) $\epsilon'$	検定比 $\epsilon/\epsilon'$	判定
S1	$\epsilon_{x-x'}$	-370	-3300	$0.13 \leq 1$	可
	$\epsilon_{y-y'}$	-140	-5000	$0.03 \leq 1$	可
	$\epsilon_{z-z'}$	250	5000	$0.05 \leq 1$	可

面外せん断力の検討結果（壁部）

箇所名	発生応力 $Q$ (N/mm)	評価基準値 $Q'$ (N/mm)	検定比 $Q/Q'$	判定
W2	1120	1860	$0.61 \leq 1$	可

面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	発生応力 $Q$ (N/mm)	評価基準値 $Q'$ (N/mm)	検定比 $Q/Q'$	判定
S2	580	1270	$0.46 \leq 1$	可

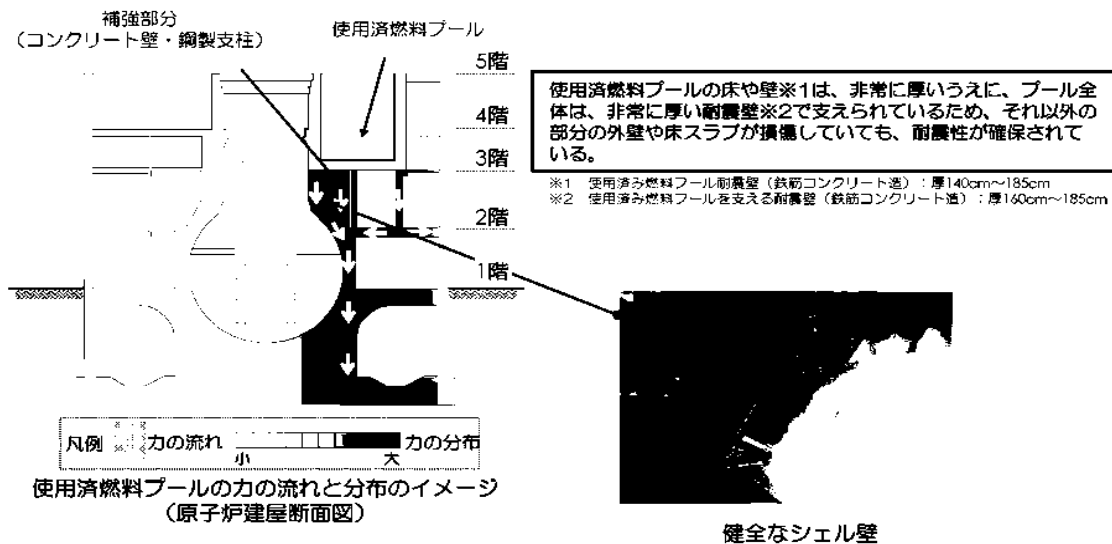


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

17

## 2. 5 使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）



## 3. 1～4号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋の耐震安全性評価状況一覧

### 3. 1～4号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋の耐震安全性評価状況一覧

1～4号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋について、地下階に汚留水（汚染水）があることを考慮し、基準地震動 $S_s$ に対し、地下外壁が崩壊しないことを確認する。

なお、主に原子炉建屋の水素爆発により発生した瓦礫による屋根部や鋼製部材の一部に開口、RC部にひび割れが有るものの、上階階であり、耐震要素であるRCの耐震壁に大きな損傷は確認されていないことから、解析上は考慮しない。

	3号機タービン建屋 (代表号機※1)	3号機コントロール建屋 (代表号機※1)	4号機廃棄物処理建屋 (代表号機※1)
(1) 評価対象	地下外壁 (RC)	地下外壁 (RC)	地下外壁 (RC)
(2) 入力地震動	解放基盤表面で定義した基準地震動 $S_s$ を、次元波動論により評価		
(3) 建屋のモデル化			
① 解析モデル	質点系、SRモデル		
② 材料特性	コンクリート実強度 ( $35.0\text{N/mm}^2$ ) を採用		
③ 脆弱性評価	耐震壁を評価		
④ 地下汚留水	考慮	考慮	考慮
(4) 地盤のモデル化			
① 固定ばね	水平および回転を考慮		
(5) 接地率 <sup>※2</sup> (最小ケース)	100%	72.3%	92.3%
(6) 評価結果 (せん断ひずみ：最大ケース)	$0.15 \times 10^{-3}$ ・OK 評価基準値： $4.0 \times 10^{-3}$	$0.07 \times 10^{-3}$ ・OK 評価基準値： $4.0 \times 10^{-3}$	$0.06 \times 10^{-3}$ ・OK 評価基準値： $4.0 \times 10^{-3}$

※1：代表号機以外については、今後、代表号機の評価結果を踏まえ、建屋の類似性等を考慮して、評価を実施する。

※2：いずれも、基礎浮上り非線形を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率45%以上」を満足している。

⇒ 基準地震動 $S_s$ に対し、地下外壁の耐震安全性は確保されており、汚留水の貯留に問題ない。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

20

### 4. コメント回答



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

21

## コメント回答①

### ①コンクリートの実強度の適用性について。

鉄筋コンクリートの物性値

コンクリート	強度 <sup>*1</sup> Fc (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量 <sup>*2</sup> γ (kN/m <sup>3</sup> )
	35.0	2.57×10 <sup>4</sup>	1.07×10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345 <sup>相当</sup> (SD35)				

圧縮強度試験データ分析結果

設計基準強度	22.1	N/mm <sup>2</sup>
試験体数	373	本
平均圧縮強度	37.4	N/mm <sup>2</sup>
解析採用値	35.0	N/mm <sup>2</sup>

\* 1 : R/C造部の剛性を評価する際に用いるコンクリート強度は、過去に原子力発電所内で実施された高経年化技術評価、コンクリート健全性評価及び建築設備点検等における圧縮強度試験結果から推定した実強度として、圧縮強度のばらつきを考慮し、平均値をやや下回る値を採用した。

\* 2 : 鉄筋コンクリートの値を示す。

総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造WG（第25回）Aサブグループ会合（平成22年6月17日）資料『福島第一原子力発電所3号機安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性評価』より



東京電力

耐震改修・規制禁止 東京電力株式会社

22

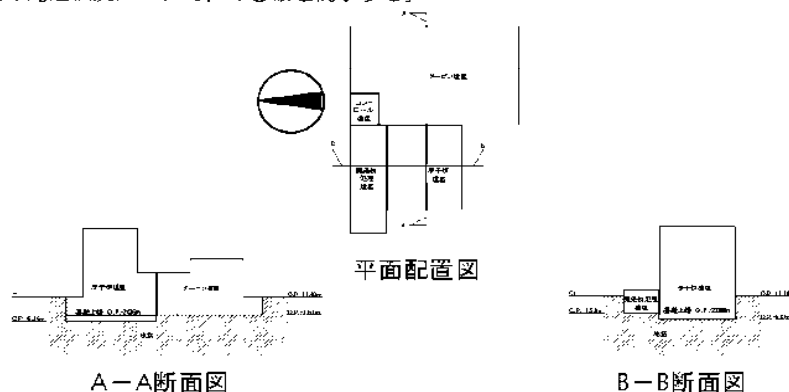
## コメント回答②

### ②地盤による埋め込み効果の適用性について。

JEAC4601-2008では、地下部分の大部分（3面または面積で75%以上）が周辺地盤と接している場合には全面埋込みと同様な埋込み効果が期待できるものとしている。

1～4号機原子炉建屋周辺には隣接建屋があるが、基礎板側面については3面以上が周辺地盤と接しており、埋め込み効果が期待できるものとして、NOVAの方法による側面ばねを考慮している。なお、タービン建屋・コントロール建屋・廃棄物処理建屋については、埋め込み効果は考慮していない。

原子炉建屋の周辺状況について、4号機を例示する。



4号機原子炉建屋（1F4-R/B）周辺状況



東京電力

耐震改修・規制禁止 東京電力株式会社

23

## コメント回答③

③地下部に滞留水を貯留する建屋において、滞留水に含まれる塩化物による建屋の構造強度及び耐震性の低下のリスクについて

### ●現状評価

津波による浸水を受けた建屋（キャスク保管建屋）の鉄筋が、腐食による断面欠損を生じていないことを確認した。

また、淡水化装置により、地下滞留水の塩素イオン濃度が低下しており、平成25年度上半期には、全域で水道水の基準値200ppm以下になると推定した。

### ●今後の対策

今後、地下滞留水の塩素イオン濃度を継続的に確認すると共に、作業安全性が確保された時点で目視点検を実施する。

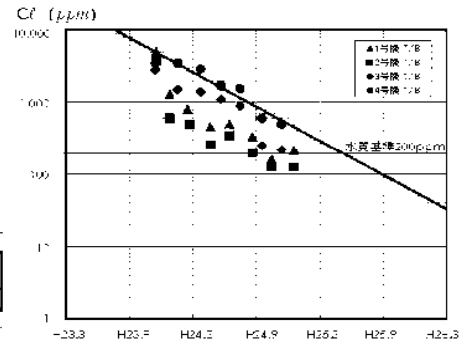
キャスク保管建屋鉄筋塩化試験結果(H24E)

試験体	採取箇所	かぶり厚さ	鉄筋径	腐食グレード
NO.1	1階南東エリア	60mm	Φ13	II
NO.2	1階南西エリア(1)	60mm	Φ13	I
NO.3	1階南西エリア(2)	60mm	Φ13	I

解説 表10.3.3 腐食のグレードと鋼材の状況

腐食グレード	鋼材の状況
I	腐食の状況、またはきびは生じているが全体に薄い腐食のみがあり、コンクリート面に反映していることはない。
II	部分的な腐食とびがあるが、全断面の腐食状態である。
III	断面欠損は目視観察では認められないが、鉄筋の全長または全周にわたって腐食状態が生じている。
IV	断面欠損が生じている。

出典 2007年 コンクリート標準示方書 維持管理編（二下学会）



タービン建屋地下滞留水塩素イオン濃度経時変化



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

24

## 【参考資料】



東京電力

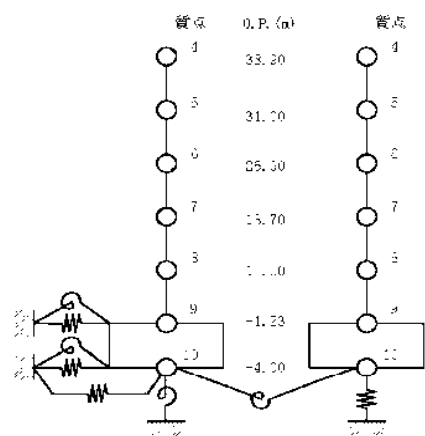
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

25

## 参考1 1号機原子炉建屋 誘発上下動を考慮した影響検討

1号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価において、基準地震動Ssを用いた地震応答解析による検討を行った結果、NS方向のSs-2を用いた場合に、接地率は64.8%であり、「JEAC-4601-2008」に記載される基礎浮上がり非線形の評価式の適用範囲65%を下回った。

図に示す誘発上下動を考慮した解析モデルを用いて地震応答解析を行い、誘発上下動を無視した場合の応答値との比較を行う。



誘発上下動を考慮した解析モデル



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

26

## 参考1 1号機原子炉建屋 誘発上下動を考慮した影響検討

誘発上下動の有無による接地率及び耐震壁に生じるB1Fの最大応答せん断ひずみの比較を下表に示す。

接地率及びB1Fの最大応答せん断ひずみ

地震波	方向	誘発上下動の有無	接地率	B1F 最大応答 せん断ひずみ ( $\times 10^{-3}$ )
Ss-2H	NS	無視	64.8%	0.09
		考慮	65.6%	0.09



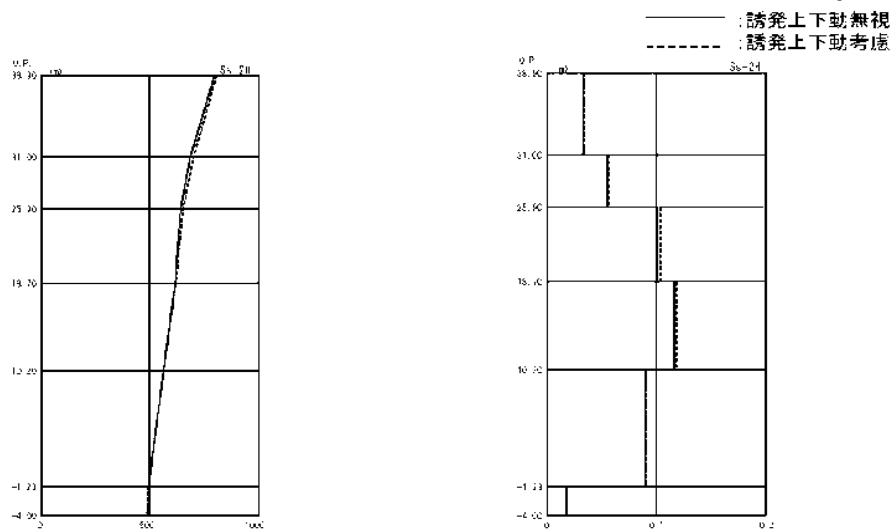
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

27

## 参考1 1号機原子炉建屋 誘発上下動を考慮した影響検討

誘発上下動の有無による最大応答加速度及び最大応答せん断ひずみを下図に示す。



最大応答加速度(NS方向・Ss-2)

最大応答せん断ひずみ(NS方向・Ss-2)

⇒ 結果より誘発上下動の有無が、最大応答値に与える影響は小さい。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

28

## 参考2 4号機原子炉建屋耐震安全性評価結果の概要

### ○原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

- ・4号機原子炉建屋について、使用済燃料取り出し時の状況を質点重量に反映するとともに、損傷状況の調査において損傷が確認された箇所および平成24年6月報告書<sup>\*1</sup>において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、基準地震動Ssに対する地震応答解析を実施。
- ・解析の結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは評価基準値を大きく下回っていることから、原子炉建屋は十分な耐震安全性を有しているものと評価した。

### ○使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）

- ・使用済燃料プールについて、使用済燃料取り出し時の状況における重量変化および使用済燃料プール底部の支持構造物等を反映するとともに、損傷状況の調査において損傷が確認された箇所および平成24年6月報告書<sup>\*1</sup>において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、基準地震動Ssに対する応力解析を実施。
- ・解析の結果、使用済燃料プールにおける鉄筋のひずみ、面外せん断力は評価基準値に対して十分余裕があることから、使用済燃料プールは十分な耐震安全性を有しているものと評価した。

\*1「福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成24年6月、東京電力株式会社）



東京電力

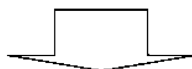
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

29



## 参考2 4号機原子炉建屋耐震安全性評価結果の概要

福島第一原子力発電所第4号機原子炉建屋において、燃料取り出し用カバーの設計および瓦礫撤去の進捗に伴い、使用済燃料の取り出し時における建屋の状況および躯体の損傷状況が明らかになってきた。



平成23年5月28日に報告した「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その1）」（東京電力株式会社）（以下、平成23年報告書という）から、状況の変化を反映し、使用済燃料の取り出し時を想定した4号機原子炉建屋および使用済燃料プールの耐震安全性に関する検討を実施した。



東京電力

新設複製・転載禁止 東京電力株式会社

30

## 参考3 4号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況

No	考慮した項目	内容
①	オベフロ上部の瓦礫撤去	R階およびCR階から崩落した瓦礫を撤去
②	オベフロからの機器撤去	オベフロ上から機器を撤去
③	燃料取扱機支持用架構の設置	燃料取扱機支持用架構を設置
④	雨水浸入対策のための構造物の設置	燃料取り出し用カバーで覆われない範囲に雨水浸入対策のための構造物を設置
⑤	使用済燃料プール底部の支持構造物	使用済燃料プール底部の支持構造物（鋼製支柱、コンクリート）を設置
⑥	ヤード整備の実施	ヤード整備のため、西側下屋上に1m程度の覆土を実施
⑦	地下滞留水の考慮	B1階からMB1階までに滞留した水の存在を考慮
⑧	使用済燃料プールの循環冷却の開始	使用済燃料プールの循環冷却の開始により水温が低下（管理温度65℃）



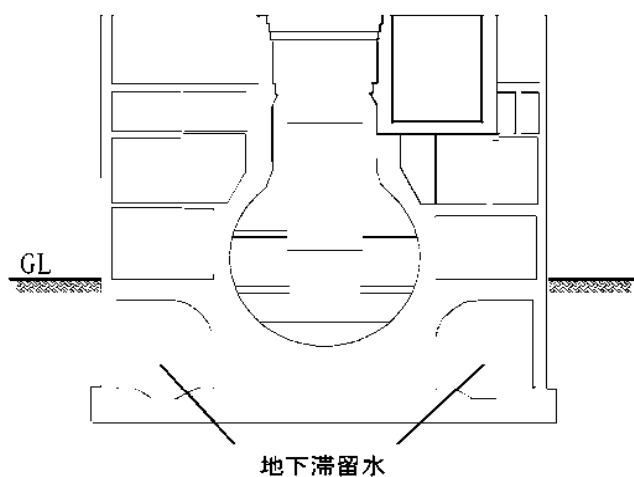
東京電力

新設複製・転載禁止 東京電力株式会社

31

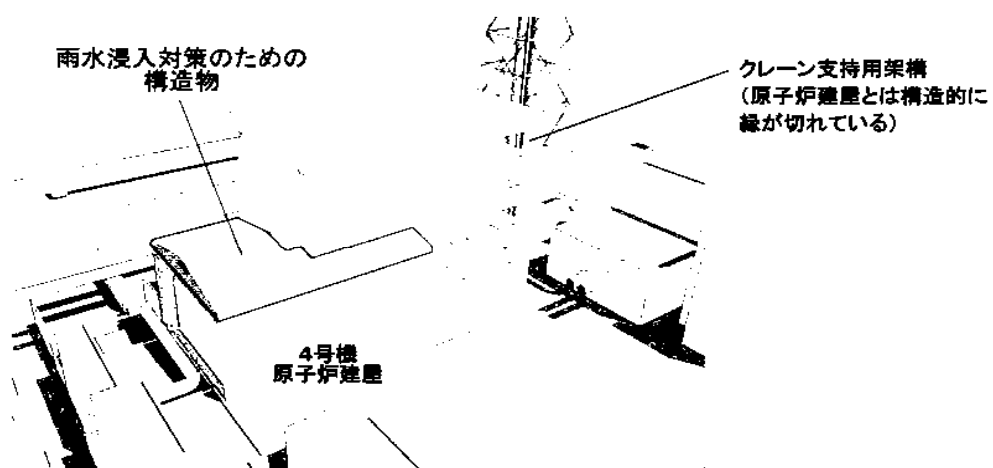


### 参考3 4号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



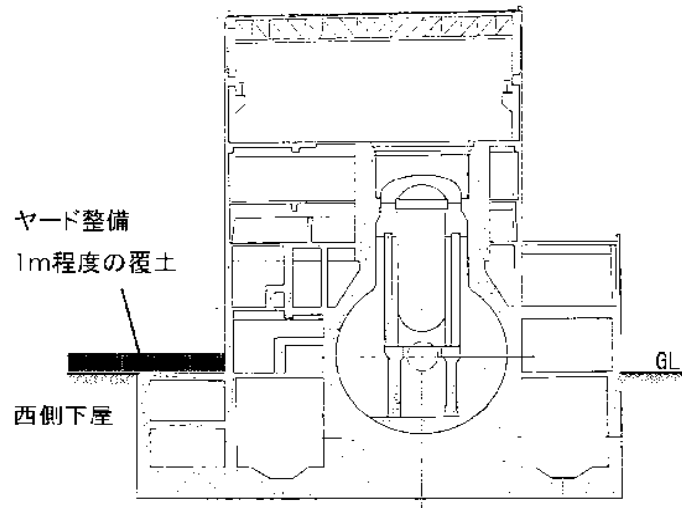
地下滞留水のイメージ(南北断面図)

### 参考3 4号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



雨水浸入対策のための構造物のイメージ

### 参考3 4号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



ヤード整備のイメージ(東西断面図)

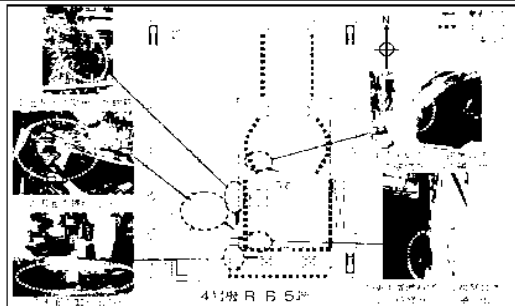


東京電力

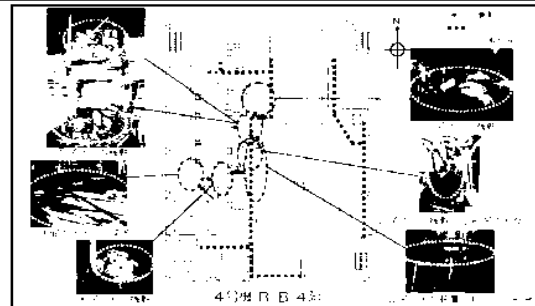
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

36

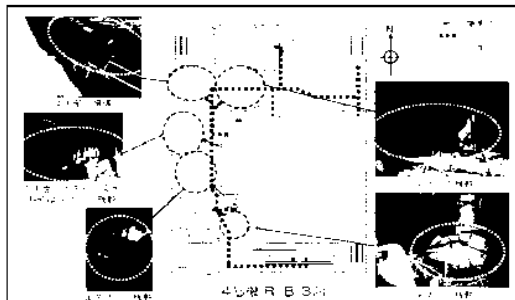
### 参考4 4号機原子炉建屋躯体の損傷状況



5階



4階



3階

#### 建屋内の損傷状況に関する調査結果 (3～5階)

事故調査報告書（平成24年6月、東京電力株式会社）より

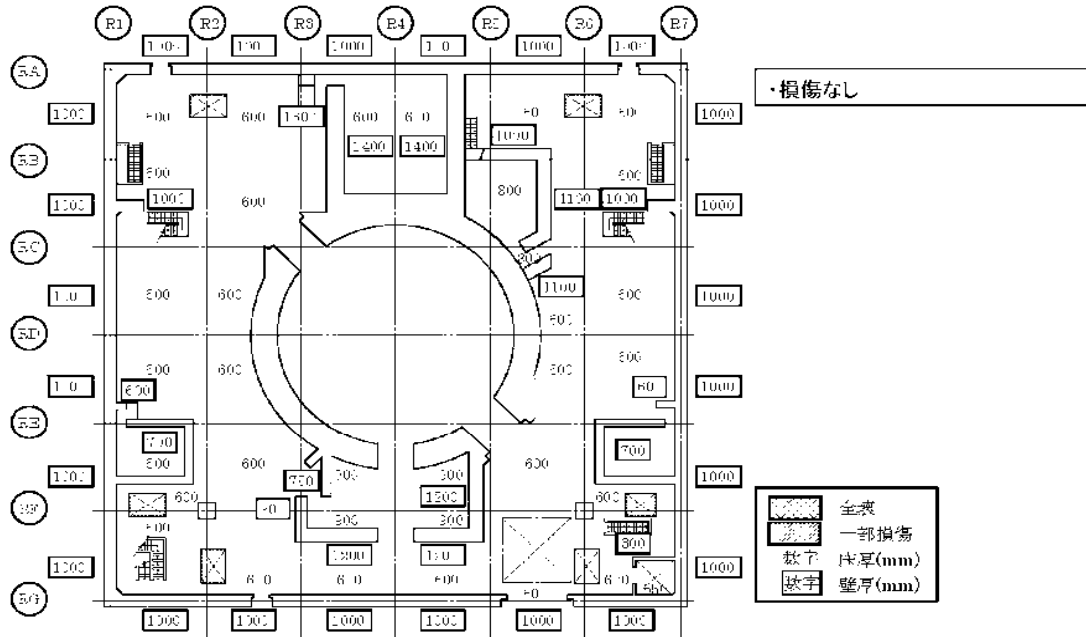


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

37

# 参考4 4号機原子炉建屋躯体の損傷状況（1階）

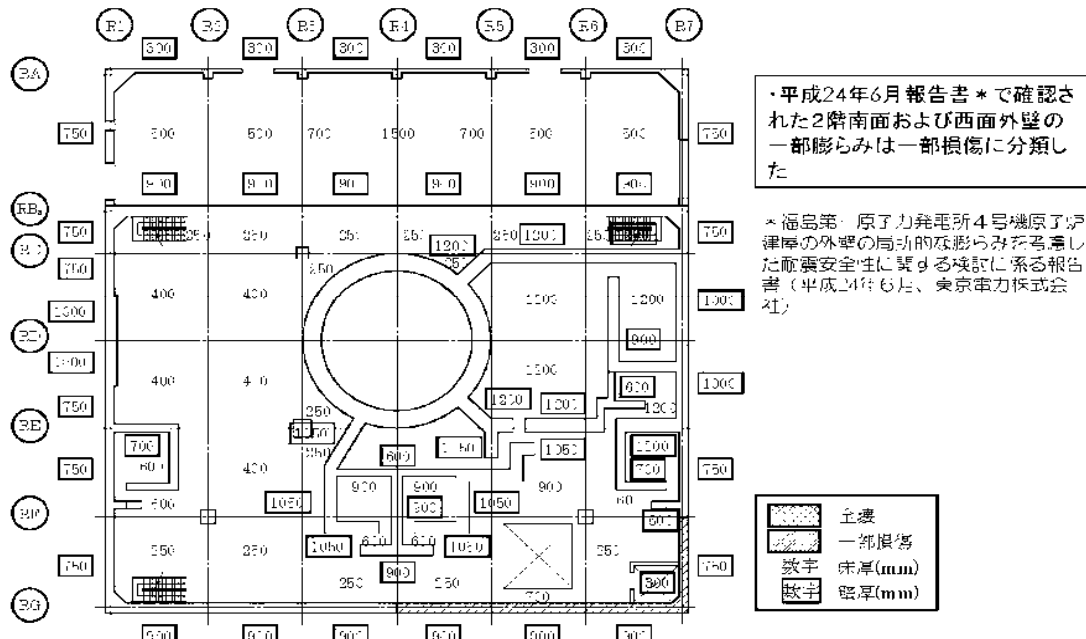


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

38

# 参考4 4号機原子炉建屋躯体の損傷状況（2階）

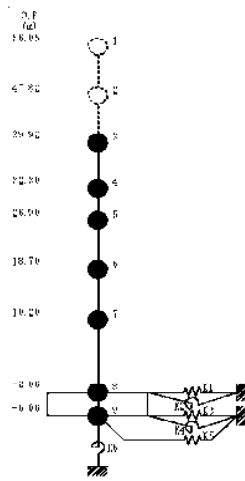


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

39

## 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1				
2	—	—	—	—
3	69,940	128.73		
4	87,140	160.44	147.1	10,080
5	127,790	238.14	102.2	14,387
6	129,000	237.57	202.7	30,567
7	218,430	432.18	175.4	48,774
8	353,740	757.83	460.4	114,194
9	132,390	254.88	2,812.6	563,754
合計	1,118,450			

ヤング係数  $E_c$   $2.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰率  $\delta$  5%  
 基礎形状 49.0m (NS方向)  $\times$  57.5m (EW方向)

建屋モデル（NS方向）

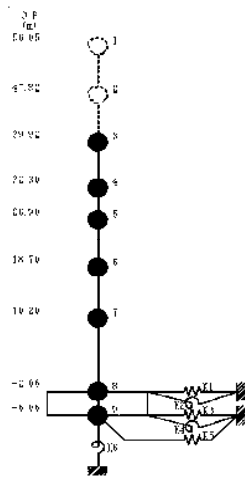


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

40

## 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	69,940	70.20		
4	87,140	89.98	73.0	5,928
5	127,790	200.14	93.0	6,182
6	129,000	237.57	161.6	27,344
7	218,430	639.92	166.4	48,300
8	353,740	1021.96	424.0	100,320
9	132,390	346.27	2,812.6	772,237
合計	1,118,450			

ヤング係数  $E_c$   $2.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰率  $\delta$  5%  
 基礎形状 49.0m (NS方向)  $\times$  57.5m (EW方向)

建屋モデル（EW方向）

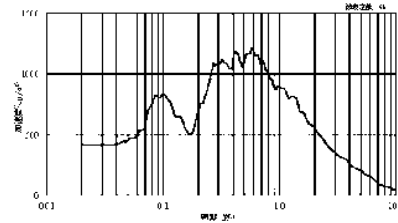


東京電力

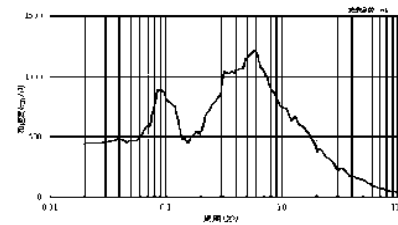
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

41

# 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



建屋基礎底面への入力地震動の応答スペクトル  
（Ss-1、基礎底面E+F）



建屋基礎底面への入力地震動の応答スペクトル  
（Ss-2、基礎底面E+F）

## 地震応答解析の概要



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

42

# 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

## 固有値解析結果（Ss-1、NS方向）

モード 次数	1	2	3
固有振動数 (Hz)	2.67	5.71	13.90
固有周期 (s)	0.374	0.175	0.072
固有モード			



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

43

# 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

固有値解析結果（Ss-1、EW方向）

モード 次数	1	2	3
固有振動数 (Hz)	2.75	5.76	11.97
固有周期 (s)	0.363	0.174	0.084
固有モード	<p>                     固有モード                      固有振動数: 2.75 Hz                      固有周期: 0.363 s                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                 </p>	<p>                     固有モード                      固有振動数: 5.76 Hz                      固有周期: 0.174 s                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                 </p>	<p>                     固有モード                      固有振動数: 11.97 Hz                      固有周期: 0.084 s                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                 </p>



東京電力

新設改修・転載禁止 東京電力株式会社

44

# 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

固有値解析結果（Ss-2、NS方向）

モード 次数	1	2	3
固有振動数 (Hz)	2.72	5.80	13.94
固有周期 (s)	0.368	0.172	0.072
固有モード	<p>                     固有モード                      固有振動数: 2.72 Hz                      固有周期: 0.368 s                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                 </p>	<p>                     固有モード                      固有振動数: 5.80 Hz                      固有周期: 0.172 s                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                 </p>	<p>                     固有モード                      固有振動数: 13.94 Hz                      固有周期: 0.072 s                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                      固有モード: 0.000                 </p>



東京電力

新設改修・転載禁止 東京電力株式会社

45



# 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

固有値解析結果（Ss-2、EW方向）

モード 次数	1	2	3
固有振動数 (Hz)	2.80	5.85	12.03
固有周期 (s)	0.358	0.171	0.083
固有モード			



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

46

# 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

地盤定数（Ss-1）

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma_L$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ (kN/m <sup>2</sup> )	剛性低下率 $G_r/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ (kN/m <sup>2</sup> )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $\alpha$ (%)
10.0									
1.5	砂岩	350	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	551	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.78	266,000	396	3
-80.0		500	17.1	0.455	436,000		340,000	442	
-108.0		560	17.6	0.446	563,000		439,000	495	
-196.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
	解放基盤	700	15.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

47

参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

地盤定数（S s-2）

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ ( $\text{kN/m}^3$ )	ポアソン比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性 係数 $G$ ( $\text{kN/m}^2$ )	剛性低下後 S波速度 $V_s$ (m/s)	減衰定数 $\eta$ (%)
10.0	砂岩	360	17.8	0.413	262,300	0.85	223,000	351	3
1.9		450	16.5	0.464	341,300	0.61	276,000	405	3
10.0		500	17.1	0.455	436,300		353,000	450	
80.0		560	17.6	0.446	563,300		456,000	504	
108.0		600	17.8	0.442	653,300		529,000	540	
-196.0	解放基盤	700	16.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—



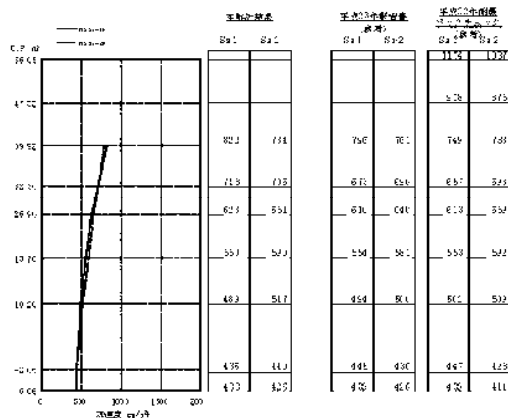
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

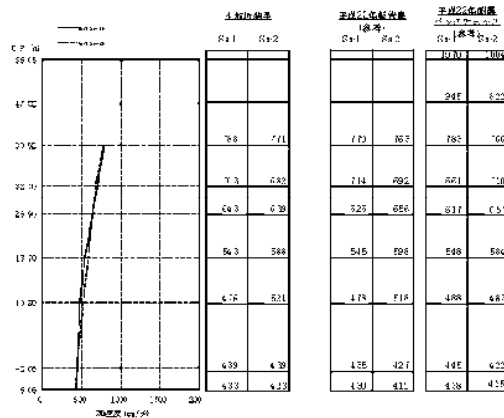
48

参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

NS方向



EW方向



最大応答加速度（水平方向）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

49

# 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧（最大応答せん断ひずみ、NS方向）  
（ $\times 10^{-3}$ ）

階	本検討		平成22年耐震 バックチェック		評価 基準値
	Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2	
CRF	-	-	0.10	0.09	4.0
5F	-	-	0.17	0.15	
4F	0.04	0.04	0.05	0.05	
3F	0.11	0.11	0.08	0.08	
2F	0.10	0.10	0.09	0.09	
1F	0.15	0.15	0.15	0.16	
B1F	0.08	0.08	0.08	0.08	

耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧（最大応答せん断ひずみ、EW方向）  
（ $\times 10^{-3}$ ）

階	本検討		平成22年耐震 バックチェック		評価 基準値
	Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2	
CRF	-	-	0.12	0.12	4.0
5F	-	-	0.30	0.20	
4F	0.08	0.07	0.08	0.08	
3F	0.12	0.11	0.11	0.11	
2F	0.12	0.12	0.12	0.12	
1F	0.16	0.16	0.16	0.17	
B1F	0.09	0.09	0.08	0.09	

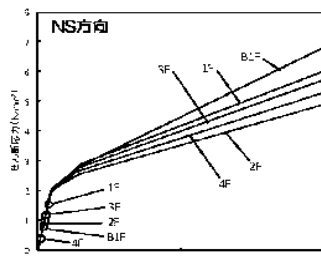


東京電力

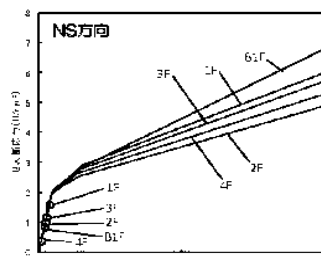
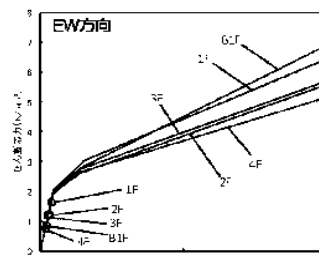
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

50

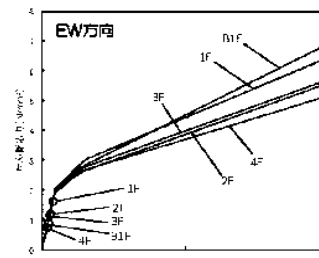
# 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



せん断スkeleton曲線の最大応答値 (Ss-1)



せん断スkeleton曲線の最大応答値 (Ss-2)

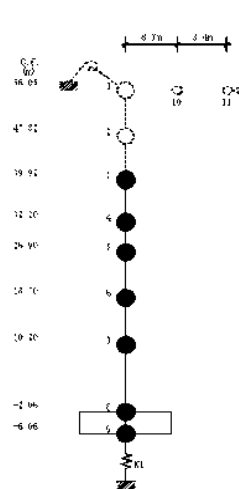


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

51

## 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



質点番号	質点重量 $W$ (kN)	軸断面積 $A_d$ (m <sup>2</sup> )	軸ばね剛性 $K_d$ ( $\times 10^6$ kN/m)
1	—	—	—
2	—	—	—
3	89,040	204.5	6.90
4	87,140	210.7	10.03
5	127,760	354.5	11.11
6	129,030	340.6	10.30
7	518,480	654.7	13.72
8	153,740	2,812.6	180.71
9	132,590	—	—
合計	1,118,480	—	—

ヤング係数  $E$   $2.57 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰比 5%  
 基礎形状 49.5m (NS方向)  $\times$  7.4m (EW方向)

建屋モデル（鉛直方向）

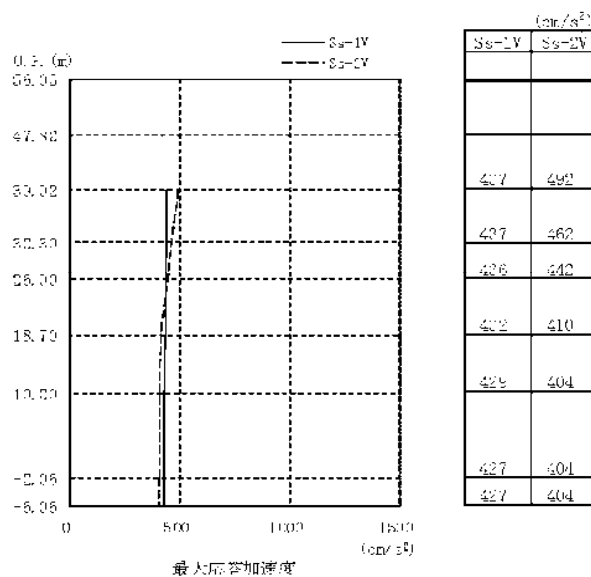


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

52

## 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



最大応答加速度（鉛直方向）

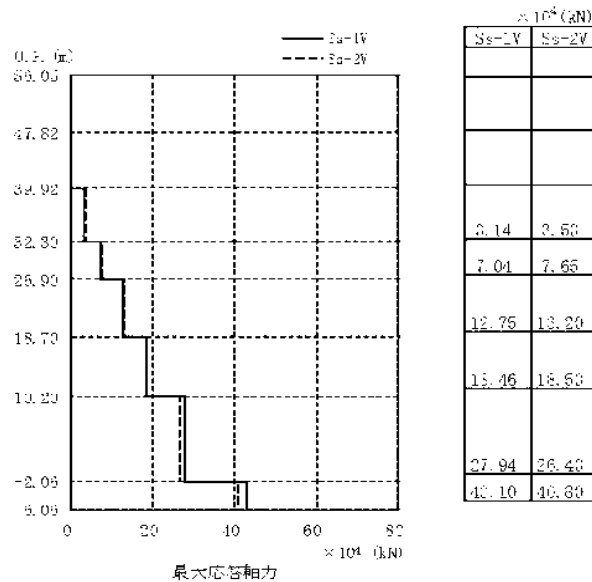


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

53

## 参考5 4号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



最大応答加速度（鉛直方向）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

54

## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）

### 解析条件

項目		内容
モデル	壁 (プール・シールド内)	全壊・一部損傷の壁の剛性を0%とする
	床 (プール含む)	全壊・一部損傷の床の剛性を0%とする
	補強鉄筋	使用済燃料プール周囲の支持構造物の断裂支持を模擬
荷重	死荷重	4ペフロ上部瓦礫撤去、燃料取扱機支持用梁荷重等を反映
	静水圧	使用済燃料プール、原子炉ウェル、機器仮置プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮
	温度荷重	一径内部85℃、外部0℃、炉内40℃
	地震荷重	損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動Ssに対する地震応答解析結果に基づき、水平および鉛直方向の地震荷重を考慮
	その他の荷重	地震時 取水圧 燃料取扱機支持用梁荷重 燃料取扱機支持用梁の反力を考慮する

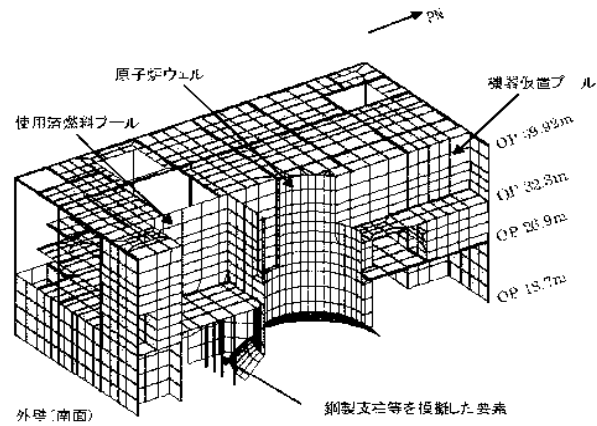


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

55

## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）



断面

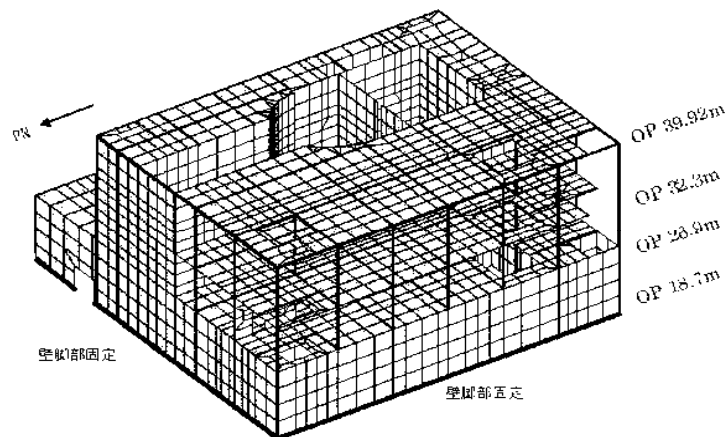


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

56

## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）



境界条件

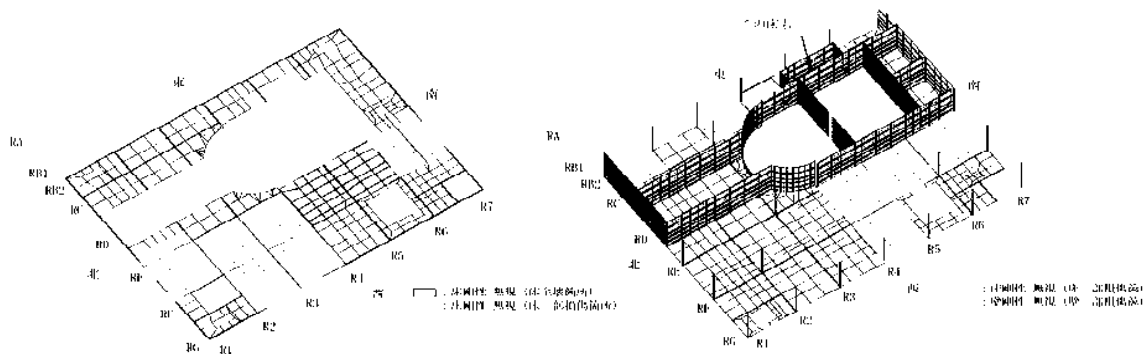


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

57

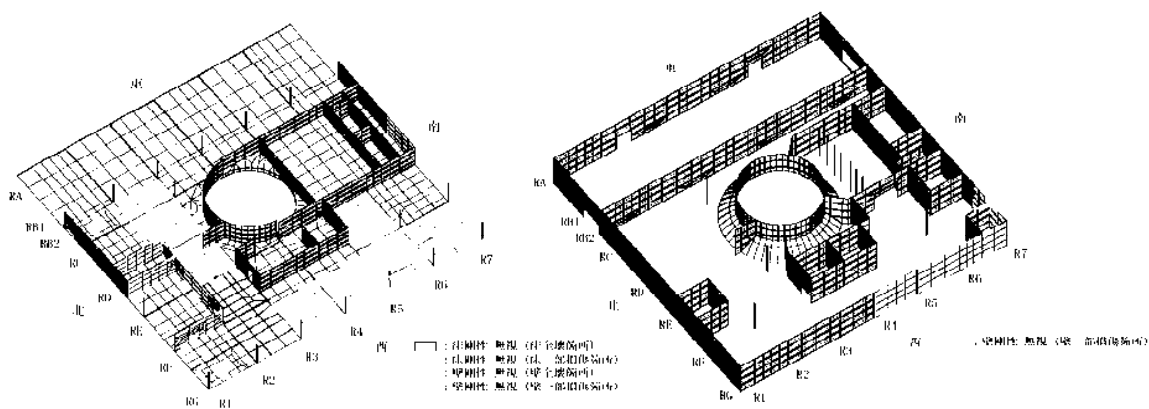
## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）



損傷状況 アイソメ図 5階

損傷状況 アイソメ図 4階

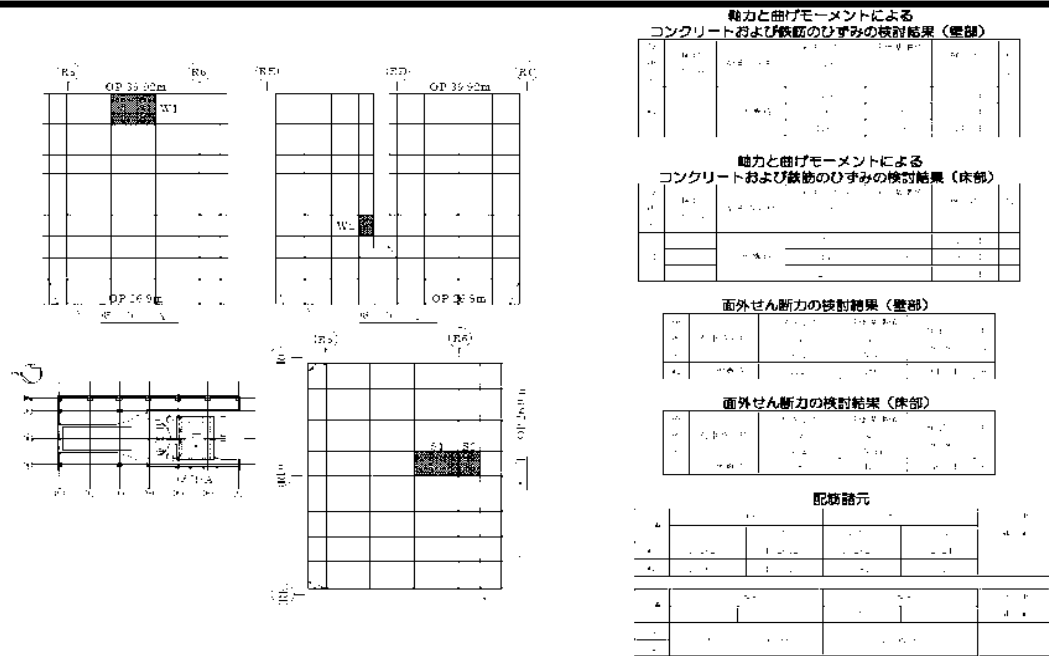
## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）



損傷状況 アイソメ図 3階

損傷状況 アイソメ図 2階

## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）



東京電力

### 評価結果と配筋諸元

解析対象：乾貯施設 東京電力株式会社

60

## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）

### 【パラメトリックスタディ】

#### 基本ケースとの剛性の設定の比較

ケース	壁の剛性の設定			床スラブの剛性の設定	
	全壊箇所 <sup>1)</sup>	一部損傷箇所 <sup>2)</sup>	脆らみ <sup>3)</sup>	全壊箇所 <sup>1)</sup>	一部損傷箇所 <sup>1)</sup>
基本ケース	0%	0%	0%	0%	0%
パラメータケース	0%	50%	50%	0%	50%



東京電力

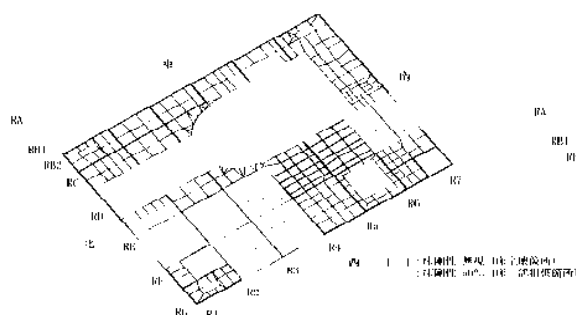
解析対象：乾貯施設 東京電力株式会社

61

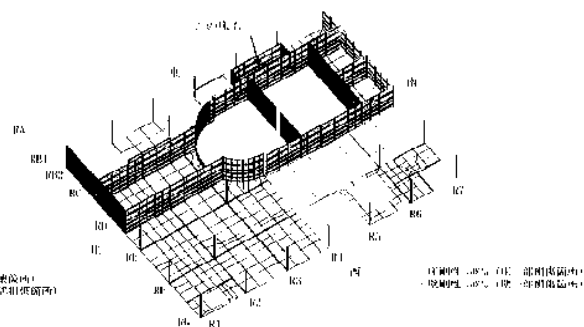


## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）

### 【パラメトリックスタディ】



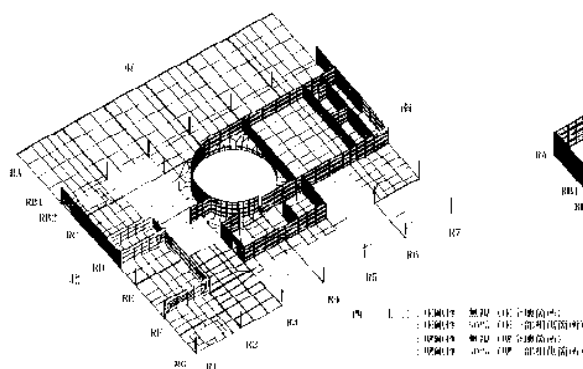
損傷モデル アイソメ図 5階



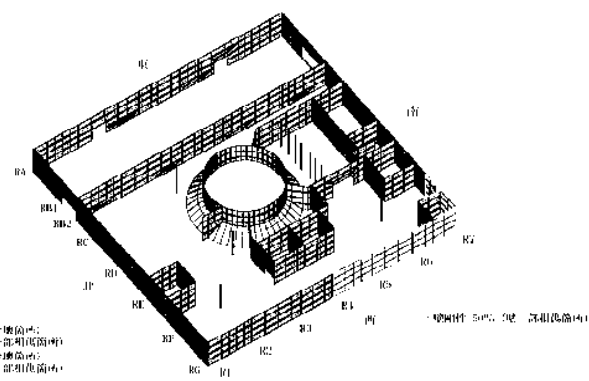
損傷モデル アイソメ図 4階

## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）

### 【パラメトリックスタディ】



損傷モデル アイソメ図 3階



損傷モデル アイソメ図 2階

## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）

### 【パラメトリックスタディ】

評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比（検定比\*1）の比較

	箇所名	評価項目	基本	パラメータ
			ケース	ケース
プール壁	W1	鉄筋ひずみ	0.21	0.22*
		コンクリートひずみ	0.05	0.06*
	W2	面外せん断力	0.61	0.13
プール床	S1	鉄筋ひずみ	0.05	0.05*
		コンクリートひずみ	0.13	0.13*
	S2	面外せん断力	0.46	0.48

\*1：表中の値は、1以上であれば評価基準を満たしていないことを示している。

\*2：プール壁及びプール床のうち、評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（検定比）が最大となる箇所が基本ケースとパラメータケースで異なる場合は、上記表内のパラメータケースには最大となる比は、検定比が最大となる箇所を値として、基本ケースとの比の箇所を値を記載している。ただし、パラメータケースにおける検定比が最大となる箇所は、4号機使用済燃料プールの床部のS1であり、検定比はW1の鉄筋ひずみの0.21、S1のコンクリートひずみの0.13である。



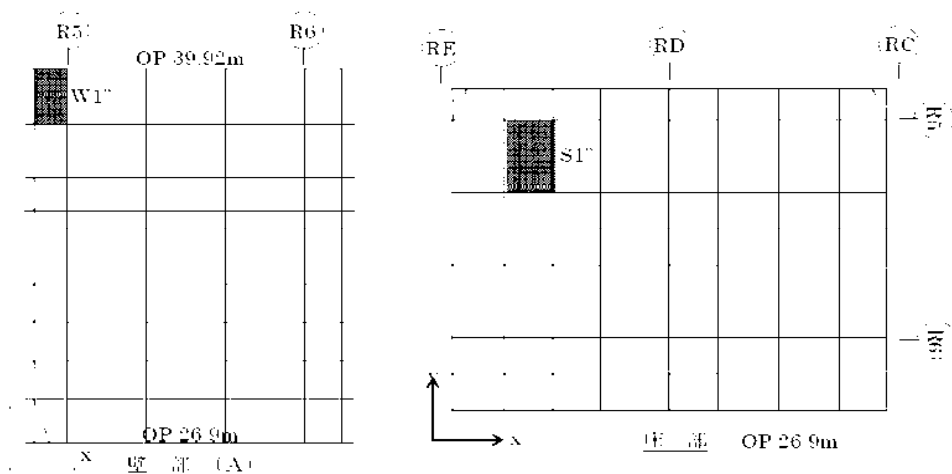
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

64

## 参考6 4号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元FEM解析）

### 【パラメトリックスタディ】



パラメータケースにおけるプール壁の面外せん断力の裕度が最大となる箇所



東京電力

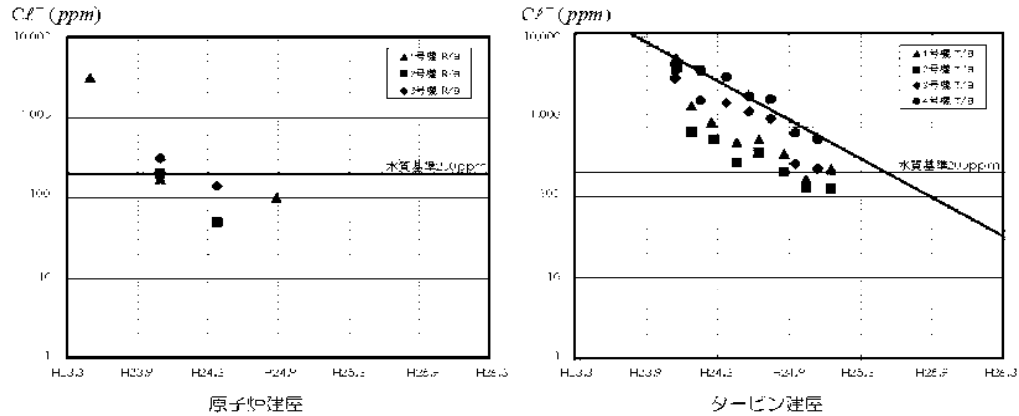
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

65



## 参考7 滞留水に含まれる塩化物による建屋劣化リスク

- ・塩分除去した水を注水することにより、地下滞留水の塩素イオン濃度は、経時的に減少している。
  - ・原子炉建屋では、すでに水道水の塩素イオン基準値200ppmを下回っている。
  - ・タービン建屋では、平成25年上半期には、概ね200ppm以下になると推定した。
- これから、地下滞留水を貯留する建物については、平成25年度下半期以降は構造に影響を与えるような塩分浸透による劣化はないものと評価した。



地下滞留水塩素イオン濃度経時変化



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

## 1.4 豪雨、台風、竜巻への対応

### 1.4.1 台風・豪雨について

高レベルの放射性汚染水を滞留・貯留している原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、コントロール建屋、プロセス主建屋（除染装置を同建屋内に設置）、高温焼却炉建屋（第二セシウム吸着装置を同建屋内に設置）、焼却工作建屋（セシウム吸着装置を同建屋内に設置）、運用補助共用施設共用プール棟（非常用ディーゼル発電機を同建屋内に設置）等の既設の諸建屋は、過去の観測記録を保守的に設定している建築基準法の暴風時の荷重を考慮している。

以上より、台風・豪雨により建屋、機器の機能が喪失することはないが、地下階に滞留している高レベルの放射性汚染水（滞留水）については、滞留水の水位の上昇が懸念される。

気象庁 HP、気象庁観測データ（図 1.4-1 参照）より、降水量 3000mm/年（平年値）を超える地域は、東海地方、紀伊半島、四国、九州及び北陸地方等となっており、国内の最大降水量は、852mm/日（高知県魚梁瀬，2011.7.19）、2452mm/月（三重県宮川，2011.9）である。一方、福島第一原子力発電所の周辺の観測データとしては、降水量の平年値は 2000mm 以下であり、最大降水量も 285mm/日（福島県浪江，1996.9.22）、634mm/月（福島県浪江，2006.10）となっている。

そこで、保守的に 1 日に 1000mm の降雨を想定した 1～4 号機建屋水位の評価を行ったところ（降雨による影響を評価するため、降雨による建屋水位上昇の寄与率を過去の実績から算定）、保安規定に定める水位レベル（O.P.+3500mm）を超えるものの、系外流出リスクの水位レベル（O.P.+4000mm）以下の O.P.+3747mm に留まると予測される（図 1.4-2 参照）。

以上より、保守的な豪雨を想定しても、滞留水を系外に流出することはないと考える。

### 1.4.2 竜巻について

原子炉建屋、タービン建屋、運用補助共用施設共用プール棟、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋、焼却工作建屋等の諸建屋は、鉄筋コンクリート造であるため、竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。

原子炉圧力容器・格納容器注水設備については、高台、タービン建屋内、3 号復水貯蔵タンク等にポンプを分散配置しており、単独の竜巻で同時に機能喪失するリスクは小さいと考えるが、万一、竜巻により全てのシステムの運転再開が時間を要する場合には、消防車を用いた注水で対応する。また、消防車、仮設注水用機材等については分散配置し、全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

使用済燃料プールについては、プール上部を養生する等、実行可能な防護対策を行う。また、使用済燃料プール水の漏えいが発生した際は、非常用電動ポンプ、消防車もしくはコンクリートポンプ車等による注水により漏えいの抑制を行う。さらに、コンクリートポンプ車等について分散配置し、全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

汚染水処理設備のうち処理装置については鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しており、竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。淡水化装置は、蛇腹ハウス内に設置しており、竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定できないが、十分な量の淡水を貯水しており、装置停止によるが注水源への影響は小さいと考える。なお、滞留水中の塩素濃度は減少傾向にあり、数年先には、淡水化装置をバイパスしての炉注水も可能と想定している。また、汚染水処理設備の制御室は、コンテナ内に設置しているため、竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定

できないが、第二セシウム吸着装置は現場制御盤での起動が可能であり、滞留水処理の早期再開が可能である。処理水を移送しているホースについては、予備品を準備しておくこととしている。さらに、竜巻の発生の可能性が予見される場合には、汚染水処理設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の拡大防止を図る。また、車両などの飛来物によって塩水タンク等を破壊させることがないように、車両をタンクから遠ざける措置をとる。

電源設備のうち所内共通D/Gについては、鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しているため竜巻に対する直接的な被害を受けることはない。所内共通M/Cについては、鉄筋コンクリート造建屋又は鉄骨造建屋内に分散配置しており、全数が一度に機能喪失することがないこととしている。また、ケーブル電路については、屋外に布設しているため竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性があるが、所内共通M/Cについては、離れた複数の受変電設備から違う経路を使用して受電できるようにしているため、一部のケーブルが竜巻により損傷しても、他のケーブルを使用して所内共通M/Cへの供給が可能である。また、仮に受電経路が全て使用不能となった場合もしくは所内共通M/Cが使用不能となり重要な負荷への電源供給ができなくなった場合には、各設備に設置した専用の発電機で電源を確保する。さらに、電源車を使用可能な電源盤に接続し、安全上重要な設備への電源を確保する。

監視体制については、日常的に、作業員等は、避難ルートや避難場所を確認している。竜巻発生が予想される場合は、気象庁から段階的に発表される「気象情報」及び「雷注意報」を把握し、強風に対するクレーンの姿勢固定等、必要な対応を行う。竜巻発生のお～1時間前に発表される「竜巻注意情報」が発令された場合、気象状況を適宜確認し、竜巻発生もしくは発生の恐れがあると判断した場合には、作業員等へ避難指示及び所内一斉放送を実施し、作業員等は、予め確認している避難ルートや避難場所に従って、避難を行う体制としている。

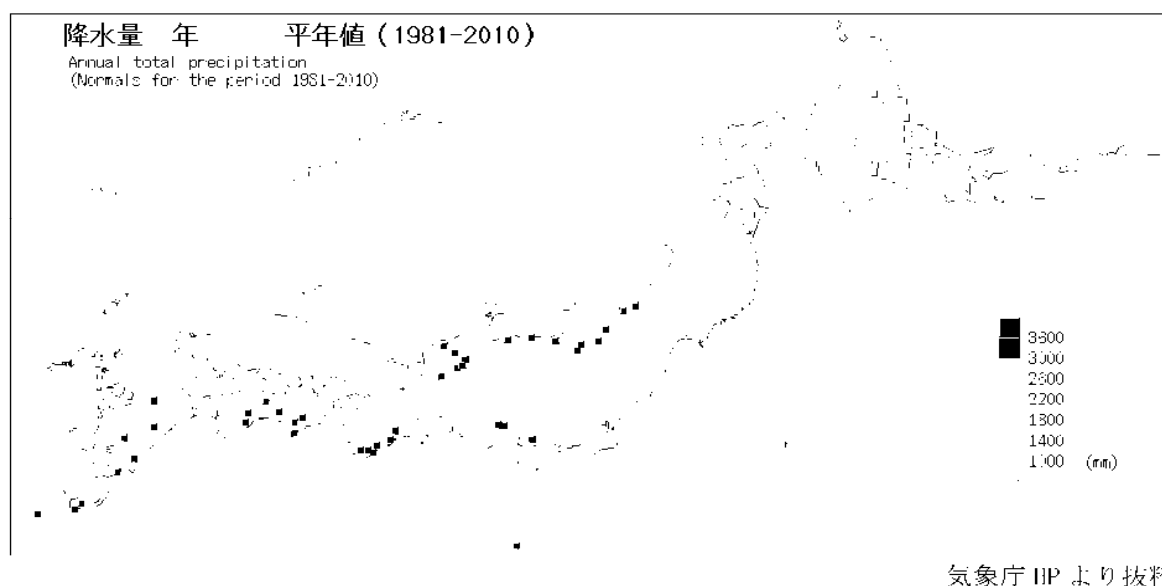
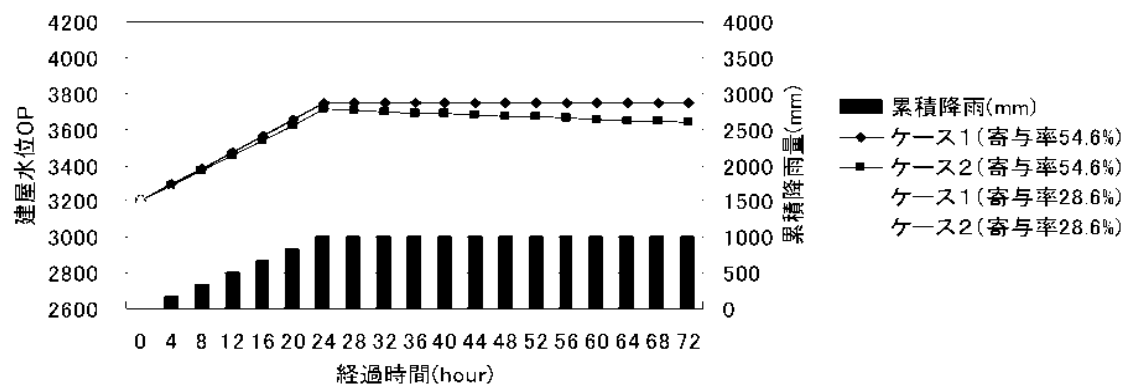


図 1.4-1 日本国内の降水量 (平年値)



ケース 1：通常時の移送（ポンプ 2 台運転）

ケース 2：移送ポンプ増強（ポンプ 4 台運転）

図 1. 4 - 2 大量降雨時の影響評価

#### 1.5 5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の運転管理について

5・6号機については、建屋内へ流入する地下水により滞留水が増加している状況である。そのため、冷温停止維持に必要な電源設備の被水について考慮し、運転管理の一環として、5・6号機タービン建屋及び6号機原子炉建屋付属棟の水位の計測を、次の通り実施する。

- ・建屋内滞留水の水位

5・6号機タービン建屋及び6号機原子炉建屋付属棟に滞留している滞留水の水位については、冷温停止維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水しないように、各建屋水位を地下階床面から約2m以下であることを定期的に計測する。



#### 1.6 安全確保設備等の運転責任者について

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉については、東北地方太平洋沖地震に伴う事故の影響により、非常用炉心冷却系等の設備が使用できない状況にあり、事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等によりプラントの運転管理を行っている。

これらの事故後に設置した設備の運転操作、設備異常時の対応等については、事故後しばらくの間は、設備所管箇所（当時の福島第一安定化センターにおける各設備所管箇所）において行ってきたが、設備の運転操作及び設備不具合等の異常対応については免震重要棟に常駐している当直が対応した方が、早期且つ合理的に対応できることを踏まえ、当直へ設備運用の移管準備が整った「原子炉圧力容器・格納容器注水設備」や「窒素封入設備」等については、福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定第12章（以下「保安規定」という）を変更の上、保安規定に基づき当直による設備運用を行っている状況である。（本実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」にも反映済）

また、現状、当直へ設備運用の移管が完了していない汚染水処理設備等についても、保安規定に基づき、同設備等の運用に必要な知識を有する者により設備運用を行うとともに、当直へ設備運用を移管すべく準備（当直への設備説明や関連するマニュアルの整備等）を進めているところであり、当直への移管の準備が完了するタイミングにおいては、本実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の関連する条文を変更の上、変更した実施計画に基づき当直による設備の運用を行っていく予定である。

## 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

### 2.1 放射性廃棄物等の管理

#### 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理

##### 2.1.1.1 概要

放射性固体廃棄物には、濃縮廃液（セメント固化体、造粒固化体（ペレット、ペレット固化体））、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等、使用済樹脂<sup>\*1</sup>、フィルタスラッジ<sup>\*2</sup>、その他雑固体廃棄物があり、固体廃棄物貯蔵庫、サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク、造粒固化体貯槽等に貯蔵、または保管する。

なお、ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の一部は、固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に仮置きする。

事故後に発生した瓦礫等には、瓦礫類、伐採木、使用済保護衣等があり、一時保管エリアを設定して、一時保管する。

一時保管エリアには、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設、仮設保管設備、伐採木一時保管槽、屋外の集積場所がある。

また、放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については、必要に応じて減容等を行う。

＊１：１～６号機、廃棄物集中処理建屋の使用済樹脂（ビーズ状の樹脂）

＊２：１号機原子炉冷却材浄化系フィルター、１～６号機及び使用済燃料共用プールの原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器、使用済燃料プール浄化系ろ過脱塩器、機器ドレンフィルター、床ドレンフィルターより廃棄されたる過材とその捕獲されたクラッド

##### 2.1.1.2 基本方針

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については、必要に応じて減容等を行い、その性状により保管形態を分類して、作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるようにし、放射性固体廃棄物等が管理施設外へ漏えいすることのないよう貯蔵、保管、または一時保管する。

また、これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し、適切に保管エリアを確保し管理していくとともに、「放射性固体廃棄物等に関する中長期的な保管計画」に基づき、持込抑制等の発生量低減、放射性固体廃棄物等の再使用・リサイクル、減容や保管効率の向上のための具体的な方策等を検討していく。

放射性固体廃棄物等は処理・処分を実施するまでの間、保管期間が長期に亘る可能性があるため、作業エリアや敷地境界への放射線影響等に配慮し、中長期的には仮設保管設備等に一時保管している放射性固体廃棄物等を耐震性を有する恒久的な貯蔵設備等で

の保管に移行するように計画していく。至近の計画としては、固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に仮置きしたドラム缶等約 23,000 本相当以上を十分保管できる恒久的な貯蔵設備の平成 27 年度の運用開始を目指し、基本設計に平成 25 年度から着手する。

以後の恒久的な貯蔵設備での保管計画については、必要な保管容量を確保するような貯蔵設備の増設や減容設備等の設置計画を具体化するとともに、個々の設備の仕様が明確になった段階で実施計画に反映していくこととする。

#### 2.1.1.3 対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法

1～6 号機を含めた発電所敷地内及び臨時の出入管理箇所において発生した放射性固体廃棄物、事故後に発生した瓦礫等を対象とする。

##### (1) 区分

###### a. 放射性固体廃棄物

濃縮廃液（セメント固化体、造粒固化体（ペレット、ペレット固化体））、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等、使用済樹脂、フィルタスラッジ、その他雑固体廃棄物

###### b. 事故後に発生した瓦礫等

瓦礫類、伐採木、使用済保護衣等

##### (2) 運用

放射性固体廃棄物等の種類ごとの貯蔵、保管、または一時保管の措置は以下のとおりである。

- ・濃縮廃液（セメント固化体、造粒固化体（ペレット固化体））、その他雑固体廃棄物  
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型廃棄物への開口部閉止措置）、ドラム缶等仮設保管設備（容器収納、大型廃棄物への開口部閉止措置）
- ・原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等、使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））  
サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク等
- ・瓦礫類  
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、大型瓦礫類への飛散抑制措置）、仮設保管設備（容器未収納）、覆土式一時保管施設（容器未収納）、屋外集積（容器収納、シート等養生、養生なし）
- ・伐採木  
屋外集積（養生なし）、伐採木一時保管槽（容器未収納）
- ・使用済保護衣等  
固体廃棄物貯蔵庫（容器収納、袋詰め）、仮設保管設備（容器収納、袋詰め）、屋外

### 集積（容器収納，袋詰め）

上記の放射性固体廃棄物等について，以下の管理を実施する。

#### a. 放射性固体廃棄物

(a) その他雑固体廃棄物，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体））

##### i. 処理・保管

ドラム缶等の容器に封入するか，または放射性物質が飛散しないような措置を講じて，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

##### ii. 管理

###### (i) 巡視，保管量確認

固体廃棄物貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的に日祝可能な範囲で巡視し，転倒等の異常がないことを確認する。保管量については，事故前の保管量の推定値を元に，保管物の出入りを確認する。

###### (ii) 管理上の注意事項の掲示

固体廃棄物貯蔵庫の日につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(b) 原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等

##### i. 貯蔵保管

原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，使用済燃料プールに貯蔵もしくはサイトバンカに保管する。または，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は使用済燃料共用プールに貯蔵する。

##### ii. 管理

###### (i) 巡視，貯蔵保管量確認

サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。

使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等の貯蔵量は，事故前の貯蔵量の推定値を元に，貯蔵物の出入りを確認する。

また，使用済燃料共用プールにおける原子炉内で照射されたチャンネルボックス等については，定期的な巡視及び貯蔵量の確認を実施する。

###### (ii) 管理上の注意事項の掲示

サイトバンカの日につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(c) 使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））

##### i. 処理・貯蔵保管

使用済樹脂、フィルタスラッジは、使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。または、乾燥造粒装置で造粒固化し、造粒固化体貯槽または、固体廃棄物貯蔵庫に保管するか雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

また、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））は、造粒固化体貯槽に保管する。

## ii. 管理

### (i) 巡視、貯蔵保管量確認

1～4号機廃棄物処理建屋及び廃棄物集中処理建屋設置分は監視設備の故障等により確認が困難であり、監視はできないが、点検が可能な液体廃棄物処理系または5、6号機のタンク等について、定期に外観点検または肉厚測定等を行い、漏えいのないことを確認することにより、当該貯蔵設備の状態を間接的に把握する。

貯蔵量については、事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

6号機原子炉建屋付属棟の地下を除いた5号機廃棄物処理建屋及び6号機原子炉建屋付属棟については、使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し、貯蔵量を確認する。

なお、6号機原子炉建屋付属棟の地下設置分については、滞留水により没水しているため監視はできないことから、貯蔵設備に対する滞留水の影響について確認しており

（Ⅱ.2.33 添付資料 3 参照）、貯蔵量については、事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

運用補助共用施設については、沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し、貯蔵量を確認する。

### (d) ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物

#### i. 仮置き

ドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫外に仮置きする場合は、ドラム缶等仮設保管設備とする。また、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は平成24年12月から約3年間とし、仮置き後は既設の固体廃棄物貯蔵庫または新たな地下構造を有する固体廃棄物貯蔵庫へ移動する。

## ii. 管理

### (i) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう、ドラム缶等仮設保管設備自身または柵等による区画を行い、立ち入りを制限する旨を表示する。

### (ii) 巡視、保管量確認

ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物の保管状況を確認するために、定期的にドラム缶等仮設保管設備を巡視するとともに、保管量を確認する。なお、ドラ

ム缶等の破損等があれば補修等を行う。

#### (iii) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から、ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し、測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

また、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶は表面線量率 0.1mSv/h 以下とする。

#### (iv) ドラム缶転倒防止対策

3 段に積み重ねて設置したドラム缶については、転倒防止対策として、最外周の 3 段目ドラム缶を固縛及び 3 段目パレットを連結する。さらに、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶重量は 300kg 以下とする重量管理を実施することにより、パレットの座屈抑制を図る。

### b. 事故後に発生した瓦礫等

#### (a) 瓦礫類

##### i. 処理・一時保管

発電所敷地内において、今回の地震、津波、水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材、除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は、瓦礫類の線量率に応じて、材質により可能な限り分別し、容器に収納して屋外の一時保管エリア、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設、仮設保管設備、または屋外の一時保管エリアに一時保管する。または、雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。なお、固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち、容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する。また、瓦礫類については、可能なものは切断、圧縮などの減容処理を行い、敷地内で保管するか、または再利用する。

瓦礫類を回収する際に、アスベスト等の有害物質を確認した場合には法令に則り適切に対応する。

発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フローを図 2. 1. 1-1 に示す。

##### ii. 飛散抑制対策

表面線量率が日安値を超える瓦礫類については、飛散抑制対策を実施する。

日安値は、発電所敷地内の空間線量率を踏まえ、周囲への汚染拡大の影響がない値として設定し、表面線量率が日安値以下の瓦礫類については、周囲の空間線量率と有意な差がないことから、飛散抑制対策は実施しない。

今後、発電所敷地内の空間線量率が変化すれば、それを踏まえ適宜見直す予定である。

飛散抑制対策としては、容器、仮設保管設備、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等を実施する。

### iii. 管理

#### (i) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう、一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、立ち入りを制限する旨を表示する。

#### (ii) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から、瓦礫類の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し、測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

#### (iii) 空气中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から、一時保管エリアにおいて空气中放射性物質濃度を定期的に測定する。また、空气中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより、飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお、測定結果が有意に高い場合には、適切な放射線防護装置を使用するとともに、飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

#### (iv) 遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。また、中期的には瓦礫類の表面線量率によって、遮蔽機能を有した建屋等に移動、一時保管すること等により敷地境界での線量低減を図る。

#### (v) 巡視、保管量確認

一時保管エリアにおける瓦礫類の一時保管状況を確認するために、定期的に一時保管エリアを巡視するとともに、一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお、瓦礫類の保管量集計においては、一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため、エリア占有率を定期的に確認する。また、保管容量、受入日安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

なお、地震や大雨等に起因し、施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて、施設の修復や瓦礫類の移動、取り出しを行う。

一時保管エリアの保管容量、受入日安表面線量率一覧表を表 2.1.1-1 に示す。

#### (vi) 覆土式一時保管施設における確認

覆土式一時保管施設は、遮水シートによる雨水等の浸入防止対策が施されていることを確認するために、槽内の溜まり水の有無を確認し、溜まり水が確認された場合には回収する。

覆土式一時保管施設における測定ポイント、測定結果表示箇所予定位置図を図 2.1.1-2 に示す。

### (b) 伐採木

#### i. 処理・一時保管

回収した伐採木は、枝葉根・幹根の部位により可能な限り分別し、屋外の一時保管エリアまたは枝葉根を減容して伐採木一時保管槽にて保管するか、雑固体廃棄物焼却<sup>4</sup>で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

なお、伐採木一時保管槽においては、覆土をすることにより線量低減を図る。

## ii. 防火対策

伐採木の枝葉根と幹根の一時保管エリアには、火災時の初動対策として消火器を設置するとともに、以下の防火対策を実施する。

### (i) 枝葉根

枝葉根については、微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられることから、屋外集積を行う枝葉根は、温度上昇を抑えるため積載高さを 5m 未満とし、通気性を確保するとともに、定期的な温度監視を行い、必要に応じて水の散布や通気性を良くするために積載した枝葉根の切り崩しを行う。

伐採木一時保管槽に収納する減容された枝葉根は、温度上昇を抑えるため収納高さを約 3m とするとともに、覆土・遮水シートを敷設することで酸素の供給を抑制し、保管槽へのガスの滞留を防ぐためにガス抜き管を設置する。また、定期的な温度監視を行い、温度上昇が見受けられた場合はガス抜き管より窒素を注入し、温度低下を図るとともに、窒素による窒息効果により自然発火のリスクを抑える。

### (ii) 幹根

幹根については、微生物による発酵と酸化反応による発熱が起こり難いと考えられるが、通気性を確保するように積載高さを 5m 未満とする。

## iii. 飛散抑制対策

屋外集積する伐採木は、シート養生をすることにより、放熱が抑制、蓄熱が促進され、蓄熱火災を生じる恐れがあることから、シート養生による飛散抑制対策は実施しないが、飛散抑制対策が必要となった場合には、飛散防止剤を散布する等の対策を講じる。伐採木一時保管槽については、覆土による飛散抑制対策を行う。

## iv. 管理

### (i) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう、一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、立ち入りを制限する旨を表示する。

### (ii) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から、伐採木の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し、測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

### (iii) 空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から、一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また、空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより、飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお、測定結果が有意に高い場合には、適切な放射線防護装備を使用するとともに、飛散抑制対策の追加措置等を検討する。



(iv) 遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(v) 巡視、保管量確認

一時保管エリアにおける伐採木の一時保管状況を確認するために、定期的に一時保管エリアを巡視するとともに、一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお、伐採木の保管量集計においては、一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため、エリア占有率を定期的に確認する。また、保管容量、受入日安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

なお、伐採木一時保管槽は、定期的に温度監視を実施し、火災のおそれのある場合には冷却等の措置を実施する。また、外観確認により遮水シート等に異常がないことを定期的に確認する。地震や大雨等に起因し、施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて、施設の修復や伐採木の移動、取り出しを行う。

一時保管エリアの保管容量、受入日安表面線量率一覧表を表 2.1.1-1 に示す。

(c) 使用済保護衣等

i. 処理・一時保管

発電所及び臨時の出入管理箇所において保管している使用済保護衣等は、保護衣・保護具の種類ごとに分別し、可能なものは圧縮等を実施して袋詰めまたは容器に収納し、決められた場所に一時保管する。または、雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で、固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ii. 管理

(i) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう、一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、立ち入りを制限する旨を表示する。

(ii) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から、使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し、測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(iii) 空气中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から、一時保管エリアにおいて空气中放射性物質濃度を定期的に測定する。また、空气中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより、飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお、測定結果が有意に高い場合には、適切な放射線防護装備を使用するとともに、飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(iv) 遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(v) 巡視、保管量確認

一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために、定期的に

一時保管エリアを巡視するとともに、一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。また、使用済保護衣等の保管量集計においては、一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため、エリア占有率を定期的に確認する。

なお、地震や大雨等に起因し、施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて、施設の修復や使用済保護衣等の移動、取り出しを行う。

#### 2.1.1.4 敷地境界線量低減対策

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等による敷地境界における実効線量の低減対策を実施する。

瓦礫類、伐採木において考えられる対策を以下に記載する。

##### a. 覆土式一時保管施設の設置、同施設への瓦礫類の移動

線量率の高い瓦礫類については、遮へい機能のある覆土式一時保管施設に保管する。

##### b. 敷地境界から離れた場所への瓦礫類の移動

敷地境界に近い一時保管エリアに保管している瓦礫類については、敷地境界から離れた一時保管エリアへ移動する。

##### c. 伐採木への覆土

一時保管エリアに保管している伐採木で、線量率が周辺環境に比べ比較的高い対象物については、伐採木一時保管槽に収納することにより線量低減を図る。

##### d. 一時保管エリアの仮遮蔽

一時保管エリアに保管中の瓦礫類に土嚢等により仮遮蔽を実施する。

##### e. 線量評価の見直し

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリア、固体廃棄物貯蔵庫、ドラム缶等仮設保管設備について、線源設定を測定値により見直し評価する。

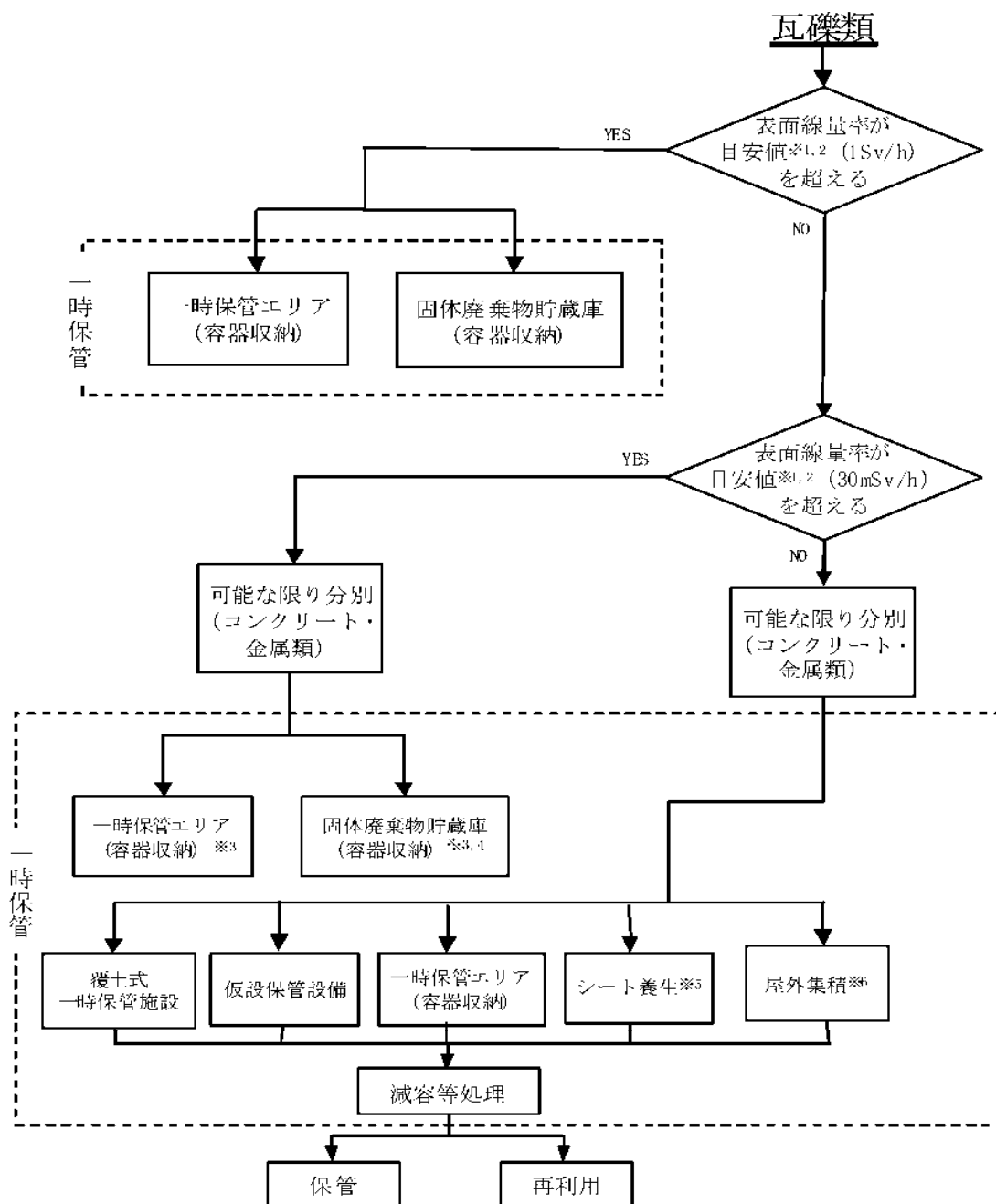
表 2. 1. 1 一時保管エリアの保管容量，受入日安表面線量率一覧表

エリア名称	保管物	保管容量 (約 $\text{m}^3$ )	受入日安表面線量率 ( $\text{mSv/h}$ )
固体廃棄物貯蔵庫 (第 1, 第 2 棟)	瓦礫類	3,000	10
固体廃棄物貯蔵庫 (第 3～第 8 棟)	瓦礫類	15,000	>30
一時保管エリア A 1	瓦礫類	※ (ケース 1) 2,400 (ケース 2) 4,200	※ (ケース 1) 30 (ケース 2) 0.01
一時保管エリア A 2	瓦礫類	※ (ケース 1) 4,700 (ケース 2) 7,400	※ (ケース 1) 30 (ケース 2) 0.005
一時保管エリア B	瓦礫類	3,400	0.01
一時保管エリア C	瓦礫類	40,000	0.05 (3,000 $\text{m}^2$ /分) , 残り 0.1
一時保管エリア D	瓦礫類	3,000	0.5
一時保管エリア E 1	瓦礫類	10,500	1
一時保管エリア E 2	瓦礫類	1,800	10
一時保管エリア F 1	瓦礫類	650	10
一時保管エリア F 2	瓦礫類	7,500	0.1
一時保管エリア G	伐採木 (枝葉根)	27,000	0.3
一時保管エリア H	伐採木 (枝葉根・幹根)	15,000	0.3
一時保管エリア J	瓦礫類	4,800	0.005
一時保管エリア L	瓦礫類	16,000	30
一時保管エリア N	瓦礫類	6,000	0.1
一時保管エリア O	瓦礫類	16,500	0.1
一時保管エリア P 1	瓦礫類	51,000	0.1 (25,500 $\text{m}^3$ /分) , 0.05 (25,500 $\text{m}^3$ /分)
一時保管エリア P 2	瓦礫類	7,400	1
一時保管エリア Q	瓦礫類	6,400	5
一時保管エリア R	伐採木 (枝葉根・幹根)	6,900	0.3
一時保管エリア S	伐採木 (枝葉根・幹根)	11,400	0.3
一時保管エリア T	伐採木 (枝葉根・幹根)	23,100	0.3
一時保管エリア U	瓦礫類	750	0.015 (310 $\text{m}^2$ /分) , 0.020 (110 $\text{m}^2$ /分) , 0.028 (330 $\text{m}^2$ /分)
一時保管エリア V	伐採木 (枝葉根・幹根)	15,000	0.3
一時保管エリア W	瓦礫類	29,300	1

※高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース 1 と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管

エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース 2 により適用する

- ・一時保管エリア I, M には，バックグラウンド線量率と同等以下の線量率の低い伐採木 (幹根) を保管する
- ・一時保管エリア H, V の保管容量には伐採木 (幹根) は含まれない



※1 目安値は発電所敷地内の空間線量率を踏まえ適時見直し

※2 目安を判断することができる場合は、表面そのものの測定を実施しないことがある

※3 容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する

※4 30mSv/h以下の瓦礫類もある

※5 目安値1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する

※6 目安値0.1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する

図2. 1. 1-1 発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

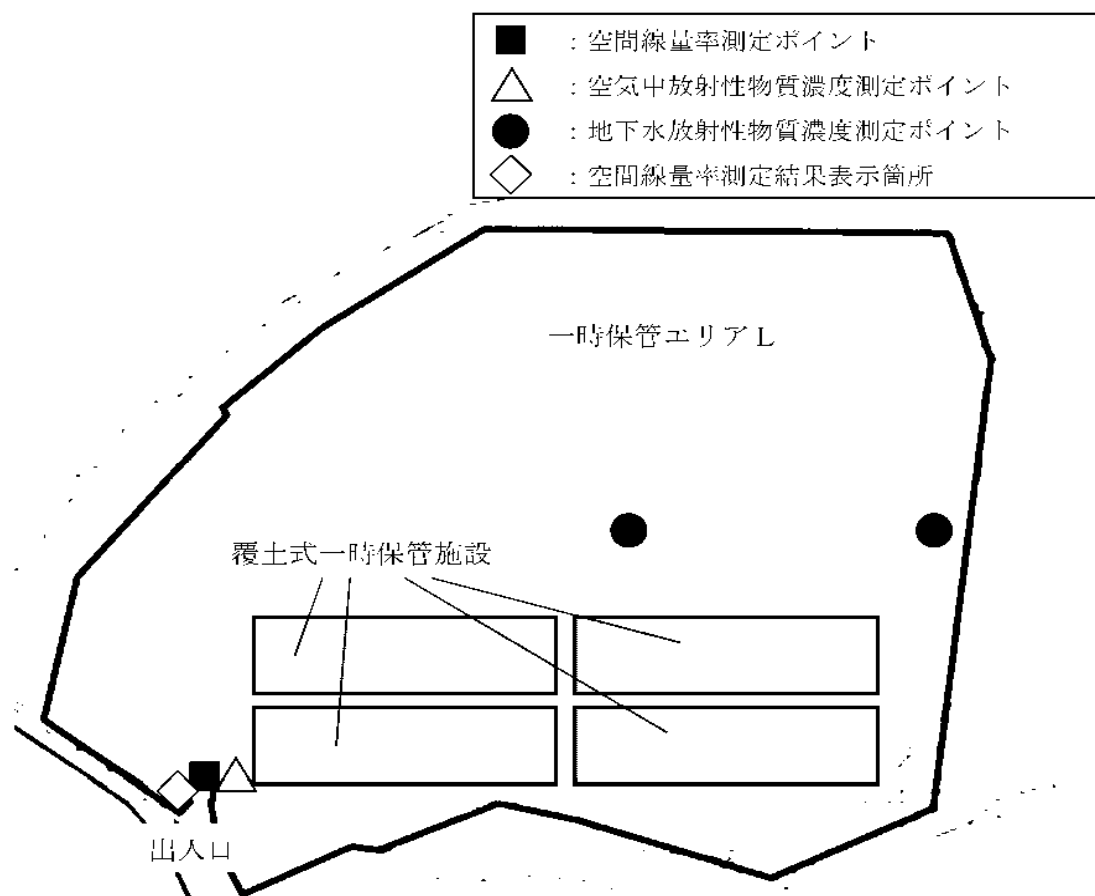


図 2. 1. 1 2 覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図

## 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理

### 2.1.2.1 概要

#### (1) 放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物としては、事故発災前に発生していた機器ドレン廃液、床ドレン廃液、化学廃液及び洗濯廃液がある。これら廃液の処理設備は、滞留水に水没又は系統の一部が故障しており、環境への放出は行っていない。

#### (2) 汚染水等

1～3号機の原子炉を冷却するために注水を行っているが、注水後の水が原子炉建屋等に漏出し滞留水として存在している。また、サブドレン装置を停止しており、サブドレンピット内に水が滞留し、建物地下階には貫通部等を通じて地下水も流入している。その他、降雨により雨水の建屋内への流入も考えられる。

これらの汚染水については、外部に漏れないように建屋内やタンク等に貯蔵しているとともに、その一部を、汚染水処理設備により放射性物質の低減処理（浄化処理）を行い、浄化処理に伴い発生する処理済水をタンクに貯蔵するとともに、淡水化した処理済水は原子炉へ注水する循環再利用を行っている。

汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水については、多核種除去設備により放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い、処理済水をタンクに貯蔵する。

5、6号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は、滞留水として、貯留設備（タンク）へ移送し貯留するとともに、その一部を、浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い、構内散水等に使用している。

なお、臨時の出入管理箇所にて保管している洗浄水を、福島第一原子力発電所に運搬した後、一時保管エリアを解除する予定としている。

なお、この他に管理対象区域内で発生するものとして、免震重要棟等へ立ち入った者が使用した手洗い水など生活排水や地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水があり、一般排水として管理している。

### 2.1.2.2 基本方針

放射性液体廃棄物については、以下の対策に取り組むことにより、汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。

- ①増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策
- ②汚染水処理設備の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策
- ③汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

なお、海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

#### 2.1.2.3 対象となる放射性廃棄物と管理方法

管理対象区域における建屋内、タンク及びサブドレンピット等に貯蔵・滞留している放射性物質を含む水、当該建屋や設備へ外部から流入する水、及びそれらの水処理の各過程で貯蔵している、あるいは発生する液体を対象とする。

##### (1) 発生源

- ① 1～6号機の原子炉建屋及びタービン建屋等においては、津波等により浸入した大量の海水が含まれるとともに、1～3号機においては原子炉への注水により、原子炉及び原子炉格納容器の損傷箇所から漏出した高濃度の放射性物質を含む炉心冷却水が流入し滞留している。また、1～4号機については、使用済燃料プール代替冷却浄化系からの漏えいがあった場合には、建屋内に排水される。その他、建屋には雨水の流入、及び地下水が浸透し滞留水に混入している。
- ② 建屋地下に接する地盤からの湧水を排水するためのサブドレン設備には、津波による海水が滞留している。建屋には雨水の流入及び地下水が浸透し滞留水に混入している。
- ③ 臨時の出入管理箇所においては、人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は、収集し、一時保管している。

なお、臨時の出入管理箇所で保管している洗浄水を、福島第一原子力発電所に運搬した後、一時保管エリアを解除する予定としている。

1～4号機の建屋内滞留水は、海洋への放出口の高まる O.P. 4,000mm 到達までの余裕確保のために水位を O.P. 3,000mm 付近となるよう管理することとしている。具体的には、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水圧式の水位計を設置し、免震重要棟で水位を監視しており、2～4号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水を移送している。

##### (2) 浄化处理

###### ① 多核種除去設備による浄化处理

汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）については、多核種除去設備により低減処理を行う。

###### ② 1～4号機の浄化处理

滞留水を漏えいさせないように、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋へ滞留水を移送し、放射性物質を除去する汚染水処理設備により浄化处理を実施している。除去した放射性物質は環境中へ移行しにくい性状にさせるため、放射性物質を吸着・固定化又は凝集する。

###### ③ 5、6号機の浄化处理

貯留設備（タンク）へ滞留水を移送し、その一部を浄化装置及び淡水化装置により浄化处理を実施している。

###### ④ サブドレン水の浄化处理

サブドレンピット内の水について、浮遊物質の除去や浄化装置により浄化試験を実施している。

### (3) 貯蔵管理

汚染水処理設備の処理済水については、多核種除去設備により、放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い、処理済水を処理済水貯留用タンク・槽類に貯留する。

1～4号機のタービン建屋等の高レベルの滞留水については建屋外に滞留水が漏えないよう滞留水の水位を管理している。また、万が一、タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに到達した場合には、タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために、プロセス主建屋に貯留している滞留水の受け入れ先として、高濃度滞留水受タンクを設置している。

1～4号機の廃棄物処理建屋等の地下階に設置されている容器等内の廃液については、漏えいしても滞留水として系内にとどまる。また、地上階に設置されている容器等内の廃液については、腐食により廃液が容器等から漏えいした場合に、系外への放出が懸念されるため、点検が可能な容器等については、定期的に外観点検または肉厚測定を行い、漏えいのないことを確認する。また、高線量等により外観点検等が困難な容器等については、外観点検または肉厚測定を実施した容器等の点検結果より、劣化状況を想定し、漏えいが発生していないことを確認する。

高レベル滞留水は処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）、淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）により処理され、水処理により発生する処理済水は中低濃度タンク（サブプレッション・プール水サージタンク、廃液RO供給タンク、RO後濃縮塩水受タンク、濃縮廃液貯槽、RO及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク）に貯蔵管理する。

5、6号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は、滞留水として、貯留設備（タンク）へ移送して貯留し、その一部は、浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行っている。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

臨時の出入管理箇所において、人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は、タンクに一時保管しているが、一時保管エリアを解除するまでの間は、一時保管エリアにおける廃棄物等の保管状況を確認するために、定期的に保管エリアを巡視するとともに、保管量を確認する。一時保管エリアは、関係者以外がむやみに立ち入らないよう、周囲を柵かロープ等により区画を行い、立ち入りを制限する旨を表示している。一時保管エリアの空間線量率と空气中放射性物質濃度を定期的に測定する。

なお、同様な管理を継続していくとともに、タンクは必要に応じて増設する。

### (4) 再利用

汚染水処理設備により放射性物質を低減し、浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を



行い、淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用する。

5, 6号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は、滞留水として、貯留設備（タンク）へ移送して貯留し、その一部は、浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い、構内散水等に使用する。

#### (5) 放出管理の方法

地下水の流入量が異常に増加した場合等において、浄化処理した処理済水をやむを得ず放出する際の管理方法について、処理済水を環境に放出する際は、環境への影響を十分に低くするとの考えのもと、告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を超えないよう厳重な管理を行うこととする。

具体的には、放出を行う際は、環境への影響を十分に低くするために放出に係る設備を経るとともに、必要な混合、希釈を行うものとし、放出する処理済水については、あらかじめタンク等においてサンプリングを行い、放射性物質の濃度を測定して、放出量及び放水口における濃度を確認することで管理を行う。

なお、海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

### 2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理

#### 2.1.3.1 概要

1～4号機については事故の影響により排気筒の監視装置は使用不能である。5、6号機では主排気筒放射線モニタまたは非常用ガス処理系放射線モニタにおいて放出を監視している。主な放出源と考えられる1～3号機原子炉建屋の上部において空气中放射性物質濃度を測定している。また、敷地内の原子炉建屋近傍、敷地境界付近で空气中放射性物質濃度の測定を行い、敷地境界付近では告示の濃度限度を下回ることを確認している。1～3号機では原子炉格納容器ガス管理設備が稼働し、格納容器内から窒素封入量と同程度の量の気体を抽出してフィルタにより放出される放射性物質を低減している。

#### 2.1.3.2 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行う。また、敷地境界付近で空气中放射性物質濃度の測定を行い、敷地境界付近において告示に定める周辺監視区域外の空气中の濃度限度を下回っていることを確認する。

放射性物質を内包する建屋等については放射性物質の閉じ込め機能を回復することを目指し、内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて、放出抑制を図っていく。実施の検討にあたっては、建屋や設備の損傷状況、作業場所のアクセス方法や線量率、建屋内の濃度や作業環境、今後の建屋の利用計画等を考慮し、測定データや現場調査の結果を基に、実現性を判断の上、可能な方策により計画していく。

今後設置される施設についても、内包する放射性物質のレベル等に応じて必要となる抑制対策をとるものとする。

放射性物質の新たな発生、継続した放出の可能性のある建屋等を対象として、可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。連続的な監視を行うための測定方法、伝送方法について、現場状況の確認結果をもとに検討し、換気設備を設ける場合は排気口において放出監視を行う。

#### 2.1.3.3 対象となる放射性廃棄物と管理方法

各建屋から発生する気体状（粒子状、ガス状）の放射性物質を対象とする。

##### (1)発生源

##### a. 1～3号機原子炉建屋格納容器

格納容器内の放射性物質を含む気体については、窒素封入量と同程度の量の気体を抽出して原子炉格納容器ガス管理設備のフィルタで放出される放射性物質を低減する。

b. 1～4号機原子炉建屋

格納容器内の気体について、建屋内へ漏洩したものは原子炉格納容器ガス管理設備で処理されずに、上部開口部（機器ハッチ）への空気の流れによって放出される。

建屋内の空気の流れ及び建屋地下部の滞留水の水位低下により、建屋内の壁面、機器、瓦礫に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、上部開口部（機器ハッチ）より放出される可能性がある。滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出については、移行試験の結果から、極めて少ないと考えている。移行試験は、濃度が高く被ばく線量への寄与も大きいCs-134、Cs-137に着目し、安定セシウムを用いて溶液から空気中への移行量を測定した結果、移行率（蒸留水のセシウム濃度／試料水中のセシウム濃度）が約 $1.0 \times 10^{-1}$ %と水温に依らず小さいことが判明している。

1号機については、放射性物質の飛散を抑制するために設置された原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより、カバー天井部の気体を吸引して放射性物質の放出を抑制しているが、使用済燃料プールの燃料取り出しに向けてオペレーティングフロアのガレキ撤去を行うため、原子炉建屋カバーの排気設備を停止後、原子炉建屋カバーを解体する予定である。

2号機については、ブローアウトパネル開口部を閉止する開閉式のパネル架構を、ブローアウトパネル開口部周辺の原子炉建屋壁に固定する。高線量下での作業員の被ばく量低減を図るため、パネル架構は大組みユニット化し、遠隔操作重機により設置する。パネル架構の重量は、原子炉建屋に対して0.1%程度以下であるが、原子炉施設への影響を考慮し、建築基準法に準じて設計する。なお、ブローアウトパネル開口部の閉止後は建屋内作業環境の悪化が懸念されるため、原子炉建屋排気設備を設置して建屋内空気の換気を行う。

3号機及び4号機については、今後、使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的として作業エリアを被うカバーを設置していく計画であり、燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図るとともに濃度を監視していく予定である。

使用済燃料貯蔵プール水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、Cs-134、Cs-137に着目し、上述の測定結果から、プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

c. 1～4号機タービン建屋

建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが、地下開口部は閉塞されていることから、建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、原子炉建屋と同様に、極めて少ないと評価している。

d. 1～4号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に、建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが、地下開口部は閉塞されていることから、建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、同様に極めて少ないと評価している。

e. 集中廃棄物処理施設

プロセス主建屋、サイトバンカ建屋、高温焼却炉建屋、焼却・工作建屋の各建屋について、タービン建屋と同様に、建屋地下部の滞留水の水位低下により、壁面、機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが、地下開口部は閉塞されていることから、建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても、同様に極めて少ないと評価している。

また、建屋内に設置されている汚染水処理設備、貯留設備の内、除染装置（セシウム凝集・沈殿）、造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については、内部のガスをフィルタにより放射性物質を除去して排気している。

f. 5、6号機各建屋

各建屋地下部の滞留水について、建屋外から入ってきた海水及び地下水であり、放射性物質濃度は1～4号機に比べ低い。

原子炉建屋については、原子炉建屋常用換気系または非常用ガス処理系により、原子炉建屋内の空気をフィルタを通して、主排気筒から放出する。

g. 使用済燃料共用プール

共用プール水について、放射性物質濃度は1～4号機に比べ低く、プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する施設では、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の焼却処理からの排ガスは、フィルタを通し、排ガスに含まれる放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後に、焼却設備の排気筒から放出する。

なお、フィルタを通し十分低い濃度になることから、焼却炉建屋からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

j. 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫に保管される放射性固体廃棄物等は、容器やドラム缶等に収納さ

れるため、放射性固体廃棄物等からの放射性物質の追加的放出はないものと評価している。

k. 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアは、瓦礫類については周囲への汚染拡大の影響がない値として目安値を設定し、目安値を超える瓦礫類は容器、仮設保管設備、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等による飛散抑制対策を行い保管していること、また伐採木については周囲への汚染拡大の影響がないことを予め確認していることから、放射性物質の追加的放出は極めて少ないと評価している。

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

セシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、高性能容器、処理カラムは、セシウム吸着塔一時保管施設において静的に貯蔵している。使用済みの吸着材を収容する高性能容器、及び、使用済みの吸着材を収容する処理カラムは、セシウム等の主要核種を吸着塔内のゼオライト等に化学的に吸着させ、吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造となっている。高性能容器は、圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設けており、放射性物質の漏えいを防止している。また、保管中の温度上昇等を考慮しても吸着材の健全性に影響を与えるものではないため、吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。

m. 貯留設備（タンク類、地下貯水槽）

貯留設備（タンク類、地下貯水槽）は、汚染水受入れ後は満水保管するため、水位変動が少ないこと、蒸発濃縮装置出口水の放射能濃度測定結果から空気中への放射性物質の移行は極めて低いことから放射性物質の追加的放出は極めて少ないと考えている。

n. 多核種除去設備

多核種除去設備は、タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し、排気しているため、放射性物質の追加的放出は極めて小さいと考えている。

(2) 放出管理の方法

気体廃棄物について、原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

① 1～3号機原子炉建屋格納容器

1～3号機は原子炉格納容器ガス管理設備出口において、ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより連続監視する。

② 1～4号機原子炉建屋

1号機については、原子炉建屋カバー排気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。原子炉建屋カバー排気設備の停止後は、原子炉建屋上部の空気

中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。2号機については、原子炉建屋排気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。3号機については、原子炉建屋上部で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。今後、原子炉建屋5階上部で連続監視するためのダスト放射線モニタを設置する。また、4号機については、建屋内の機器ハッチ開口部付近において監視するが、建屋内の放射性物質による汚染の程度は1～3号機より低いことから、建屋内で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

③1～4号機タービン建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は、地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお、建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近にて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。

④1～4号機廃棄物処理建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は、地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお、建屋内地上部の主な開口部付近にて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。

⑤集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋、サイトバンカ建屋、高温焼却炉建屋、焼却・工作建屋）

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は、地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお、プロセス主建屋、サイトバンカ建屋、高温焼却炉建屋、焼却・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近にて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質の漏えいがないことを確認する。

また、建屋内に設置されている汚染水処理設備、貯留設備の内、除染装置（セシウム凝集・沈殿）、造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気しており、除染装置運転時や廃棄物受け入れ時等において、排気中の放射性物質濃度を必要により測定する。

⑥5、6号機各建屋

主排気筒または非常用ガス処理系において、放射性物質濃度をガス放射線モニタにより監視する。

⑦使用済燃料共用プール

建屋内プールオベフロ階において、空気中の放射性物質を使用済燃料の取り扱い時等にダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑧廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを一時貯蔵する施設では、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気し、ダスト放射線モニタで監視する。

⑨焼却炉建屋

焼却設備の排気筒において、放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

⑩固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫において、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑪瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアにおいて、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑫使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設のエリアにおいては、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑬貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）のエリアにおいては、空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し、放射性物質濃度を測定する。

⑭多核種除去設備

多核種除去設備においては、内部のガスをフィルタで放射性物質を除去し、排気しているため、多核種除去設備設置エリアの放射性物質濃度を必要により測定する。

(3) 推定放出量

1～3 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は、極めて少ないと考えられるため、1～3 号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とし、建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果から、現在の 1～3 号機原子炉建屋からの放出量を評価した。推定放出量（平成 25 年 2 月時点）は、表 2. 1. 3 - 1 に示す通りである。

なお、これまでの放出量の推移を図 2. 1. 3 - 1 に示す。

表 2. 1. 3 - 1 気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
1 号機 原子炉建屋	$7.2 \times 10^1$	$7.2 \times 10^1$
2 号機 原子炉建屋	$1.2 \times 10^3$	$1.2 \times 10^3$
3 号機 原子炉建屋	$1.2 \times 10^3$	$1.2 \times 10^3$

(注) 平成 25 年 2 月時点の評価値

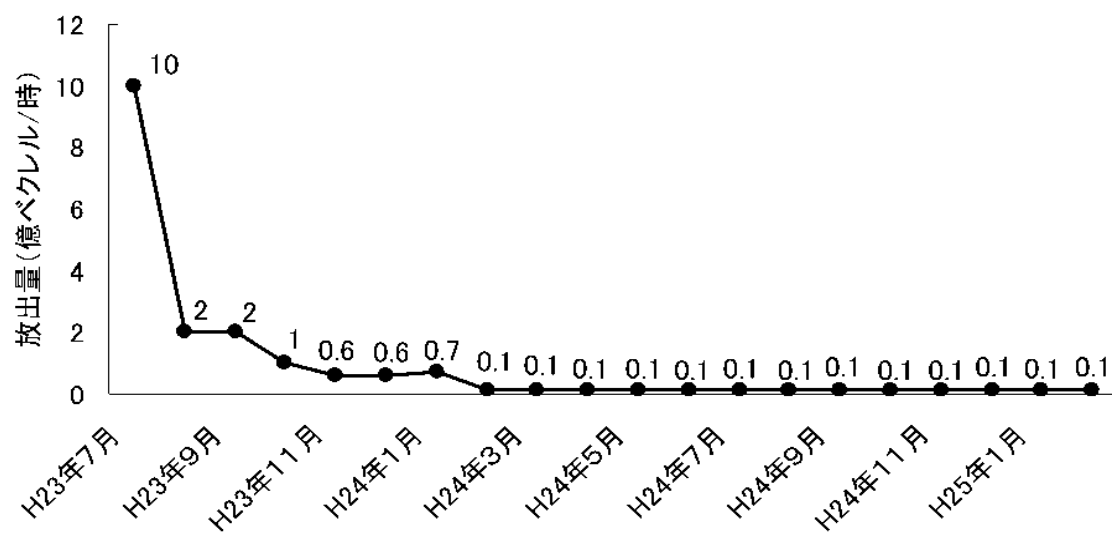


図 2. 1. 3 - 1 1 ～ 3 号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移



## 2.2 線量評価

敷地周辺における線量評価は、プラントの安定性を確認するひとつの指標として、放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を、施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行う。

### 2.2.1 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

#### 2.2.1.1 評価の基本的な考え方

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、「気象指針」という）、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、「評価指針」という）及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下、「一般公衆の線量評価」という）を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は、原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし、外部被ばくについては放射性雲からの $\gamma$ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線による実効線量を考慮する。

食物摂取による実効線量については、現実には存在する被ばく経路について、食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため、敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし、今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し、被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため、参考として、葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。

#### 2.2.1.2 計算のための前提条件

##### (1) 気象条件

大気拡散の解析に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（6号原子炉施設の変更）（平成22年11月12日付け、平成19・04・19原第18号にて設置変更許可）の添付書類六の記載と同様とする。

気象条件の採用に当たっては、風向出現頻度及び風速出現頻度について平成12年4月から平成22年3月までの10年間の資料により検定を行い、代表性に問題ないことを確認した。検定法は、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従った。

棄却検定の結果を表2.2.1-1及び表2.2.1-2に示す。有意水準5%で棄却された項目は28項目中2個であった。これは採用した気象条件が長期間の気象状況と比較して異常でないことを示しており、解析に用いる気象条件が妥当であることを示している。

##### (2) 放出源と有効高さ

放出源は各建屋からの排気であるが、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり、1～3 号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうするため、放出位置は1～3 号機の原子炉建屋とする。

有効高さについて、現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが、保守的に地上放散とする。

地上放散の保守性については、以下のとおりである。

「気象指針」において、位置 $(x, y, z)$ における放射性物質濃度 $\chi(x, y, z)$ を求める基本拡散式を(2-2-1)式に示す。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_x\sigma_z U} \cdot \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \quad \dots\dots\dots (2-2-1) \text{ 式}$$

ここで、

$\chi(x, y, z)$  : 点 $(x, y, z)$ における放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

$Q$  : 放出率 (Bq/s)

$U$  : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

$\lambda$  : 物理的崩壊定数 (1/s)

$H$  : 放出源の有効高さ (m)

$\sigma_x$  : 濃度分布の $y$ 方向の拡がりのパラメータ (m)

$\sigma_z$  : 濃度分布の $z$ 方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき、有効高さと同じ高度( $z=H$ )の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上( $z=0$ )であるため、地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

### (3) 放出を考慮する核種

放射性物質の放出量は、原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており、現時点では実際に検出されているCs-134 及びCs-137 を評価対象とする。

Cs-134 及びCs-137 以外の核種には、検出限界未満であることが確認されている核種だけでなく、測定自体ができていないものもあるが、評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては、「2.2.1.8 Cs 以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

### (4) 線量及び濃度計算地点

線量の計算は、図 2. 2. 1-1 に示すとおり、1, 2 号機共用排気筒を中心として 16 方位に分割した陸側 9 方位の敷地境界外について行う。ただし、これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は、その地点も考慮する。

1, 2 号機共用排気筒から各評価点までの距離は、表 2. 2. 1-3 に示す。

### 2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

計算は連続放出とし、放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は、放射性物質の減衰を無視すると (2-2-2) 式となる。

$$\chi(x, y, 0) = \frac{1}{\pi \sigma_x \sigma_y U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \cdots \cdots \cdots (2-2-2) \text{ 式}$$

計算地点における年間平均相対濃度  $\bar{\chi}$  は、隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+11} \cdots \cdots \cdots (2-2-3) \text{ 式}$$

ここで、

$j$  : 大気安定度 (A~F)

$L$  : 計算地点を含む方位

計算結果を表 2. 2. 1 - 4 に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3 - 1 に示した推定放出量に乗じた結果を表 2. 2. 1 - 5 に示す。1~3 号機合計の濃度が最大となるのは、1, 2 号機共用排気筒の南方位約 1,340m の敷地境界で、それぞれ約  $1.4 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$  である。

### 2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算

建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は、(2-2-4) 式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \cdot \int_0^{\infty} \int_{-1}^1 \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \cdots \cdots \cdots (2-2-4) \text{ 式}$$

ここで、

$D$  : 計算地点  $(x, y, 0)$  における空気カーマ率 ( $\mu \text{Gy/h}$ )

$K_1$  : 空気カーマ率への換算係数  $\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}} \right)$

$E$  :  $\gamma$  線の実効エネルギー (MeV/dis)

$\mu_{en}$  : 空気に対する  $\gamma$  線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$\mu$  : 空気に対する  $\gamma$  線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$r$  : 放射性雲中の点  $(x', y', z')$  から計算地点  $(x, y, 0)$  までの距離 (m)

$B(\mu r)$  : 空気に対する  $\gamma$  線の再生係数で、次式から求める。

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 $\mu_{en}$ 、 $\mu$ 、 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$  については、0.5MeV の  $\gamma$  線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_{en} = 3.84 \times 10^{-4} \text{ (m}^{-1}\text{)} \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} \text{ (m}^{-1}\text{)}$$

$$\alpha = 1.000 \quad \beta = 0.4492 \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点  $(x', y', z')$  における濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

計算地点における単位放出量当たりの年間の実効線量は、計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の  $\gamma$  線からの空気カーマを合計して、次の (2-2-5) 式により計算する。

$$H_f = K_z \cdot f_h \cdot f_o (\overline{D}_L + \overline{D}_{L+1} + \overline{D}_{L-1}) \cdots \cdots \cdots (2-2-5) \text{ 式}$$

ここで、

$H_f$  : 計算地点における実効線量 ( $\mu$  Sv/年)

$K_z$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $\mu$  Sv/ $\mu$  Gy)

$f_h$  : 家屋の遮蔽係数

$f_o$  : 居住係数

$\overline{D}_L, \overline{D}_{L+1}, \overline{D}_{L-1}$  : 計算地点を含む方位 (L) 及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の  $\gamma$  線による空気カーマ ( $\mu$  Gy/年)。これらは、(4-5-4) 式から得られる空気カーマ率  $D$  を放出モード、大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

計算結果を表 2. 2. 1-6 及び表 2. 2. 1-7 に示す。

#### 2.2.1.5 年間実効線量の計算

##### (1) 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

放射性雲からの  $\gamma$  線に起因する実効線量は、「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表 2. 1. 3-1 の推定放出量に「2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出量あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表 2. 2. 1-8 及び表 2. 2. 1-9 に示す。

計算の結果、放射性雲からの  $\gamma$  線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり、年間約  $1.8 \times 10^{-6}$  mSv である。

##### (2) 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

###### a. 計算の方法

評価は「一般公衆の線量評価」に基づき、以下の式で求める。

$$H_A = K \frac{\mu_m}{(1-g)} E \int_0^\infty \int_0^\pi \int_0^{2\pi} \frac{Be^{-\lambda_1 t_1 + \lambda_2 t_2}}{4\pi r^2} C_n \cdot f(z) \cdot \rho \cdot d\theta dp dz \cdots \cdots \cdots (2-2-6) \text{ 式}$$

ただし、

$H_A$  : 年間実効線量 (mSv/年)

$K$  :  $3.91 \times 10^4 \left( \frac{\text{dis} \cdot \text{cm}^2 \cdot \text{mGy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}} \right) \times 0.8 \left( \frac{\text{mSv}}{\text{mGy}} \right)$

(0.8 (mSv/mGy) は、空気カーマから実効線量への換算係数。)

- $\mu_{ra}$  : 空気の  $\gamma$  線の線エネルギー吸収係数 (1/cm)  
 $(1-g)$  : 制動放射による損失の補正  
 $E$  :  $\gamma$  線実効エネルギー (MeV/dis)  
 $C_0$  : 地表面附近の土壌における放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)  
 $B$  : 空気、土壌の2層  $\gamma$  線ビルドアップ係数 (—)  
 $\mu_1, \mu_2$  : 空気及び土壌の  $\gamma$  線線減衰係数 (1/cm), 土壌は Al で代用, ただし, 密度は 1.5 (g/cm<sup>3</sup>) とする。  
 $r_1, r_2, r, \rho, \theta, z$  : 図 2. 2. 1 ~ 2 に示す  
 $r$  : 土壌中の任意点  $(\rho, \theta, z)$  から被ばく点までの距離 (cm)  
 $r^2 = (h-z)^2 + \rho^2 = (r_1 + r_2)^2$   
 $f(z)$  : 放射性物質の土壌中鉛直分布  
 $h$  : 被ばく点地上高 (100cm)

被ばく点が 1 m 程度であれば, これに寄与する放射性物質の範囲は, 被ばく点から 10 m 以内である。このため通常は  $C_0$ —一定と考える。したがって, 上記式は,

$$H_{\gamma} = \frac{K}{2} \frac{\mu_{ra}}{(1-g)} E \cdot C_0 \int_0^h \int_0^{2\pi} \frac{B \cdot e^{-[\mu_1 r_1 + \mu_2 r_2]}}{r^2} f(z) \cdot \rho \cdot d\rho dz \cdots \cdots (2-2-7) \text{ 式}$$

となる。

#### b. 空気及び土壌のビルドアップ係数 (B)

空気、土壌2層の  $\gamma$  線ビルドアップ係数については, 広く使用されているビルドアップ係数を使用する。

##### 1) $E > 1.801 \text{ MeV}$

$$B(E, \mu r) = 1 + \left\{ 0.8 - 0.214 \ln \left( \frac{E}{1.801} \right) \right\} (\mu r)^{g(E)}$$

##### 2) $E \leq 1.801 \text{ MeV}$

$$B(E, \mu r) = 1 + 0.8 (\mu r)^{g(E)}$$

ここで,

$$g(E) = 1.44 + 0.02395E + 0.625 \ln \left( 0.19 + \frac{1.0005}{E} \right)$$

$$\mu r = \mu_1 r_1 + \mu_2 r_2$$

#### c. 放射性物質の土壌中鉛直分布 ( $C = C_0 f(z)$ ) について

放射性物質の土壌中鉛直分布は, 「一般公衆の線量評価」より, 指数分布で近似できる。

$$C = C_0 \exp(\alpha z) \cdots \cdots (2-2-8) \text{ 式}$$

ただし, 深さ  $z$  の符号は下方を負とし, 浸透係数  $\alpha$  (1/cm) は, 0.33 を使用する。

地表面附近の土壌における放射性物質濃度は、大気と地面の接触による沈着（乾性沈着）と、降水による放射性物質の降下（湿性沈着）を考慮して、(2-2-9) 式により計算する。

$$C_u = C_d + C_r \quad \dots\dots\dots (2-2-9) \text{ 式}$$

ここで、

$C_u$  : 地表面付近の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$C_d$  : 無降水期間における地表面付近の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$C_r$  : 降水期間における地表面付近の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

#### (a) 無降水期間における沈着量

無降水期間中は乾性沈着のみとなるため、(2-2-10) 式～ (2-2-12) 式で表せる。

$$S_d = \int_0^\infty C_d \exp(\alpha z) dz = \frac{C_d}{\alpha} \quad \dots\dots\dots (2-2-10) \text{ 式}$$

$$S_d = \bar{x}_i \cdot V_s \cdot \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_u)\} \cdot (1 - K_r) \quad \dots\dots\dots (2-2-11) \text{ 式}$$

$$C_d = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot V_s \cdot \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_u)\} \cdot (1 - K_r) \quad \dots\dots\dots (2-2-12) \text{ 式}$$

ただし、

$\bar{x}_i$  : 地上における年間平均濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$V_s$  : 沈着速度 (cm/s)

$\lambda_r$  : 物理的崩壊定数 (1/s)

$T_u$  : 放射性物質の放出期間

$f_1$  : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 ( )

$S_d$  : 放射性物質の地表濃度 (Bq/cm<sup>2</sup>)

$K_r$  : 降水期間割合 (－)

ここで、 $V_s$  は 0.3cm/s、 $T_u$  は 1 年、 $f_1$  はフォールアウトの調査結果より平均値の 0.5 とした。なお、降水期間割合 ( $K_r$ ) を 0 とすれば、「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。

#### (b) 降水期間における沈着量

降水期間中は、乾性沈着及び湿性沈着が重なるため、(2-2-13) 式～ (2-2-15) 式で表せる。

$$S_r = \int_0^\infty C_r \exp(\alpha z) dz = \frac{C_r}{\alpha} \quad \dots\dots\dots (2-2-13) \text{ 式}$$

$$S_r = \bar{x}_i \cdot (V_r + \Lambda \cdot L) \frac{f_r}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} K_r \cdots \cdots \cdots (2-2-14) \text{ 式}$$

$$C_r = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot (V_r + \Lambda \cdot L) \frac{f_r}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} K_r \cdots \cdots \cdots (2-2-15) \text{ 式}$$

ただし、

$\bar{x}_i$  : 地上における年間平均濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$V_r$  : 沈着速度 (cm/s)

$\Lambda$  : 降水による洗浄係数 (1/s) で、以下の式により求める。

$$\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.8}$$

ここで、降水強度  $I$  (mm/h) は、気象データより、2.16mm/h とする。

$L$  : 空气中放射性物質濃度の鉛直方向積分値で、

$$L = \int_0^\infty \exp\left(-\frac{z_i^2}{2 \cdot \sigma_z^2}\right) dz_i$$

とし、風向別大気安定度別出現回数で平均化する。

$\lambda_r$  : 物理的崩壊定数 (1/s)

$T_0$  : 放射性物質の放出期間

$f_r$  : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (—)

降水時は地表面に全て残存すると仮定し、1.0 とする。

$S_r$  : 放射性物質の地表濃度 (Bq/cm<sup>2</sup>)

$K_r$  : 降水期間割合 (—)

#### (c) 計算結果

$\bar{x}_i$  は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約  $1.4 \times 10^{-9}$  Bq/cm<sup>3</sup> を用いる。計算の結果、地表に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線による実効線量は、Cs 134 及び Cs 137 の合計で年間約  $2.8 \times 10^{-2}$  mSv である。

#### (3) 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量は、「評価指針」に基づき、次の計算式を用いる。

$$H_i = 365 \sum_j K_{ij} \cdot A_{ij} \cdots \cdots \cdots (2-2-16) \text{ 式}$$

$$A_{ij} = M_{ij} \cdot \bar{x}_i \cdots \cdots \cdots (2-2-17) \text{ 式}$$

ここで、

$H_i$  : 吸入摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/年)

365 : 年間日数への換算係数 (d/年)

$K_{ij}$  : 核種  $i$  の吸入摂取による実効線量係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

$A_{ij}$  : 核種  $i$  の吸入による摂取率 (Bq/d)

$M_{ij}$  : 呼吸率 (cm<sup>3</sup>/d)

$\bar{x}_i$  : 核種  $i$  の年平均地上空气中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

⑧は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約  $1.4 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$  を用いる。その他に評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1 - 1 0 及び表 2. 2. 1 - 1 1 に示す。計算の結果、吸入摂取による実効線量は、Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約  $1.8 \times 10^{-4} \text{mSv}$  である。

なお、吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが、「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数 ( $10^{-6} \text{cm}^{-1}$ ) を用いると再浮遊濃度は約  $6.0 \sim 7.0 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$  程度であり、被ばく評価全体への寄与は小さい。

#### 2.2.1.6 5号機及び6号機の寄与

5号機は平成23年1月3日、6号機は平成22年8月14日に定期検査のため運転を停止しており、「評価指針」において評価対象としている希ガス及びヨウ素は十分に減衰しているが、保守的に福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書(6号原子炉施設の変更)(平成22年11月12日付け、平成19・04・19原第18号にて設置変更許可)添付書類九と同様の評価とする。

これによると、希ガスの  $\gamma$  線による実効線量は、2号機共用排気筒の北方位で最大となり、年間約  $4.4 \times 10^{-3} \text{mSv}$ 、放射性ヨウ素に起因する実効線量は、2号機共用排気筒の北北西方位で最大となり、年間約  $1.7 \times 10^{-4} \text{mSv}$  である。

#### 2.2.1.7 計算結果

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、最大で年間約  $3.0 \times 10^{-3} \text{mSv}$  である。

#### 2.2.1.8 Cs以外の核種の影響について

##### (1) $\gamma$ 線放出核種

$\gamma$  線を放出する核種のうち、粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており、Cs以外の核種は測定限界未満となっていることから、現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響はCsに比べて軽微である。

一方、希ガスのようなガス状の放射性物質については、これまでの評価から、大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は、地表に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線の外部被ばくが支配的であり、沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。

##### (2) $\beta$ 線及び $\alpha$ 線放出核種

$\beta$  線及び  $\alpha$  線の放出核種で、 $\gamma$  線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は、現時点で直接分析ができていない。これらの核種



は、地表に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線は無視しうるが、特に  $\alpha$  線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数が  $\alpha$  線を放出しない核種に比べて 100～1,000 倍程度となる。

Cs との比較可能な測定データとして表 2. 2. 1～1.4 にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表 2. 2. 1～1.4 では、 $\beta$  線を放出する主要な核種である Sr と、 $\alpha$  線を放出する主要な核種である Pu が分析されており、その量は Cs に比べ、Sr で 1/1,000 程度、Pu で 1/1,000,000 程度である。この分析結果から、線質による違いを無視しうるほどに放出量は小さく、Cs-134 及び Cs-137 に比べ、線量への寄与は小さいと考えられる。

### 2.2.1.9 食物摂取による実効線量の計算

#### 2.2.1.9.1 葉菜摂取による実効線量

葉菜摂取による実効線量は、評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。

$$H_v = 365 \cdot \sum_i K_{vi} \cdot A_{vi} \quad \text{..... (2-2-18) 式}$$

$$A_{vi} = \bar{x}_i \cdot \left[ \frac{V_s \cdot (1 - e^{-\lambda_{vi} t_i})}{\lambda_{vi} \cdot \rho} + \frac{V'_s \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{vi} t_u})}{\lambda_{vi} \cdot P_i} \right] \cdot f_i \cdot f_d \cdot M_v \quad \text{..... (2-2-19) 式}$$

ここで、

- $H_v$  : 葉菜摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/年)
- 365 : 年間日数への換算係数 (d/年)
- $K_{vi}$  : 核種 i の経口摂取による実効線量換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)
- $A_{vi}$  : 核種 i の葉菜による摂取率 (Bq/d)
- $V_s$  : 葉菜への沈着速度 (cm/s)
- $\lambda_{vi}$  : 核種 i の葉菜上実効崩壊定数 (1/s)  
 $\lambda_{vi} = \lambda_{pi} + \lambda_{wi}$
- $\lambda_{pi}$  : 核種 i の物理的崩壊定数 (1/s)
- $\lambda_{wi}$  : ウェザリング効果による減少係数 (1/s)
- $\rho$  : 葉菜の栽培密度 ( $\text{g}/\text{cm}^2$ )
- $t_i$  : 葉菜の栽培期間 (s)
- $V'_s$  : 葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s)
- $P_i$  : 経口移行に寄与する土壌の有効密度 ( $\text{g}/\text{cm}^2$ )
- $B_{vi}$  : 土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合
- $t_u$  : 核種の蓄積期間 (s)
- $f_i$  : 葉菜の栽培期間年間比
- $f_d$  : 調理前洗浄による核種の残留比
- $M_v$  : 葉菜摂取量 (g/d)

評価に必要なパラメータは、表 2. 2. 1-11～表 2. 2. 1-13 に示す。

$\bar{x}_i$  は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約  $1.4 \times 10^{-9} \text{Bq}/\text{cm}^3$  を用いて計算した結果、葉菜摂取による実効線量は最大で年間約  $5.6 \times 10^{-3} \text{mSv}$  である。

#### 2.2.1.9.2 牛乳摂取による実効線量

牛乳摂取による実効線量は、評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから、沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき、次の計算式を用いる。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{hi} \cdot A_{Mi} \cdots \cdots \cdots (2-2.1-20) \text{ 式}$$

$$A_{Mi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_{sM} \cdot (1 - e^{-\lambda_{sM} t_M})}{\lambda_{sM} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{sM} \cdot B_{vi} (1 - e^{-\lambda_{vi} t_v})}{\lambda_{vi} \cdot P_v} \right\} \cdot f_i \cdot Q_i \cdot F_{Mi} \cdot M_M \cdots \cdots (2-2.1-21) \text{ 式}$$

ここで、

$H_M$  : 牛乳摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/年)

$A_{Mi}$  : 核種  $i$  の牛乳による摂取率 (Bq/d)

$V_{sM}$  : 牧草への沈着速度 (cm/s)

$\lambda_{sM}$  : 核種  $i$  の牧草上実効減衰定数 (1/s)

$$\lambda_{sM} = \lambda_{si} + \lambda_w$$

$\lambda_{vi}$  : 核種  $i$  の物理的崩壊定数 (1/s)

$\lambda_w$  : ウェザリング効果による減少係数 (1/s)

$\rho_M$  : 牧草の栽培密度 (g/cm<sup>2</sup>)

$t_M$  : 牧草の栽培期間 (s)

$V'_{sM}$  : 牧草を含む土壌への核種の沈着速度 (cm/s)

$P_v$  : 経口移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm<sup>2</sup>)

$B_{vi}$  : 土壌 1g 中に含まれる核種  $i$  が牧草に移行する割合

$t_v$  : 核種の蓄積期間 (s)

$f_i$  : 放牧期間年間比

$Q_i$  : 乳牛の牧草摂取量 (g/d)

$F_{Mi}$  : 乳牛が摂取した核種  $i$  が牛乳に移行する割合 ((Bq/cm<sup>3</sup>)/(Bq/d))

$M_M$  : 牛乳摂取量 (cm<sup>3</sup>/d)

評価に必要なパラメータは、表 2. 1. 1. 11～表 2. 1. 1. 13 に示す。

$\bar{x}_i$  は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約  $1.4 \times 10^{-6}$  Bq/cm<sup>3</sup> を用いて計算した結果、牛乳摂取による実効線量は最大で年間約  $9.1 \times 10^{-4}$  mSv である。

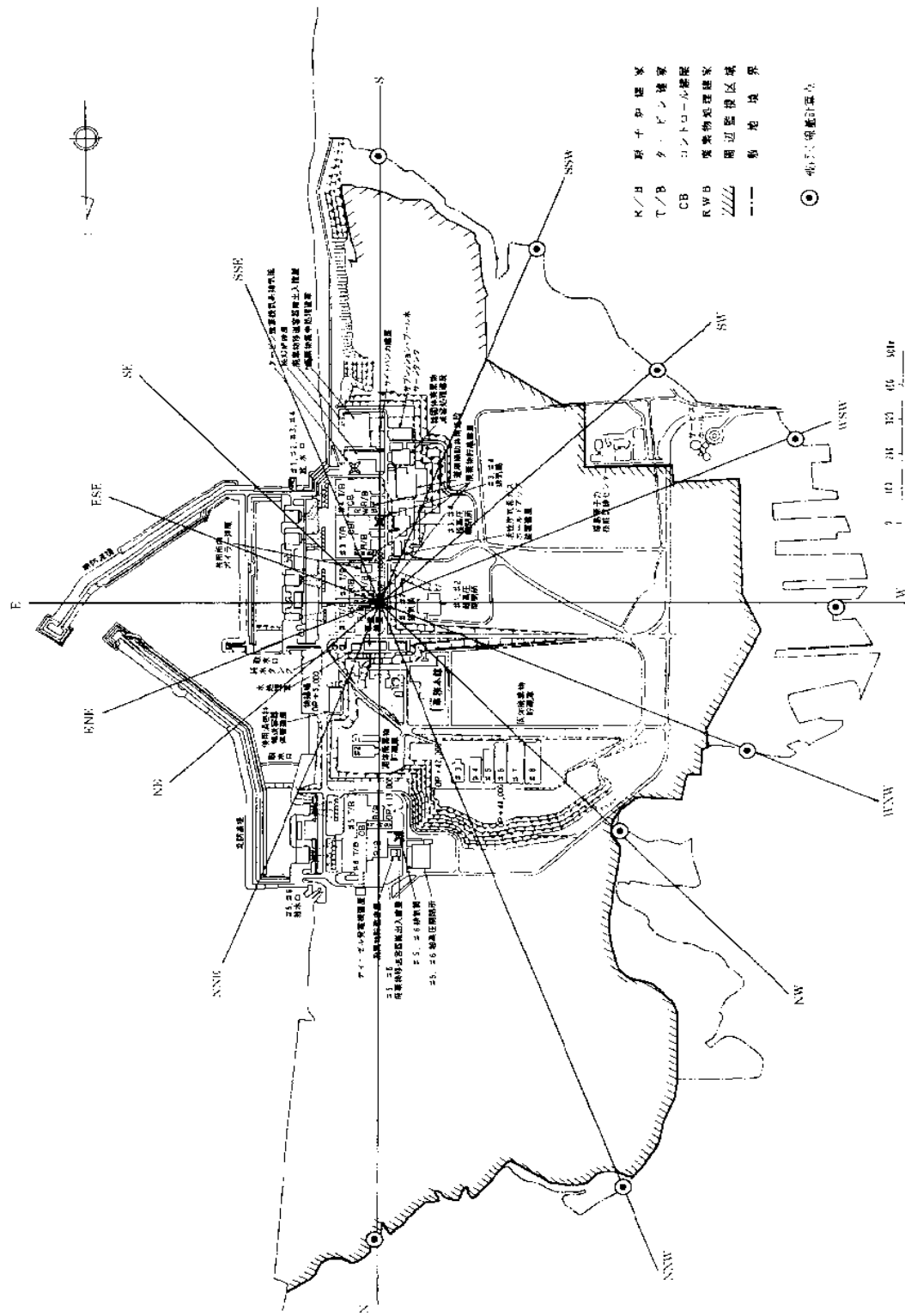


図 2. 2. 1 1 被ばく線量計算地点 (敷地境界)

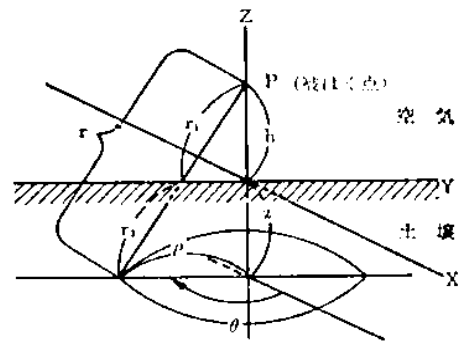


図 2. 2. 1-2 沈着評価モデル

表 2. 2. 1 - 1 風向分布に対する棄却検定表

統計 年度 風向	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値	検定年	棄却限界		判定
												昭和 54	上限	下限	○採択 ×棄却
N	7.23	8.90	8.40	7.79	5.92	5.27	4.52	4.98	4.67	5.34	6.30	6.35	10.18	2.43	○
NNE	5.62	6.26	6.24	6.51	4.37	6.68	7.16	5.39	5.40	7.41	6.10	4.71	8.28	3.92	○
NE	3.69	3.54	3.91	3.42	2.44	3.94	4.55	3.28	3.31	4.15	3.62	2.84	4.99	2.25	○
ENE	2.15	2.59	2.45	2.05	1.75	2.14	2.64	2.45	2.23	2.74	2.32	1.92	3.05	1.59	○
E	2.12	1.84	2.12	1.85	1.95	2.28	2.12	2.09	2.10	1.79	2.03	1.43	2.40	1.65	×
ESE	1.98	2.06	2.06	2.14	1.97	2.28	1.98	2.37	2.31	1.95	2.11	1.73	2.48	1.74	×
SE	2.69	2.63	2.80	2.63	2.71	2.82	2.87	2.71	3.27	2.67	2.78	2.74	3.23	2.33	○
SSE	6.20	5.14	6.36	7.05	9.52	8.76	8.47	8.31	10.42	6.85	7.71	6.52	11.62	3.79	○
S	11.59	9.61	10.29	13.54	12.54	10.91	10.43	10.22	9.42	12.01	11.06	9.90	14.22	7.89	○
SSW	6.14	5.83	5.57	5.40	5.24	4.89	4.81	4.54	4.24	6.19	5.29	6.28	6.86	3.71	○
SW	3.88	4.11	3.04	3.13	3.70	3.73	3.30	3.63	2.76	3.41	3.47	3.72	4.46	2.48	○
WSW	3.99	4.77	4.00	4.35	7.54	6.71	5.72	6.68	4.40	3.93	5.21	3.56	8.40	2.02	○
W	8.45	8.90	7.66	6.63	8.95	9.44	7.81	9.31	7.82	7.47	8.25	6.26	10.41	6.08	○
WNW	8.50	8.13	7.85	7.45	9.83	9.57	9.25	10.58	10.81	7.89	8.99	9.68	11.81	6.16	○
NW	11.27	10.93	11.90	11.65	12.55	12.19	14.71	14.60	16.56	10.72	12.71	14.46	17.30	8.12	○
NNW	13.35	13.79	14.31	12.97	7.80	7.32	8.67	7.84	8.35	13.96	10.83	16.76	18.03	3.64	○
静穏	1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○

表 2. 2. 1 - 2 風速分布に対する棄却検定表

風速 階級	統計 年度	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値	検定年	棄却限界		判定
													昭和 54	上限	下限	○採択 ×棄却
～ 0.4		1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○
0.5 ～ 1.4		6.66	5.19	6.74	7.01	6.68	7.61	6.63	7.02	5.64	6.65	6.58	6.27	8.22	4.94	○
1.5 ～ 2.4		11.57	9.85	11.70	11.43	10.62	12.11	12.69	12.94	10.57	11.01	11.45	10.21	13.75	9.14	○
2.5 ～ 3.4		13.13	13.21	14.04	13.83	13.59	14.06	15.21	16.14	13.14	12.53	13.89	13.06	16.44	11.34	○
3.5 ～ 4.4		13.62	13.98	15.59	13.07	12.73	15.12	15.19	15.12	14.47	13.07	14.20	14.30	16.66	11.73	○
4.5 ～ 5.4		12.96	12.77	13.74	12.76	13.27	14.27	14.25	13.86	13.00	12.43	13.33	14.50	14.89	11.77	○
5.5 ～ 6.4		10.91	12.21	11.23	10.29	11.43	11.82	11.33	11.68	10.83	11.85	11.36	12.05	12.71	10.00	○
6.5 ～ 7.4		9.20	9.44	9.03	8.98	9.35	8.88	8.54	8.63	8.94	8.99	9.00	9.26	9.67	8.33	○
7.5 ～ 8.4		6.90	7.48	5.78	6.83	6.86	6.24	6.23	5.64	7.17	7.48	6.66	6.46	8.22	5.10	○
8.5 ～ 9.4		4.83	5.66	3.71	4.42	4.60	4.45	3.82	3.43	4.95	5.06	4.49	4.57	6.12	2.87	○
9.5 ～		9.10	9.22	7.38	9.95	9.62	4.36	5.11	4.53	9.35	9.40	7.80	8.19	13.20	2.40	○

表 2. 2. 1 3 1, 2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離

計算地点の 方位	1, 2 号機共用排気筒から 敷地境界までの距離 (m)
S	1, 340
SSW	1, 100
SW	1, 040
WSW	1, 270
W	1, 270
WNW	1, 170
NW	950
NNW	1, 870
N	1, 930
S 方向沿岸部	1, 400



表 2. 2. 1-4 単位放出率あたりの年間平均濃度 ((Bq/cm<sup>3</sup>)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋
S	約 $8.6 \times 10^{-13}$	約 $9.6 \times 10^{-13}$	約 $1.1 \times 10^{-12}$
SSW	約 $7.6 \times 10^{-13}$	約 $8.8 \times 10^{-13}$	約 $1.1 \times 10^{-12}$
SW	約 $3.7 \times 10^{-13}$	約 $4.1 \times 10^{-13}$	約 $4.8 \times 10^{-13}$
WSW	約 $3.7 \times 10^{-13}$	約 $4.0 \times 10^{-13}$	約 $4.2 \times 10^{-13}$
W	約 $3.1 \times 10^{-13}$	約 $3.2 \times 10^{-13}$	約 $3.1 \times 10^{-13}$
WNW	約 $3.9 \times 10^{-13}$	約 $3.8 \times 10^{-13}$	約 $3.5 \times 10^{-13}$
NW	約 $6.3 \times 10^{-14}$	約 $5.7 \times 10^{-14}$	約 $4.8 \times 10^{-13}$
NNW	約 $5.5 \times 10^{-14}$	約 $5.1 \times 10^{-14}$	約 $4.6 \times 10^{-13}$
N	約 $8.1 \times 10^{-13}$	約 $7.5 \times 10^{-13}$	約 $6.8 \times 10^{-13}$
S 方向沿岸部	約 $8.0 \times 10^{-13}$	約 $8.9 \times 10^{-13}$	約 $1.1 \times 10^{-12}$

表 2. 2. 1-5 Cs-134 及び Cs-137 の年間平均濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

放出位置 評価位置	1号 原子炉建屋	2号 原子炉建屋	3号 原子炉建屋	合計
S	約 $6.2 \times 10^{-11}$	約 $1.2 \times 10^{-9}$	約 $1.4 \times 10^{-10}$	約 $1.4 \times 10^{-9}$
SSW	約 $5.5 \times 10^{-11}$	約 $1.0 \times 10^{-9}$	約 $1.3 \times 10^{-10}$	約 $1.2 \times 10^{-9}$
SW	約 $2.6 \times 10^{-11}$	約 $5.0 \times 10^{-10}$	約 $5.8 \times 10^{-11}$	約 $5.8 \times 10^{-10}$
WSW	約 $2.7 \times 10^{-11}$	約 $4.8 \times 10^{-10}$	約 $5.0 \times 10^{-11}$	約 $5.5 \times 10^{-10}$
W	約 $2.2 \times 10^{-11}$	約 $3.8 \times 10^{-10}$	約 $3.7 \times 10^{-11}$	約 $4.4 \times 10^{-10}$
WNW	約 $2.8 \times 10^{-11}$	約 $4.6 \times 10^{-10}$	約 $4.2 \times 10^{-11}$	約 $5.3 \times 10^{-10}$
NW	約 $4.5 \times 10^{-11}$	約 $6.8 \times 10^{-10}$	約 $5.8 \times 10^{-11}$	約 $7.8 \times 10^{-10}$
NNW	約 $4.0 \times 10^{-11}$	約 $6.1 \times 10^{-10}$	約 $5.6 \times 10^{-11}$	約 $7.1 \times 10^{-10}$
N	約 $5.8 \times 10^{-11}$	約 $9.0 \times 10^{-10}$	約 $8.1 \times 10^{-11}$	約 $1.0 \times 10^{-9}$
S 方向沿岸部	約 $5.8 \times 10^{-11}$	約 $1.1 \times 10^{-9}$	約 $1.3 \times 10^{-10}$	約 $1.3 \times 10^{-9}$

表2. 2. 1-6 Cs-134の単位放出率あたりの実効線量 (( $\mu$  Sv/年)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋
S	約 $7.7 \times 10^{-7}$	約 $8.5 \times 10^{-7}$	約 $9.8 \times 10^{-7}$
SSW	約 $7.0 \times 10^{-7}$	約 $7.6 \times 10^{-7}$	約 $8.3 \times 10^{-7}$
SW	約 $4.5 \times 10^{-7}$	約 $5.2 \times 10^{-7}$	約 $6.1 \times 10^{-7}$
WSW	約 $4.0 \times 10^{-7}$	約 $4.2 \times 10^{-7}$	約 $4.3 \times 10^{-7}$
W	約 $3.7 \times 10^{-7}$	約 $3.7 \times 10^{-7}$	約 $3.6 \times 10^{-7}$
WNW	約 $3.9 \times 10^{-7}$	約 $3.9 \times 10^{-7}$	約 $3.8 \times 10^{-7}$
NW	約 $6.9 \times 10^{-7}$	約 $6.7 \times 10^{-7}$	約 $7.2 \times 10^{-7}$
NNW	約 $5.9 \times 10^{-7}$	約 $5.8 \times 10^{-7}$	約 $5.5 \times 10^{-7}$
N	約 $7.8 \times 10^{-7}$	約 $7.4 \times 10^{-7}$	約 $6.8 \times 10^{-7}$
S方向沿岸部	約 $8.5 \times 10^{-7}$	約 $9.6 \times 10^{-7}$	約 $1.1 \times 10^{-6}$

表2. 2. 1-7 Cs-137の単位放出率あたりの実効線量 (( $\mu$  Sv/年)/(Bq/s))

放出位置 評価位置	1号原子炉建屋	2号原子炉建屋	3号原子炉建屋
S	約 $3.0 \times 10^{-7}$	約 $3.3 \times 10^{-7}$	約 $3.8 \times 10^{-7}$
SSW	約 $2.7 \times 10^{-7}$	約 $2.9 \times 10^{-7}$	約 $3.2 \times 10^{-7}$
SW	約 $1.7 \times 10^{-7}$	約 $2.0 \times 10^{-7}$	約 $2.3 \times 10^{-7}$
WSW	約 $1.6 \times 10^{-7}$	約 $1.6 \times 10^{-7}$	約 $1.6 \times 10^{-7}$
W	約 $1.4 \times 10^{-7}$	約 $1.4 \times 10^{-7}$	約 $1.4 \times 10^{-7}$
WNW	約 $1.5 \times 10^{-7}$	約 $1.5 \times 10^{-7}$	約 $1.5 \times 10^{-7}$
NW	約 $2.6 \times 10^{-7}$	約 $2.6 \times 10^{-7}$	約 $2.8 \times 10^{-7}$
NNW	約 $2.3 \times 10^{-7}$	約 $2.2 \times 10^{-7}$	約 $2.1 \times 10^{-7}$
N	約 $3.0 \times 10^{-7}$	約 $2.8 \times 10^{-7}$	約 $2.6 \times 10^{-7}$
S方向沿岸部	約 $3.3 \times 10^{-7}$	約 $3.7 \times 10^{-7}$	約 $4.3 \times 10^{-7}$

表 2. 2. 1 - 8 Cs-134 の放射性雲からの  $\gamma$  線に起因する実効線量 ( $\mu\text{Sv/年}$ )

放出位置 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	合計
S	約 $5.6 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-3}$	約 $1.2 \times 10^{-1}$	約 $1.2 \times 10^{-3}$
SSW	約 $5.0 \times 10^{-5}$	約 $9.1 \times 10^{-1}$	約 $9.9 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-3}$
SW	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $6.2 \times 10^{-1}$	約 $7.3 \times 10^{-5}$	約 $7.2 \times 10^{-3}$
WSW	約 $2.9 \times 10^{-5}$	約 $5.0 \times 10^{-1}$	約 $5.1 \times 10^{-5}$	約 $5.8 \times 10^{-3}$
W	約 $2.7 \times 10^{-5}$	約 $4.4 \times 10^{-1}$	約 $4.3 \times 10^{-5}$	約 $5.1 \times 10^{-3}$
WNW	約 $2.8 \times 10^{-5}$	約 $4.6 \times 10^{-1}$	約 $4.6 \times 10^{-1}$	約 $5.4 \times 10^{-3}$
NW	約 $4.9 \times 10^{-5}$	約 $8.1 \times 10^{-1}$	約 $8.7 \times 10^{-5}$	約 $9.4 \times 10^{-3}$
NNW	約 $4.2 \times 10^{-5}$	約 $6.9 \times 10^{-1}$	約 $6.6 \times 10^{-5}$	約 $8.0 \times 10^{-3}$
N	約 $5.6 \times 10^{-5}$	約 $8.9 \times 10^{-1}$	約 $8.2 \times 10^{-5}$	約 $1.0 \times 10^{-3}$
S 方向沿岸部	約 $6.1 \times 10^{-5}$	約 $1.1 \times 10^{-3}$	約 $1.3 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^{-3}$

表 2. 2. 1 - 9 Cs-137 の放射性雲からの  $\gamma$  線に起因する実効線量 ( $\mu\text{Sv/年}$ )

放出位置 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	合計
S	約 $2.1 \times 10^{-5}$	約 $3.9 \times 10^{-1}$	約 $4.5 \times 10^{-5}$	約 $4.6 \times 10^{-3}$
SSW	約 $1.9 \times 10^{-5}$	約 $3.5 \times 10^{-1}$	約 $3.8 \times 10^{-5}$	約 $4.1 \times 10^{-3}$
SW	約 $1.2 \times 10^{-5}$	約 $2.4 \times 10^{-1}$	約 $2.8 \times 10^{-5}$	約 $2.8 \times 10^{-3}$
WSW	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $1.9 \times 10^{-1}$	約 $2.0 \times 10^{-5}$	約 $2.2 \times 10^{-3}$
W	約 $1.0 \times 10^{-5}$	約 $1.7 \times 10^{-1}$	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $2.0 \times 10^{-3}$
WNW	約 $1.1 \times 10^{-5}$	約 $1.8 \times 10^{-1}$	約 $1.8 \times 10^{-5}$	約 $2.1 \times 10^{-3}$
NW	約 $1.9 \times 10^{-5}$	約 $3.1 \times 10^{-1}$	約 $3.3 \times 10^{-5}$	約 $3.6 \times 10^{-3}$
NNW	約 $1.6 \times 10^{-5}$	約 $2.7 \times 10^{-1}$	約 $2.5 \times 10^{-5}$	約 $3.1 \times 10^{-3}$
N	約 $2.2 \times 10^{-5}$	約 $3.4 \times 10^{-1}$	約 $3.1 \times 10^{-5}$	約 $3.9 \times 10^{-3}$
S 方向沿岸部	約 $2.4 \times 10^{-5}$	約 $4.4 \times 10^{-1}$	約 $5.1 \times 10^{-5}$	約 $5.2 \times 10^{-3}$

表 2. 2. 1 1 0 吸入摂取の評価パラメータ<sup>1)</sup>

パラメータ	記号	単位	数値
呼吸率	$M_R$	cm <sup>3</sup> /d	$2.22 \times 10^7$

表 2. 2. 1-1 1 実効線量換算係数<sup>2)</sup>

元素	吸入摂取 ( $K_{li}$ ) ( $\mu$ Sv/Bq)	経口摂取 ( $K_{Ti}$ ) ( $\mu$ Sv/Bq)
Cs-134	$9.6 \times 10^{-3}$	$1.9 \times 10^{-2}$
Cs-137	$6.7 \times 10^{-4}$	$1.3 \times 10^{-3}$

表 2. 2. 1 1 2 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

経路	パラメータ	記号	単位	数値
葉菜 摂取	核種の葉菜への沈着速度 <sup>1),3)</sup>	$V_R$	cm/s	1
	ウェザリング効果による減少定数 <sup>3)</sup>	$\lambda_w$	1/s	$5.73 \times 10^{-7}$ (14 日相当)
	葉菜の栽培密度 <sup>1)</sup>	$\rho$	g/cm <sup>2</sup>	0.23
	葉菜の栽培期間 <sup>3)</sup>	$t_i$	s	$5.184 \times 10^6$ (60 日)
	葉菜を含む土壌への核種の沈着速度 <sup>3)</sup>	$V_{sR}$	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 <sup>3)</sup>	$P_s$	g/cm <sup>2</sup>	24
	核種の蓄積期間	$t_0$	s	$3.1536 \times 10^7$ (1 年間)
	葉菜の栽培期間年間比 <sup>1)</sup>	$f_i$		0.5
	調理前洗浄による核種の残留比 <sup>3)</sup>	$f_d$		1
	葉菜摂取量 (成人) <sup>1),2)</sup>	$M_v$	g/d	100
牛乳 摂取	核種の牧草への沈着速度 <sup>2)</sup>	$V_{sM}$	cm/s	0.5
	ウェザリング効果による減少定数 <sup>3)</sup>	$\lambda_w$	g/cm <sup>4</sup>	$5.73 \times 10^{-7}$ (14 日相当)
	牧草の栽培密度 <sup>1)</sup>	$\rho_M$	g/cm <sup>3</sup>	0.07
	牧草の栽培期間 <sup>1)</sup>	$t_{iM}$	s	$2.592 \times 10^6$ (30 日間)
	牧草を含む土壌への核種の沈着速度 <sup>3)</sup>	$V_{sM}$	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度 <sup>3)</sup>	$P_v$	g/cm <sup>2</sup>	24
	放牧期間年間比 <sup>1)</sup>	$f_i$	—	0.5
	乳牛の牧草摂取量 <sup>3)</sup>	$Q_r$	g/d wet	$5 \times 10^4$
	牛乳摂取量 (成人) <sup>1),2)</sup>	$M_M$	cm <sup>3</sup> /d	200

表 2. 2. 1 - 1 3 葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ<sup>1)</sup>

元素	土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜及び牧草に移行する割合 ( $B_{vi}$ )	乳牛が摂取した核種 i が牛乳に移行する割合 ( $F_{Ml}$ ) ( $(Bq/cm^3)/(Bq/d)$ )
Cs	$1.0 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^{-5}$

(出典)

- [1] 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂
- [2] 実用発電用原子炉の設置, 運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示 平成 13 年 3 月 21 日 経済産業省告示
- [3] 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について 平成 13 年 3 月 29 日, 原子力安全委員会一部改訂
- [4] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1, 1977

表 2. 2. 1 - 1 4 土壌分析結果

	土壌 (Bq/kg) (グラウンド約西南西 500m)	分析日
Cs-134	$4.1 \times 10^{-1}$	2011 年 11 月 7 日
Cs-137	$4.7 \times 10^{-1}$	2011 年 11 月 7 日
Sr-89	$1.8 \times 10^2$	2011 年 10 月 10 日
Sr-90	$2.5 \times 10^2$	2011 年 10 月 10 日
Pu-238	$2.6 \times 10^{-3}$	2011 年 10 月 31 日
Pu-239	$1.1 \times 10^{-3}$	2011 年 10 月 31 日
Pu-240	$1.1 \times 10^{-3}$	2011 年 10 月 31 日

## 2.2.2 敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

### 2.2.2.1 線量の評価方法

#### (1) 線量評価点

直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、線源から離れると急激に小さくなるため、線源となる施設をいくつかのエリアに分け、各エリアで敷地境界線量が最大となる地点での線量、またはエリア内各線源から敷地境界までの最短の地点での線量の合計値を計算する。

具体的には、使用済セシウム吸着塔保管施設等がある敷地南エリア、液体廃棄物の貯留設備（タンク類）等がある敷地南西エリア、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備と固体廃棄物貯蔵庫等のある敷地西エリア及び瓦礫類の一時保管エリアがある敷地北エリアとする。

なお、今後、施設と評価点との高低差を加味し、各施設からの影響を考慮した敷地境界における最大実効線量評価地点を算出する予定である。

#### (2) 評価に使用するコード

MCNP 等、他の原子力施設における評価で使用実績があり、信頼性の高いコードを使用する。

#### (3) 線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質に容器厚さ、建屋壁、天井等の遮蔽効果を考慮して設定する。内包する放射性物質や、遮蔽が明らかでない場合は、設備の表面線量率を測定し、これに代えるものとする。

対象設備は事故処理に係る高レベル放射性汚染水処理設備、固体廃棄物貯蔵庫、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備及び瓦礫類、伐採木の一時保管エリア等とし、現に設置あるいは現時点で設置予定があるものとする。

## 2.2.2.2 敷地南エリア

### 2.2.2.2.1 高レベル放射性汚染水処理設備

評価対象とするのは、高レベル放射性汚染水処理設備のうち、使用済セシウム吸着塔一時保管施設及び高レベル滞留水受タンクであり、現に設置、あるいは設置予定のある設備を評価する。使用済セシウム吸着塔一時保管施設におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔については、平成 24 年 7 月 7 日までに使用済セシウム吸着塔一時保管施設に保管した使用済吸着塔の線量率測定結果をもとに線源条件を設定する。（添付資料－1）

#### (1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

##### a. 第一施設

容 量：セシウム吸着装置吸着塔：536 体  
第二セシウム吸着装置吸着塔：142 体

i. セシウム吸着装置 (KURION) 吸着塔

放 射 能 強 度：低線量吸着塔 Cs-134：約  $2.2 \times 10^{11}$ Bq Cs-136：約  $4.1 \times 10^{11}$ Bq  
Cs-137：約  $2.6 \times 10^{11}$ Bq  
中線量吸着塔 Cs-134：約  $5.6 \times 10^{11}$ Bq Cs-136：約  $1.1 \times 10^{12}$ Bq  
Cs-137：約  $6.7 \times 10^{11}$ Bq  
高線量吸着塔 Cs-134：約  $3.8 \times 10^{13}$ Bq Cs-136：約  $7.2 \times 10^{10}$ Bq  
Cs-137：約  $4.6 \times 10^{13}$ Bq

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm（高線量吸着塔 85.7mm）  
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（高線量吸着塔 174.5mm）  
吸着塔二次蓋：鉄 127mm（高線量吸着塔 55mm）  
コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 403mm），密  
度  $2.30\text{g/cm}^3$   
ボックスカルバート追加コンクリート遮蔽（施設西端，厚さ 200mm，  
密度  $2.30\text{g/cm}^3$ ）  
ボックスカルバート間通路土嚢：高さ 4m，密度  $1.8\text{g/cm}^3$ ）

評 価 結 果：約 0.31mSv/年  
約 0.28mSv/年（保管体数を 476 体に制限した場合）  
約 0.22mSv/年（保管体数を 196 体に制限した場合）

ii. 第二セシウム吸着装置 (SARRY) 吸着塔

放 射 能 強 度：Cs-134： $3.0 \times 10^{12}$ Bq  
Cs-137： $3.0 \times 10^{12}$ Bq

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm  
吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評 価 結 果：約 0.22mSv/年  
約 0.16mSv/年（保管体数を 112 体に制限した場合）

b. 第二施設

容 量：高性能容器 (HIC)：736 体

放 射 能 強 度：表 2. 2. 2-1 参照

遮 蔽：コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），密  
度  $2.30\text{g/cm}^3$

評 価 結 果：約 0.21mSv/年

表2. 2. 2-1 評価対象核種及び放射能濃度 (1/2)

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>2</sup> )		
	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	吸着材3
Fe-59	5.55E+02	1.33E+00	0.00E+00
Co-58	8.44E+02	2.02E+00	0.00E+00
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+01
Sr-89	1.08E+06	3.85E+05	0.00E+00
Sr-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-91	8.12E+04	3.96E+02	0.00E+00
Nb-95	3.51E+02	8.40E-01	0.00E+00
Tc-99	1.40E+01	2.20E-02	0.00E+00
Ru-103	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Ru-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Rh-103m	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Rh-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Ag-110m	4.93E+02	0.00E+00	0.00E+00
Cd-113m	0.00E+00	5.99E+03	0.00E+00
Cd-115m	0.00E+00	1.80E+03	0.00E+00
Sn-119m	6.72E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sn-123	5.03E+04	0.00E+00	0.00E+00
Sb-126	3.89E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-124	1.44E+03	3.88E+00	0.00E+00
Sb-125	8.99E+01	2.42E+02	0.00E+00
Te-123m	9.65E+02	2.31E+00	0.00E+00
Te-125m	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-127	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-127m	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-129	8.68E+03	2.08E+01	0.00E+00
Te-129m	1.41E+04	3.36E+01	0.00E+00
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03



表2. 2. 2-1 評価対象核種及び放射能濃度 (2/2)

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		
	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	吸着材3
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ce-141	1.74E+03	8.46E+00	0.00E+00
Ce-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144m	6.19E+02	3.02E+00	0.00E+00
Pm-146	7.89E+02	3.84E+00	0.00E+00
Pm-147	2.68E+05	1.30E+03	0.00E+00
Pm-148	7.82E+02	3.81E+00	0.00E+00
Pm-148m	5.03E+02	2.45E+00	0.00E+00
Sm-151	4.49E+01	2.19E+01	0.00E+00
Eu-152	2.33E+03	1.14E+01	0.00E+00
Eu-154	6.05E+02	2.95E+00	0.00E+00
Eu-155	4.91E+03	2.39E+01	0.00E+00
Gd-153	5.07E+03	2.47E+01	0.00E+00
Tb-160	4.33E+03	6.50E+00	0.00E+00
Pu-238	2.54E+01	1.24E+01	0.00E+00
Pu-239	2.54E+01	1.24E+01	0.00E+00
Pu-240	2.54E+01	1.24E+01	0.00E+00
Pu-241	1.13E+03	5.48E+00	0.00E+00
Am-241	2.54E+01	1.24E+01	0.00E+00
Am-242m	2.54E+01	1.24E+01	0.00E+00
Am-243	2.54E+01	1.24E+01	0.00E+00
Cm-242	2.54E+01	1.24E+01	0.00E+00
Cm-243	2.54E+01	1.24E+01	0.00E+00
Cm-244	2.54E+01	1.24E+01	0.00E+00
Mn-54	1.76E+04	4.79E+00	0.00E+00
Co-60	8.21E+03	6.40E+00	0.00E+00
Ni-63	0.00E+00	8.65E+01	0.00E+00
Zn-65	5.81E+02	1.39E+00	0.00E+00

c. 第三施設（平成 25 年度中頃運用開始予定）

容 量：高性能容器：3,456 体

放射能強度：表 2. 2. 2-1 参照

遮 蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm（通路側 400mm），密  
度 2.30g/cm<sup>3</sup>

蓋：重コンクリート 400mm，密度 3.20g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果：約 0.17mSv/年（概算値）

(2) 廃スラッジ一時保管施設

合 計 容 量：約 630m<sup>3</sup>

放射能濃度：約  $1.0 \times 10^7$  Bq/cm<sup>3</sup>

遮 蔽：炭素鋼 25mm，コンクリート 1,000mm（密度 2.1g/cm<sup>3</sup>）  
（貯蔵建屋外壁で 1mSv/時）

評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

(3) 高濃度滞留水受タンク

合 計 容 量：約 2,800m<sup>3</sup>

放射能濃度：約  $1.0 \times 10^7$  Bq/cm<sup>3</sup>

遮 蔽：SS400 9mm，盛土 2,500mm（密度 1.2g/cm<sup>3</sup>）  
（満水時の地表で 0.04  $\mu$  Sv/時）

評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.2.2 伐採木一時保管エリア

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価は，次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

なお，保管エリアが満杯となった際には，実際の線源形状に近い形で MCNP コードにより再評価することとする。（添付資料 2）

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリア S

貯 蔵 容 量：約 11,400m<sup>3</sup>

貯 蔵 面 積：約 3,800m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）

遮 蔽：覆土：厚さ 0.5m（密度 1.2g/cm<sup>3</sup>）

評価点までの距離：約 550m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：木 0.1g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果：約 0.0005mSv/年

## (2) 一時保管エリア T

貯 蔵 容 量：約 23,100m<sup>3</sup>

貯 蔵 面 積：約 7,700m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）

遮 蔽：覆土：厚さ 0.7m（密度 1.2g/cm<sup>3</sup>）

評価点までの距離：約 320m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：木 0.1g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果：約 0.0058mSv/年

### 2.2.2.2.3 瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類、伐採木、ドラム缶等の線量評価は、次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

なお、保管エリアが満杯となった際には、実際の線源形状に近い形で MCNP コードにより再評価することとする。（添付資料－２）

瓦礫類一時保管エリアについては、今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。なお、一時保管エリア II については保管する各機器の形状、保管状態を考慮した体積線源として各々評価する。また、機器本体の放射化の可能性が否定出来ないことから、核種は Co-60 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

## (1) 一時保管エリア J

貯 蔵 容 量：約 4,800m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積：約 1,600m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：0.005mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 270m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評価結果：約 0.0097mSv/年

(2) 一時保管エリアN

貯蔵容量：約 6,000m<sup>3</sup>

エリア面積：約 2,000m<sup>2</sup>

積上げ高さ：約 3m

表面線量率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 490m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評価結果：約 0.0167mSv/年

(3) 一時保管エリアU

貯蔵容量：約 750m<sup>3</sup>

エリア面積：約 450m<sup>2</sup>

積上げ高さ：約 4.3m

表面線量率：0.015 mSv/時（未保管約 310m<sup>3</sup>），0.020 mSv/時（未保管約 110m<sup>3</sup>），0.028 mSv/時（未保管約 330m<sup>3</sup>）

評価点までの距離：約 260m

線源形状：円柱

かさ密度：鉄 7.86g/cm<sup>3</sup>またはコンクリート 2.15g/cm<sup>3</sup>

評価結果：約 0.0254mSv/年

2.2.2.2.4 貯留設備（タンク類）

(1) RO 濃縮水貯槽

RO 濃縮水貯槽は、タンク上部の合計面積と同一の上部面積で、同一容量の円柱型の体積線源とする。合計容量、放射性物質濃度及び遮蔽は以下のとおりである。

a. RO 濃縮水貯槽（G4 エリア，G6 エリア）

合計容量：約 41,000m<sup>3</sup>

放射能濃度：表 2.2.2.2 参照

遮蔽：側面：SS400（12mm または 9mm）

上面：SS400（6mm または 4.5mm）

表2. 2. 2-2 評価対象核種及び放射能濃度

	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )						
	Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
RO 濃縮水貯槽 (G4 エリア, G6 エリア)	7.8E+00	1.3E+01	2.7E+00	4.0E+00	7.5E+01	4.8+01	1.6E+05

## 2.2.2.2.5 計算結果

RO 濃縮水貯槽 (G4 エリア, G6 エリア) の運用開始前, セシウム吸着塔一時保管施設 (第三施設) の運用開始前は, セシウム吸着塔一時保管施設 (第一施設) の KURION 吸着塔, SARRY 吸着塔の保管体数をそれぞれ 476 体以下, 112 体以下に制限し, セシウム吸着塔一時保管施設 (第三施設) を除いた場合, 敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は, 使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分が約 0.65mSv/年, 伐採木に起因する分が約 0.0063mSv/年, 瓦礫類に起因する分が約 0.0518mSv/年, 合計 0.71mSv/年となる。

RO 濃縮水貯槽 (G4 エリア, G6 エリア) の運用開始前, セシウム吸着塔一時保管施設 (第三施設) の運用開始以降については, セシウム吸着塔一時保管施設 (第一施設) の KURION 吸着塔を, 西エリアに設置するセシウム吸着塔一時保管施設 (第四施設) に移動し保管体数を 196 体以下に制限し, SARRY 吸着塔の保管体数を 112 体以下に制限することにより, 敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は, 使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分は約 0.76mSv/年, 伐採木に起因する分が約 0.0063mSv/年, 瓦礫類に起因する分が約 0.0518mSv/年, 合計 0.82mSv/年となる。

また, 平成 25 年 3 月末においても RO 濃縮水貯槽 (G4 エリア, G6 エリア) の運用開始前, セシウム吸着塔一時保管施設 (第三施設) の運用開始前と同様である。

平成 25 年 4 月以降, RO 濃縮水貯槽 (G4 エリア, G6 エリア) の運用により, 貯留設備に起因する分が約 6.9mSv/年 (概算値) となり, 合計約 7.8mSv/年となるが, 多核種除去設備の稼動により RO 濃縮水量を低減させ, 可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。また, 短期的には, 放射能濃度の高い RO 濃縮水を敷地境界から遠いタンクに移送することにより線量低減を図ることも検討し, 対策が可能であれば評価の見直しを実施する。

### 2.2.2.3 敷地南西エリア

#### 2.2.2.3.1 貯留設備（タンク類）

貯留設備（タンク類）は、現に設置、あるいは設置予定のあるタンクを対象とし、設置エリア毎に線源を設定する。

蒸発濃縮廃液用タンクは、タンク上部の合計面積と同一の上部面積で、同一容量の円柱型の体積線源とし、放射能濃度は、水分析結果を基に線源条件を設定する。RO 濃縮水貯槽のうち、設置エリアと敷地境界に近い RO 濃縮水貯槽 6, RO 濃縮水貯槽 7, RO 濃縮水貯槽 9, RO 濃縮水貯槽 10, 及び RO 濃縮水貯槽 12 については、タンクの形状をモデル化し、線源と評価点の高低差を考慮する。RO 濃縮水貯槽 1, 2, 3, 4, 5, 8 及び 11, RO 濃縮水貯槽（H8 エリア, C エリア）、サブプレッションプール水サージタンク、及び受タンク等については、各設置エリアのタンク上部の合計面積と同一の上部面積で、同一容量の円柱型の体積線源とする。放射能濃度は、RO 濃縮水貯槽 6, RO 濃縮水貯槽 7, RO 濃縮水貯槽 9, RO 濃縮水貯槽 10, 及び RO 濃縮水貯槽 12 については、水分析結果を基に線源条件を設定し、RO 濃縮水貯槽 1, 2, 3, 4, 5, 8 及び 11, 受タンク等については、RO 濃縮水貯槽 6, RO 濃縮水貯槽 7, RO 濃縮水貯槽 9, RO 濃縮水貯槽 10, 及び RO 濃縮水貯槽 12 の水分析結果から比較的放射能濃度の高い RO 濃縮水貯槽 6 の濃度で代用する。また、RO 濃縮水貯槽（H8 エリア, C エリア）、サブプレッションプール水サージタンクには、RO 濃縮水貯槽 6, 7, 9, 10 及び 12 の水分析値を平均して線源条件を設定する。

遮蔽はタンク厚さとする。

貯留設備の種類別タンクの合計容量、放射性物質濃度及び遮蔽は以下のとおりである。

#### (1) 蒸発濃縮廃液用タンク

合 計 容 量：約 10,000m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2 - 3 参照

遮 蔽：側面：SS400（12mm または 9mm）  
上面：SS400（9mm）

#### (2) RO 濃縮水貯槽

##### a. RO 濃縮水貯槽 6

容 量：A：約 4,200m<sup>3</sup>, B：約 5,300m<sup>3</sup>, C：7,400m<sup>3</sup>, D：約 7,400m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2 - 3 参照

遮 蔽：側面：SS400（12mm）  
上面：SS400（6mm）

b. RO 濃縮水貯槽 7

容 量 : A : 約 4,200m<sup>3</sup>, B : 約 4,200m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 3 参照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

c. RO 濃縮水貯槽 9

容 量 : A : 約 4,200m<sup>3</sup>, B : 約 4,200m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 3 参照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

d. RO 濃縮水貯槽 10

容 量 : A : 約 6,300m<sup>3</sup>, B : 約 5,300m<sup>3</sup>, C : 5,300m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 3 参照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

e. RO 濃縮水貯槽 12

容 量 : A : 約 11,000m<sup>3</sup>, B : 約 8,400m<sup>3</sup>, C : 約 12,000m<sup>3</sup>, D : 約 13,000m<sup>3</sup>, E : 約 8,400m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 3 参照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

f. RO 濃縮水貯槽 1, 2, 3, 4, 5, 8 及び 11

合 計 容 量 : 約 124,000m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 3 参照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm または 9mm)

上面 : SS400 (9mm, 6mm または 4.5mm)

g. RO 濃縮水貯槽 (H8 エリア, C エリア)

容 量 : 約 31,000m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度 : 表 2. 2. 2 - 3 参照

遮 蔽 : 側面 : SS400 (12mm)

上面 : SS400 (6mm)

(3) サプレッションプール水サージタンク

合 計 容 量：約 7,000m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2 3 参照

遮 蔽：側面：SM41A (15.5mm)

上面：SM41A (6mm)

(4) RO 処理水一時貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup> 程度と低いため、評価対象外とする。

(5) RO 処理水貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup> 程度と低いため、評価対象外とする。

(6) 受タンク等

合 計 容 量：約 2,100m<sup>3</sup>

放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2 3 参照

遮 蔽：側面：SS400 (6mm)

上面：SS400 (4.5mm)

(7) 低レベル用タンク

貯蔵している液体の放射能濃度が 10<sup>-6</sup>Bq/cm<sup>3</sup> 程度と低く、設置位置も他のタンクに比べて敷地境界から十分に遠いため、評価対象外とする。



表2. 2. 2-3 評価対象核種及び放射能濃度

	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )						
	Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
(1) 蒸発濃縮廃液用タンク							
蒸発濃縮廃液用タンク	3.0E+01	3.7E+01	1.7E+01	7.9E+01	1.5E+02	7.4E+00	2.8E+05
(2) RO 濃縮水貯槽							
RO 濃縮水貯槽 6	A	1.5E+01			1.2E+02	1.3E+02	4.1E+05
	B	8.0E+00			8.7E+01	9.8E+01	2.9E+05
	C	8.9E+00	2.3E+01	5.0E+00	6.9E+00	8.7E+01	7.6E+01
	D		8.1E+00	2.8E+00		9.4E+01	9.3E+01
RO 濃縮水貯槽 7	A	1.2E+01	2.2E+01		1.7E+00	1.1E+02	1.9E+01
	B	1.5E+01	2.6E+01	2.0E+00		1.2E+02	1.8E+01
RO 濃縮水貯槽 9	A	9.2E+00	1.6E+01	—	9.0E+00	7.7E+01	4.3E+01
	B	—	8.8E+00	3.5E+00	3.9E+00	8.5E+01	4.2E+01
RO 濃縮水貯槽 10	A	—	1.3E+01	—	3.6E+00	1.1E+02	4.6E+01
	B	1.5E+01	2.1E+01	1.1E+00	5.7E+00	1.1E+02	1.4E+01
	C	6.2E+00	1.0E+01	2.5E+00	5.6E+00	7.3E+01	5.5E+01
RO 濃縮水貯槽 12	A	3.1E+00	6.3E+00	—	—	2.5E+01	1.2E+01
	B	4.7E+00	7.6E+00	7.6E+00	5.1E+00	3.6E+01	1.7E+01
	C	2.0E+00	3.7E+00	1.4E+00	6.7E+01	2.4E+01	2.5E+00
	D	2.1E+00	3.9E+00	9.5E+01	6.3E+01	2.1E+01	2.9E+00
	E	1.0E+01	1.7E+01	7.6E+01	—	2.7E+01	8.5E+00
RO 濃縮水貯槽 1, 2, 3, 4, 5, 8 及び 11	8.2E+00	1.3E+01	3.3E+00	5.0E+00	9.7E+01	9.9E+01	3.0E+05
RO 濃縮水貯槽 (18 エリア, C エリア)	7.8E+00	1.3E+01	2.7E+00	1.0E+00	7.5E+01	4.8E+01	1.6E+05
(3) サフレーションプール水サージタンク							
サフレーションプール 水サージタンク	7.8E+00	1.3E+01	2.7E+00	1.0E+00	7.5E+01	4.8E+01	1.6E+05
(6) 受タンク等							
受タンク等	8.2E+00	1.3E+01	3.3E+00	5.0E+00	9.7E+01	9.9E+01	3.0E+05

## 2.2.2.3.2 伐採木一時保管エリア

伐採木一時保管エリアについては、今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。(添付資料-2)

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

## (1) 一時保管エリア R

貯 蔵 容 量 : 約 6,900m<sup>3</sup>

貯 蔵 面 積 : 約 2,300m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 3m

表 面 線 量 率 : 0.3mSv/時 (未保管)

遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 0.5m (密度 1.2g/cm<sup>3</sup>)

評価点までの距離 : 約 600m

線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 木  $0.1\text{g/cm}^3$   
評 価 結 果 : 約  $0.0003\text{mSv/年}$

#### 2.2.2.3.3 瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類一時保管エリアについては、今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。(添付資料 2)

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

##### (1) 一時保管エリア○

貯 蔵 容 量 : 約  $16,500\text{m}^3$   
エ リ ア 面 積 : 約  $5,500\text{m}^2$   
積 上 げ 高 さ : 約  $3\text{m}$   
表 面 線 量 率 :  $0.1\text{mSv/時}$  (未保管)  
評価点までの距離 : 約  $800\text{m}$   
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 鉄  $0.3\text{g/cm}^3$   
評 価 結 果 : 約  $0.0014\text{mSv/年}$

#### 2.2.2.3.4 計算結果

RO 濃縮水貯槽 (H8 エリア, C エリア) の運用開始前の敷地南西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は、各施設の最大評価値として、貯留設備に起因する分が約  $0.91\text{mSv/年}$  (概算値)、伐採木に起因する分が約  $0.0003\text{mSv/年}$ 、瓦礫類に起因する分が約  $0.0014\text{mSv/年}$ 、合計約  $0.91\text{mSv/年}$  となる。平成 25 年 3 月末においても同様である。

平成 25 年 4 月以降、RO 濃縮水貯槽 (H8 エリア, C エリア) の運用により、貯留設備に起因する分が約  $1.3\text{mSv/年}$  (概算値) となり、合計約  $1.4\text{mSv/年}$  となるが、多核種除去設備の稼動により RO 濃縮水量を低減させ、可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。また、短期的には、放射能濃度の高い RO 濃縮水を敷地境界から遠いタンクに移送することにより線量低減を図ることも検討し、対策が可能であれば評価の見直しを実施する。

#### 2.2.2.4 敷地西エリア

##### 2.2.2.4.1 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については、線源スペクトル、線量率、乾式キャスク本体の寸法等の仕様は、工事計画認可申請書又は核燃料輸送物設計承認申請書等、乾式キャスクの設計値及び収納する使用済燃料の収納条件に基づく値とする。なお、乾式キャスクの線量率は、側面、蓋面、底面の3領域に分割し、ガンマ線、中性子線毎にそれぞれ表面から1mの最大線量率で規格化する。乾式キャスクの配置は、設備の配置設計を反映し、隣接する乾式キャスク等による遮蔽効果を考慮し、敷地境界における直接線及びスカイシヤイン線の合計の線量率を評価する。

貯蔵容量：65基(乾式貯蔵キャスク20基及び輸送貯蔵兼用キャスク45基)

エリア面積：約80m×約96m

遮蔽：コンクリートモジュール 200mm(密度2.15g/cm<sup>3</sup>)

評価点までの距離：エリア北西コーナーから約270m

評価結果の種類：MCNPコードによる評価結果

評価結果：約0.07mSv/年

##### 2.2.2.4.2 固体廃棄物貯蔵庫

瓦礫類、伐採木、ドラム缶等の線量評価結果は、次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

第1及び第2固体廃棄物貯蔵庫については、回収した瓦礫類の保管に活用するため、実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し、核種をCs-134及びCs-137として評価するものとする。

第3～第8固体廃棄物貯蔵庫については、放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類、使用済保護衣等を保管、または一時保管するため、実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し、核種をCo-60として評価するものとする。

第6～第8固体廃棄物貯蔵庫地下には、放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが、遮蔽効果が高いことから地下保管分については、設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。

評価に用いる値は以下のとおり。

###### (1) 第1固体廃棄物貯蔵庫

貯蔵容量：約1,000m<sup>3</sup>

エリア面積：約840m<sup>2</sup>

積上げ高さ：約1.2m

表面線量率：約1.0mSv/時

遮蔽：天井及び壁：鉄板厚さ 約0.5mm

評価点までの距離：約760m

線 源 形 状 : 直方体  
か さ 密 度 : コンクリート  $2.0\text{g/cm}^3$   
評 価 結 果 : 約  $0.0034\text{mSv/年}$

(2) 第 2 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量 : 約  $2,000\text{m}^3$   
エ リ ア 面 積 : 約  $1,100\text{m}^2$   
積 上 げ 高 さ : 約  $1.8\text{m}$   
表 面 線 量 率 : 約  $5.3\text{mSv/時}$   
遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約  $180\text{mm}$ , 密度 約  $2.2\text{g/cm}^3$   
評価点までの距離 : 約  $760\text{m}$   
線 源 形 状 : 直方体  
か さ 密 度 : コンクリート  $2.0\text{g/cm}^3$   
評 価 結 果 : 約  $0.0198\text{mSv/年}$

(3) 第 3 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量 : 約  $7,400\text{m}^3$   
エ リ ア 面 積 : 約  $2,300\text{m}^2$   
積 上 げ 高 さ : 約  $3.2\text{m}$   
表 面 線 量 率 : 約  $0.006\text{mSv/時}$   
遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約  $180\text{mm}$ , 密度 約  $2.2\text{g/cm}^3$   
評価点までの距離 : 約  $480\text{m}$   
線 源 形 状 : 直方体  
か さ 密 度 : コンクリート  $2.0\text{g/cm}^3$   
評 価 結 果 : 約  $0.0003\text{mSv/年}$

(4) 第 4 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量 : 約  $7,400\text{m}^3$   
エ リ ア 面 積 : 約  $2,300\text{m}^2$   
積 上 げ 高 さ : 約  $3.2\text{m}$   
表 面 線 量 率 : 約  $0.002\text{mSv/時}$   
遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約  $700\text{mm}$ , 密度 約  $2.2\text{g/cm}^3$   
評価点までの距離 : 約  $430\text{m}$   
線 源 形 状 : 直方体  
か さ 密 度 : コンクリート  $2.0\text{g/cm}^3$   
評 価 結 果 :  $0.0001\text{mSv/年未満}$  ※影響が小さいため線量評価上無視する

(5) 第5 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約 2,500m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積：約 800m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ：約 3.2m

表 面 線 量 率：約 0.21mSv/時

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm<sup>3</sup>

評価点までの距離：約 380m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：コンクリート 2.0g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果：約 0.0003mSv/年

(6) 第6 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約 12,200m<sup>3</sup>（1 階部分）

エ リ ア 面 積：約 3,800m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ：約 3.2m

表 面 線 量 率：約 0.15mSv/時

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm<sup>3</sup>

評価点までの距離：約 350m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：コンクリート 2.0g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果：約 0.0011mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7) 第7 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量：約 17,200m<sup>3</sup>（1 階部分）

エ リ ア 面 積：約 5,400m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ：約 3.2m

表 面 線 量 率：約 0.11mSv/時

遮 蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm<sup>3</sup>

評価点までの距離：約 320m

線 源 形 状：直方体

か さ 密 度：コンクリート 2.0g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果：約 0.0015mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8) 第 8 固体廃棄物貯蔵庫

貯 蔵 容 量 : 約 17,200m<sup>3</sup> (1 階部分)

エ リ ア 面 積 : 約 5,400m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 3.2m

表 面 線 量 率 : 約 0.12mSv/時

遮 蔽 : 天井及び壁 : コンクリート 厚さ 約 600mm, 密度 約 2.2g/cm<sup>3</sup>

評価点までの距離 : 約 280m

線 源 形 状 : 直方体

か さ 密 度 : コンクリート 2.0g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果 : 約 0.0009mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

2.2.2.4.3 ドラム缶等仮設保管設備

ドラム缶等仮設保管設備は、事故前に固体廃棄物貯蔵庫に保管されていた放射性固体廃棄物を仮置きするため、収納スペース内の直方体体積線源、核種を Co-60 として評価する。また、評価条件における「保管済」は実測値による評価、「未保管」は受入上限値による評価を表す。

貯 蔵 容 量 : 約 23,000 本 (ドラム缶換算)

(内、ドラム缶約 15,000 本 : 未保管, 大型廃棄物約 8,000 本 (ドラム缶換算) : 保管済)

表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (ドラム缶 : 未保管), 約 0.002mSv/時 (大型廃棄物 : 保管済)

(1) ドラム缶等仮設保管設備 (ドラム缶)

貯 蔵 容 量 : 約 9,300m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 3,000m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 3.1m

表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)

評価点までの距離 : 約 390m

線 源 形 状 : 直方体

か さ 密 度 : 鉄 0.7g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果 : 約 0.0815mSv/年

(2) ドラム缶等仮設保管設備 (大型廃棄物)

貯 蔵 容 量 : 約 6,200m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 2,000m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 3.1m  
表 面 線 量 率 : 約 0.002mSv/時 (保管済)  
評価点までの距離 : 約 360m  
線 源 形 状 : 直方体  
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0014mSv/年

#### 2.2.2.4.4 瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類一時保管エリアについては、今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。(添付資料-2)

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

##### (1) 一時保管エリアQ

貯 蔵 容 量 : 約 6,100m<sup>3</sup>  
エ リ ア 面 積 : 約 1,700m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 3.6m  
表 面 線 量 率 : 5mSv/時 (未保管)  
評価点までの距離 : 約 720m  
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0614mSv/年

##### (2) 一時保管エリアW

###### ①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 23,000m<sup>3</sup>  
エ リ ア 面 積 : 約 5,100m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m  
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)  
評価点までの距離 : 約 690m  
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0436mSv/年

###### ②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 6,300m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 1,400m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 4.5m  
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)  
評価点までの距離 : 約 730m  
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0105mSv/年

#### 2.2.2.4.5 伐採木一時保管エリア

伐採木一時保管エリアについては、今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。(添付資料 2)

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

##### (1) 一時保管エリアM

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木(幹根)を一時保管するため、評価対象外とする。

##### (2) 一時保管エリアV

貯 蔵 容 量 : 約 15,000m<sup>3</sup>  
貯 蔵 面 積 : 約 3,000m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 5m  
表 面 線 量 率 : 0.3mSv/時 (未保管)  
評価点までの距離 : 約 670m  
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 木 0.05g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0123mSv/年

なお、当該エリアには表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木(幹根)も一時保管する。

#### 2.2.2.4.6 多核種除去設備

多核種除去設備については、各機器に表 2. 2. 2-3 及び表 2. 2. 2-4 に示す核種、放射能濃度が内包しているとし、制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め、3次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した結果、敷地西エリアにおける多核種除去設備に起因する直接線及びスカイシャイン線の線量は、約 0.16mSv/年となる。



放射能強度 : 表 2. 2. 2-4, 表 2. 2. 2-5 参照

遮 蔽 : 鉄 (HIC 用遮蔽材) 112mm

: 鉄 (循環タンク用遮蔽材) 100mm

: 鉄 (吸着塔用遮蔽材) 50mm

: 鉛 (クロスフローフィルタ他用遮蔽材) 8mm, 4mm

: 鉛 (循環弁スキッド, クロスフローフィルタスキッド) 18mm, 9mm

表 2. 2. 2-4 評価対象核種及び放射能濃度 (汚染水・スラリー・前処理後の汚染水)  
(1/2)

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )			
		汚染水 (処理対象水)	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	前処理後の 汚染水
1	Fe-59	3.45E+00	5.55E+02	1.33E+00	1.06E-02
2	Co-58	5.25E+00	8.44E+02	2.02E+00	1.61E-02
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	4.19E+00
4	Sr-89	2.17E+01	1.08E+06	3.85E+05	9.11E+01
5	Sr-90	4.91E+05	2.44E+07	8.72E+06	2.06E+03
6	Y-90	4.91E+05	2.44E+07	8.72E+06	2.06E+03
7	Y-91	5.05E+02	8.12E+04	3.96E+02	3.03E-03
8	Nb-95	2.19E+00	3.51E+02	8.40E-01	6.69E-03
9	Tc-99	8.50E-02	1.40E+01	2.20E-02	1.70E-06
10	Ru-103	6.10E+00	6.37E+02	2.01E+01	2.98E-01
11	Ru-106	1.06E+02	1.10E+04	3.47E+02	5.15E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	6.37E+02	2.01E+01	2.98E-01
13	Rh-106	1.06E+02	1.10E+04	3.47E+02	5.15E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	4.93E+02	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	0.00E+00	5.99E+03	4.77E+01
16	Cd-115m	1.41E+02	0.00E+00	1.80E+03	1.43E+01
17	Sn-119m	4.18E+01	6.72E+03	0.00E+00	2.51E-01
18	Sn-123	3.13E+02	5.03E+04	0.00E+00	1.88E+00
19	Sb-126	2.42E+01	3.89E+03	0.00E+00	1.45E-01
20	Sb-124	9.05E+00	1.44E+03	3.88E+00	4.27E-02
21	Sb-125	5.65E+02	8.99E+01	2.42E+02	2.67E+00
22	Te-123m	6.00E+00	9.65E+02	2.31E+00	1.84E-02
23	Te-125m	5.65E+02	8.99E+04	2.42E+02	2.67E+00
24	Te-127	4.95E+02	7.96E+04	1.90E+02	1.51E+00
25	Te-127m	4.95E+02	7.96E+04	1.90E+02	1.51E+00
26	Te-129	5.40E+01	8.68E+03	2.08E+01	1.65E-01
27	Te-129m	8.75E+01	1.41E+04	3.36E+01	2.68E-01
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.70E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.20E+01
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	3.95E+01
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.47E-01

表2. 2. 2-4 評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）  
(2/2)

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )			
		汚染水 (処理対象水)	スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)	前処理後の 汚染水
32	Cs-137	8.25E-01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
33	Ba-137m	8.25E-01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
34	Ba-140	1.29E-01	0.00E+00	0.00E+00	2.58E+00
35	Ce-141	1.08E-01	1.74E+03	8.46E+00	6.48E-05
36	Ce-144	4.71E-01	7.57E+03	3.69E+01	2.83E-04
37	Pr-144	4.71E-01	7.57E+03	3.69E+01	2.83E-04
38	Pr-144m	3.85E-00	6.19E+02	3.02E+00	2.31E-05
39	Pm-146	4.91E-00	7.89E+02	3.84E+00	2.94E-05
40	Pm-147	1.67E-03	2.68E+05	1.30E+03	9.99E-03
41	Pm-148	4.86E-00	7.82E+02	3.81E+00	2.92E-05
42	Pm-148m	3.13E-00	5.03E+02	2.45E+00	1.87E-05
43	Sm-151	2.79E-01	4.49E+01	2.19E-01	1.67E-06
44	Eu-152	1.45E-01	2.33E+03	1.14E+01	8.70E-05
45	Eu-154	3.77E-00	6.05E+02	2.95E+00	2.26E-05
46	Eu-155	3.06E-01	4.91E+03	2.39E+01	1.83E-04
47	Gd-153	3.16E-01	5.07E+03	2.47E+01	1.89E-04
48	Tb-160	8.30E-00	1.33E+03	6.50E+00	4.98E-05
49	Pu-238	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
50	Pu-239	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
51	Pu-240	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
52	Pu-241	7.00E-00	1.13E+03	5.48E+00	4.20E-05
53	Am-241	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
54	Am-242m	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
55	Am-243	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
56	Cm-242	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
57	Cm-243	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
58	Cm-244	1.58E-01	2.54E+01	1.24E-01	9.48E-07
59	Mn-54	1.07E-02	1.76E+04	4.79E+00	4.86E-02
60	Co-60	5.00E-01	8.21E+03	6.40E+00	5.10E-02
61	Ni-63	6.75E-00	0.00E+00	8.65E+01	6.89E-01
62	Zn-65	3.62E-00	5.81E+02	1.39E+00	1.11E-02

表2. 2. 2-5 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）（1/2）

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>2</sup> )					
		吸着材 1 / 4	吸着材 2	吸着材 3	吸着材 6	吸着材 5	吸着材 7
1	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.51E+02	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.35E+02	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	0.00E+00	1.27E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	0.00E+00	2.88E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	0.00E+00	2.88E+07	0.00E+00	1.31E+04	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.43E+01	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.78E+01	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.23E+02
10	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.91E+03
11	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.75E+04
12	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.21E+02	0.00E+00	3.91E+03
13	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.72E+03	0.00E+00	6.75E+04
14	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.98E+05	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.10E+05	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.67E+03	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.75E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.12E+03	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.25E+02	0.00E+00
21	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.90E+04	0.00E+00
22	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.69E+02	0.00E+00
23	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.90E+04	0.00E+00
24	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04	0.00E+00
25	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04	0.00E+00
26	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.42E+03	0.00E+00
27	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.92E+03	0.00E+00
28	I-129	3.70E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

表2. 2. 2-5 評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(2/2)

No.	核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )					
		吸着材 1 / 4	吸着材 2	吸着材 3	吸着材 6	吸着材 5	吸着材 7
32	Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	2.41E+05	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.77E+04	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.48E+01	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.13E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.13E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.38E+01	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.30E+01	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.46E+02	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.26E+01	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.74E+01	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.45E+02	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.30E+01	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.68E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.77E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.28E+01	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E+02	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E+02	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E+02	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.14E+01	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E+02	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E+02	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E+02	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E+02	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E+02	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.39E+02	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.10E+02	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.46E+02	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.01E+04	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.62E+02	0.00E+00	0.00E+00

#### 2.2.2.4.7 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

##### (1) 第四施設

容 量：セシウム吸着装置吸着塔：680 体  
第二セシウム吸着装置吸着塔：212 体

##### i. セシウム吸着装置（KURION）吸着塔

放 射 能 強 度：低線量吸着塔 Cs-134：約  $2.2 \times 10^{11}$ Bq Cs-136：約  $4.1 \times 10^{11}$ Bq  
Cs-137：約  $2.6 \times 10^{11}$ Bq  
中線量吸着塔 Cs-134：約  $5.6 \times 10^{11}$ Bq Cs-136：約  $1.1 \times 10^{12}$ Bq  
Cs-137：約  $6.7 \times 10^{11}$ Bq  
高線量吸着塔 Cs-134：約  $3.8 \times 10^{13}$ Bq Cs-136：約  $7.2 \times 10^{13}$ Bq  
Cs-137：約  $4.6 \times 10^{13}$ Bq

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm（高線量吸着塔 85.7mm）  
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（高線量吸着塔 174.5mm）  
吸着塔二次蓋：鉄 127mm（高線量吸着塔 55mm）  
コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），密  
度  $2.30\text{g/cm}^3$

評 価 結 果：約  $0.017\text{mSv/年}$

##### ii. 第二セシウム吸着装置（SARRY）吸着塔

放 射 能 強 度：Cs-134： $3.0 \times 10^{10}$ Bq  
Cs-137： $3.0 \times 10^{10}$ Bq

遮 蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm  
吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評 価 結 果：約  $0.033\text{mSv/年}$

#### 2.2.2.4.8 貯留設備（タンク類）

##### (1) ろ過水タンク

ろ過水タンクは、タンク上部の合計面積と同一の上部面積で、同一容量の円柱型の体積線源とし、放射能濃度は、RO 濃縮水貯槽 6, 7, 9, 10 及び 12 の水分分析値を平均して線源条件を設定する。

貯留設備の種類別タンクの合計容量、放射性物質濃度及び遮蔽は以下のとおりである。

容 量：約  $4,600\text{m}^3$   
放 射 能 濃 度：表 2. 2. 2-6 参照  
遮 蔽：側面：SS400（9mm）  
上面：SS400（4.5mm）

表2. 2. 2-6 評価対象核種及び放射能濃度

	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )						
	Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
ろ過水タンク	7.8E+00	1.3E+01	2.7E+00	4.0E+00	7.5E+01	4.8+01	1.6E+05

## 2.2.2.4.9 計算結果

ろ過水タンクにRO濃縮水を貯留する前の敷地西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は、各施設の最大評価値としては、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に起因する分が約0.07mSv/年、固体廃棄物貯蔵庫に起因する分が約0.0273mSv/年、ドラム缶等仮設保管設備に起因する分が約0.0829mSv/年、多核種除去設備に起因する分が約0.16mSv/年、瓦礫類に起因する分が約0.1155mSv/年、伐採木に起因する分が約0.0123mSv/年、セシウム吸着塔一時保管施設に起因する分が約0.05mSv/年、合計約0.52mSv/年となる。平成25年3月末においても同様である。

平成25年4月以降、ろ過水タンクの運用により、貯留設備に起因する分が約0.77mSv/年(概算値)となり、合計1.3mSv/年となるが、多核種除去設備の稼動によりRO濃縮水量を低減させ、可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。また、短期的には、放射能濃度の高いRO濃縮水を敷地境界から遠いタンクに移送することにより線量低減を図ることも検討し、対策が可能であれば評価の見直しを実施する。

#### 2.2.2.5 敷地北エリア

##### 2.2.2.5.1 瓦礫類及び伐採木一時保管エリア

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリアについては、実測した線量率に今後搬入が予想される瓦礫類及び伐採木の量と線量率を考慮した表面線量率を設定し、一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。なお、核種はCs-134及びCs-137とする。(添付資料 2)

また、評価条件における「保管済」は実測値による評価、「未保管」は受入上限値による評価を表す。

##### (1) 瓦礫類一時保管エリア

###### a. 一時保管エリア A 1

一時保管エリア A 1 は、高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース 1 と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース 2 により運用する。

###### (ケース 1)

貯 蔵 容 量 : 約 2,400m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 800m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 4m

表 面 線 量 率 : 30mSv/時 (未保管)

遮 蔽 : 側面 (南側以外)

土嚢 : 高さ約 3m, 厚さ約 1m, 密度約 1.5g/cm<sup>3</sup>

高さ約 1m, 厚さ約 0.8m, 密度約 1.5g/cm<sup>3</sup>

コンクリート壁 : 高さ約 3m, 厚さ約 120mm, 密度約 2.1g/cm<sup>3</sup>

鉄板 : 高さ約 1m, 厚さ約 22mm, 密度約 7.8g/cm<sup>3</sup>

###### 側面 (南側)

土嚢 : 厚さ約 0.8m, 密度約 1.5g/cm<sup>3</sup>

鉄板 : 厚さ約 22mm, 密度約 7.8g/cm<sup>3</sup>

###### 上部

土嚢 : 厚さ約 0.8m, 密度約 1.5g/cm<sup>3</sup>

鉄板 : 厚さ約 22mm, 密度約 7.8g/cm<sup>3</sup>

評価点までの距離 : 約 230m

線 源 形 状 : 四角柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果 : 約 0.0027mSv/年

(ケース2)

貯 蔵 容 量 : 約 4,200m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 1,400m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 3m

表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時 (未保管)

遮 蔽 : コンクリート壁 : 高さ 約 3m, 厚さ 約 120mm, 密度 約 2.1g/cm<sup>3</sup>

評価点までの距離 : 約 240m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果 : 約 0.0193mSv/年

b. 一時保管エリアA2

一時保管エリアA2は、高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース1と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース2により運用する。

(ケース1)

貯 蔵 容 量 : 約 4,700m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 1,500m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 4m

表 面 線 量 率 : 30mSv/時 (未保管)

遮 蔽 : 側面 (東側以外)

土嚢 : 高さ約 3m, 厚さ約 1m, 密度約 1.5g/cm<sup>3</sup>

高さ約 1m, 厚さ約 0.8m, 密度約 1.5g/cm<sup>3</sup>

コンクリート壁 : 高さ約 3m, 厚さ約 120mm, 密度約 2.1g/cm<sup>3</sup>

鉄板 : 高さ約 1m, 厚さ約 22mm, 密度約 7.8g/cm<sup>3</sup>

側面 (東側)

土嚢 : 厚さ約 0.8m, 密度約 1.5g/cm<sup>3</sup>

鉄板 : 厚さ約 22mm, 密度約 7.8g/cm<sup>3</sup>

上部

土嚢 : 厚さ約 0.8m, 密度約 1.5g/cm<sup>3</sup>

鉄板 : 厚さ約 22mm, 密度約 7.8g/cm<sup>3</sup>

評価点までの距離 : 約 210m

線 源 形 状 : 四角柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果 : 約 0.0050mSv/年



(ケース2)

貯 蔵 容 量 : 約 7,400m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 2,500m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 3m

表 面 線 量 率 : 0.005mSv/時 (未保管)

遮 蔽 : コンクリート壁 : 高さ 約 3m, 厚さ 約 120mm, 密度 約 2.1g/cm<sup>3</sup>

評価点までの距離 : 約 220m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果 : 約 0.0189mSv/年

c. 一時保管エリアB

①エリア1

貯 蔵 容 量 : 約 1,900m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 600m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 3m

表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時

評価点までの距離 : 約 260m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果 : 約 0.0114mSv/年

②エリア2

貯 蔵 容 量 : 約 1,200m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 400m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ : 約 3m

表 面 線 量 率 : 0.01mSv/時

評価点までの距離 : 約 310m

線 源 形 状 : 円柱

か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果 : 約 0.0042mSv/年

d. 一時保管エリアC

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し、その結果を基に比例計算によって、保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯 蔵 容 量：約 40,000m<sup>3</sup>（内，保管済約 28,000m<sup>3</sup>，未保管約 12,000m<sup>3</sup>）  
エ リ ア 面 積：約 13,400m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ：約 3m  
表 面 線 量 率：約 0.01mSv/時（保管済），0.1 mSv/時（未保管），0.05mSv/時  
（未保管）  
評価点までの距離：約 310m  
線 源 形 状：円柱  
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果：約 0.5256mSv/年（全て 0.1mSv/時として評価した場合）

- ・保管済約 28,000m<sup>3</sup>  
評価結果：約 0.0368mSv/年
- ・未保管約 9,000m<sup>3</sup>（0.1mSv/時）  
評価結果：約 0.1183mSv/年
- ・未保管約 3,000m<sup>3</sup>（0.05mSv/時）  
評価結果：約 0.0198mSv/年

#### c. 一時保管エリアD

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算によって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯 蔵 容 量：約 3,000m<sup>3</sup>（内，保管済約 2,400m<sup>3</sup>，未保管約 600m<sup>3</sup>）  
エ リ ア 面 積：約 1,000m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ：約 3m  
表 面 線 量 率：約 0.09mSv/時（保管済），0.5mSv/時（未保管）  
評価点までの距離：約 540m  
線 源 形 状：円柱  
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果：約 0.0272mSv/年（全て 0.5mSv/時として評価した場合）

- ・保管済約 2,400m<sup>3</sup>  
評価結果：約 0.0038mSv/年
- ・未保管約 600m<sup>3</sup>  
評価結果：約 0.0055mSv/年

#### f. 一時保管エリアE 1

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算に

よって、保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯 蔵 容 量：約 10,500m<sup>3</sup>（内、保管済約 3,200m<sup>3</sup>，未保管約 7,300m<sup>3</sup>）

エ リ ア 面 積：約 3,500m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：約 0.11mSv/時（保管済），1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 660m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果：約 0.0403mSv/年（全て 1mSv/時として評価した場合）

・保管済約 3,200m<sup>3</sup>

評価結果：約 0.0014mSv/年

・未保管約 7,300m<sup>3</sup>

評価結果：約 0.0281mSv/年

#### g. 一時保管エリア E 2

貯 蔵 容 量：約 1,800m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積：約 500m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ：約 3.6m

表 面 線 量 率：10mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 810m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果：約 0.0219mSv/年

#### h. 一時保管エリア F 1

貯 蔵 容 量：約 650m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積：約 220m<sup>2</sup>

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：約 1.8mSv/時（保管済）

評価点までの距離：約 700m

線 源 形 状：円柱

か さ 密 度：鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>

評 価 結 果：約 0.0059mSv/年

i. 一時保管エリア F 2

貯 蔵 容 量 : 約 7,500m<sup>3</sup>  
エ リ ア 面 積 : 約 1,500m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 5m  
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管)  
評価点までの距離 : 約 690m  
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0018mSv/年

j. 一時保管エリア L

覆土式一時保管施設 1 槽毎に評価した。

貯 蔵 容 量 : 約 4,000m<sup>3</sup>×4  
貯 蔵 面 積 : 約 1,400m<sup>2</sup>×4  
積 上 げ 高 さ : 約 5m  
表 面 線 量 率 : 30mSv/時 (未保管)  
遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 1m (密度 1.2g/cm<sup>3</sup>)  
評価点までの距離 : 約 260m, 約 180m, 約 270m, 約 200m  
線 源 形 状 : 直方体  
か さ 密 度 : 鉄 0.5g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0075mSv/年, 約 0.0254mSv/年, 約 0.0059mSv/年, 約  
0.0193mSv/年

k. 一時保管エリア P 1

貯 蔵 容 量 : 約 51,000m<sup>3</sup>  
エ リ ア 面 積 : 約 17,000m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 3m  
表 面 線 量 率 : 0.1mSv/時 (未保管約 25,500m<sup>3</sup>) , 0.05 mSv/時 (未保管約  
25,500m<sup>3</sup>)  
評価点までの距離 : 約 550m  
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0303mSv/年

l. 一時保管エリア P 2

貯 蔵 容 量 : 約 7,100m<sup>3</sup>

エ リ ア 面 積 : 約 2,000m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 3.6m  
表 面 線 量 率 : 1mSv/時 (未保管)  
評価点までの距離 : 約 550m  
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 鉄 0.3g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0876mSv/年

## (2) 伐採木一時保管エリア

### i. 一時保管エリアG

#### ① エリア 1

貯 蔵 容 量 : 約 8,400m<sup>3</sup>  
貯 蔵 面 積 : 約 2,800m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 3m  
表 面 線 量 率 : 0.3mSv/時  
遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 0.7m (密度 1.2g/cm<sup>3</sup>)  
評価点までの距離 : 約 210m  
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 木 0.1g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0167mSv/年

#### ② エリア 2

貯 蔵 容 量 : 約 18,600m<sup>3</sup>  
貯 蔵 面 積 : 約 6,200m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 3m  
表 面 線 量 率 : 0.3mSv/時  
遮 蔽 : 覆土 : 厚さ 0.7m (密度 1.2g/cm<sup>3</sup>)  
評価点までの距離 : 約 270m  
線 源 形 状 : 円柱  
か さ 密 度 : 木 0.1g/cm<sup>3</sup>  
評 価 結 果 : 約 0.0097mSv/年

### j. 一時保管エリアH

貯 蔵 容 量 : 約 15,000m<sup>3</sup>  
貯 蔵 面 積 : 約 5,000m<sup>2</sup>  
積 上 げ 高 さ : 約 3m

表面線量率：0.3mSv/時

遮蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm<sup>3</sup>）

評価点までの距離：約610m

線源形状：円柱

かさ密度：木0.1g/cm<sup>3</sup>

評価結果：約0.0002mSv/年

なお、当該エリアには表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

#### k、一時保管エリア I

表面線量率がバックグラウンド線量率と同等以下の伐採木（幹根）を一時保管するため、評価対象外とする。

#### 2.2.3.5.2 雑固体廃棄物焼却設備

雑固体廃棄物焼却設備については、雑固体廃棄物と焼却灰を線源として、直接線は QAD、スカイシャイン線は、ANSI N1633 コードにて評価を行う。

遮蔽は、焼却炉建屋の建屋壁、天井のコンクリート厚さを考慮する。なお、焼却灰については、重量コンクリートによる遮蔽を考慮する。

##### 焼却炉建屋

容量：雑固体廃棄物：約2,170m<sup>3</sup>

焼却灰：約85m<sup>3</sup>

線源強度：表2.2.2-7参照

遮蔽：コンクリート（密度2.15g/cm<sup>3</sup>）300mm～700mm

重量コンクリート（密度3.715 g/cm<sup>3</sup>）：50mm

評価点までの距離：約530m

線源形状：直方体

かさ密度：雑固体廃棄物：0.134g/cm<sup>3</sup>

焼却灰：0.5g/cm<sup>3</sup>

評価結果：約0.0008mSv/年

表2. 2. 2-7 評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	5.4E-00	4.0E-02
Co-58	2.5E-02	1.9E-00
Co-60	1.5E-01	1.1E-03
Sr-89	2.1E-01	1.6E-01
Sr-90	1.3E-03	9.9E-04
Ru-103	1.9E-04	1.4E-02
Ru-106	5.0E-01	3.7E-03
Sb-124	2.8E-02	2.1E-00
Sb-125	4.7E-01	3.5E-03
I-131	5.1E-25	3.8E-23
Cs-134	4.6E-02	3.4E-04
Cs-136	3.4E-17	2.5E-15
Cs-137	1.3E-03	9.4E-04
Ba-140	2.1E-15	1.6E-13
合計	3.2E-03	2.4E-05

## 2.2.2.5.3 計算結果

敷地北エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は、各施設の最大評価値としては、瓦礫類に起因する分が約0.4731mSv/年、伐採木に起因する分が約0.0266mSv/年、雑固体廃棄物焼却設備に起因する分が約0.0008mSv/年、合計約0.51mSv/年となる。

また、平成25年3月末における敷地北エリアの評価値は、瓦礫類に起因する分が約0.4426mSv/年、伐採木に起因する分が約0.0266mSv/年、合計約0.47mSv/年となる。

## 2.2.2.6 添付資料

添付資料 1 セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の線源条件について

添付資料 2 瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の  
線源条件について

1. 概要

セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置吸着塔（KURION）の線源条件については、滞留水中の放射能濃度の低下等に伴い、吸着塔内のセシウム吸着量が運転当初から変化していることから、使用済セシウム吸着塔側部の線量率の実測値に基づき、実態を反映した線源条件とした。

2. 線源設定

当初設計では、滞留水の性状及び吸着材の吸着性能から、吸着塔あたりの放射能濃度を表 1 に示すように推定し、この場合の吸着塔側面線量率を、MCNP コードによる評価により 14mSv/時と評価した。吸着塔側部の線量率測定から、各吸着塔を、低線量吸着塔（10mSv/時未満）、中線量吸着塔（10mSv/時以上 40mSv/時未満）、高線量吸着塔（40mSv/時以上）に分類した。平成 24 年 7 月 7 日までに一時保管施設に保管した 177 本のうち、低線量吸着塔、中線量吸着塔、高線量吸着塔側部の線量率平均値がそれぞれ 5mSv/時、12.9mSv/時、95mSv/時であることから、低線量吸着塔・中線量吸着塔については、当初設計との比率に応じて、それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表 1 のように設定した。また、低線量吸着塔・中線量吸着塔の遮蔽厚が 7 インチであるのに対し、高線量吸着塔は、すべて前段の油分等除去用の SMZ スキッドから発生した 3 インチ遮蔽の吸着塔であるため、3 インチ遮蔽をモデル化して吸着塔側面線量率が 95mSv/時となるように線源条件を設定した。なお、177 塔のうち、低線量吸着塔、中線量吸着塔、高線量吸着塔がそれぞれ 106 本、63 本、8 本であり、今後の使用済吸着塔は低線量吸着塔になることが予想されることから、それぞれの吸着塔を 344 塔、172 塔、20 塔とした。

表 1 セシウム吸着装置吸着塔の線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
当初設計吸着塔	約 $6.0 \times 10^{11}$	約 $1.1 \times 10^{12}$	約 $7.3 \times 10^{11}$	14（計算値）
低線量吸着塔	約 $2.2 \times 10^{11}$	約 $4.1 \times 10^{11}$	約 $2.6 \times 10^{11}$	5
中線量吸着塔	約 $5.6 \times 10^{11}$	約 $1.1 \times 10^{12}$	約 $6.7 \times 10^{11}$	12.9
高線量吸着塔	約 $3.8 \times 10^{13}$	約 $7.2 \times 10^{13}$	約 $4.6 \times 10^{13}$	95



### 3. 線源設定の保守性

平成 24 年 7 月 7 日までに一時保管施設に保管した 177 本のうち、平成 23 年 6 月から 9 月、平成 23 年 10 月から 12 月、平成 24 年 1 月から 3 月、平成 24 年 4 月から 6 月に発生した使用済吸着塔の低線量吸着塔、中線量吸着塔、高線量吸着塔の割合を図 1 に示す。平成 23 年 6 月の運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが、滞留水中の放射能濃度低下に伴い、低線量吸着塔の割合が高くなっている。高線量吸着塔は平成 24 年の運転では発生しておらず、中線量吸着塔も直近ではほとんど発生していないことから、今後は高線量吸着塔が発生せず、ほとんどが低線量吸着塔であると予想される。また、図 2 に示すように、発生時期が遅いほど表面線量率が低下しており、これまでに発生した吸着塔の側面線量率の平均値を基に今後の発生分も含めて線源設定することは、保守的と言える。

運用にあたっては、各々の平均値が設定条件を超えないように管理を行う。

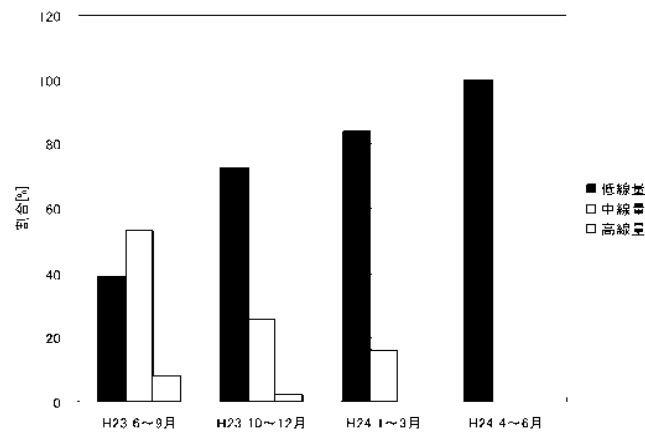


図 1 一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期による割合の変化

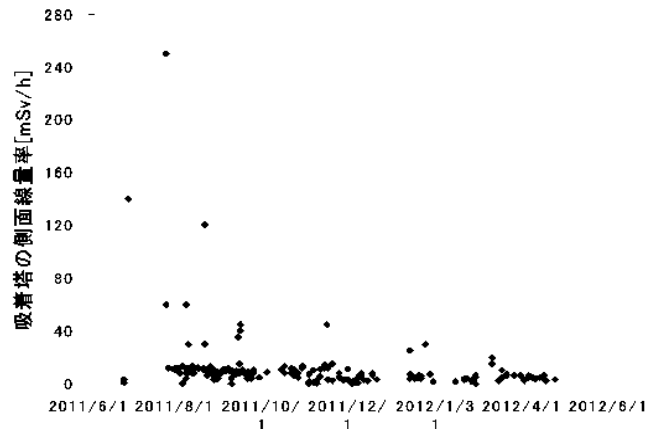


図 2 一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期と表面線量率分布

## 瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

敷地周辺における線量評価のうち、瓦礫類および伐採木一時保管エリアからの放射線に起因する実効線量を評価するため、各エリアの線源形状をモデル化し、MCNPコードを用いて評価している。

一時保管エリアのうち、保管される廃棄物の形状が多様で、一時保管エリアを設定する時点で、線源の規模は確定できるが線源形状が変動する可能性がある一時保管エリアについては、線源形状を円柱にモデル化した評価を行った。(図1)

なお、円柱にモデル化している一時保管エリアについては、保管完了後に実績を反映し、線源を実態に近い形状にモデル化した詳細な評価を行うこととする。対象となる一時保管エリアを表1に示す。

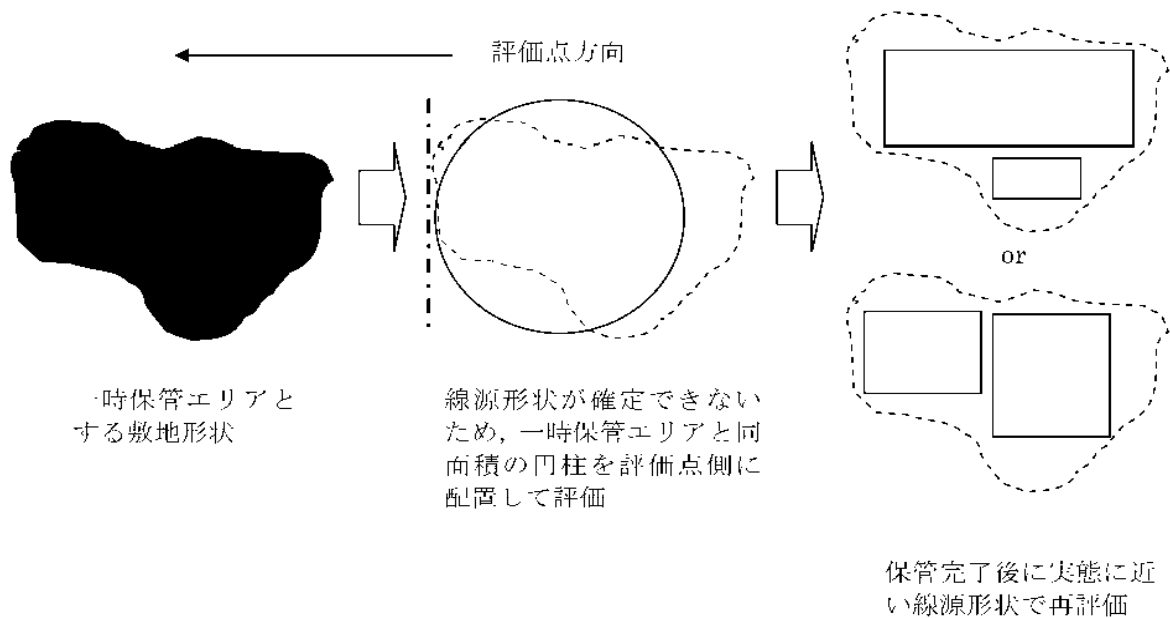


図1 線量評価イメージ

表 1 詳細評価実施エリア

エリア名称
一時保管エリア A 1 (ケース 2)
一時保管エリア A 2 (ケース 2)
一時保管エリア B
一時保管エリア C
一時保管エリア D
一時保管エリア E 1
一時保管エリア E 2
一時保管エリア F 1
一時保管エリア F 2
一時保管エリア G
一時保管エリア H
一時保管エリア J
一時保管エリア N
一時保管エリア O
一時保管エリア P 1
一時保管エリア P 2
一時保管エリア Q
一時保管エリア R
一時保管エリア S
一時保管エリア T
一時保管エリア V
一時保管エリア W

### 2.2.3 線量評価のまとめ

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等により、一般公衆が受ける実効線量は、平成 25 年 3 月において、気体廃棄物放出分で約 0.03mSv/年、敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.91mSv/年（敷地を 4 つに分けたエリアのうちで実効線量が最大となるエリアの評価値：敷地南西エリア）となり、合計約 0.94mSv/年であることから 1 mSv/年未満を満足する。

平成 25 年 4 月以降、貯留設備（タンク類）の運用により、気体廃棄物放出分で約 0.03 mSv/年、敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 7.8mSv/年（敷地を 4 つに分けたエリアのうちで実効線量が最大となるエリアの評価値：敷地南エリア）となり、合計約 7.8mSv/年となる。多核種除去設備の稼働により RO 濃縮水量を低減させ、可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。また、短期的には、放射能濃度の高い RO 濃縮水を敷地境界から離れたタンクに移送することにより線量低減を図ることも検討し、対策が可能であれば評価の見直しを実施する。

なお、各施設及び各エリアの敷地境界における評価値を図 2.2.3-1 に示す。

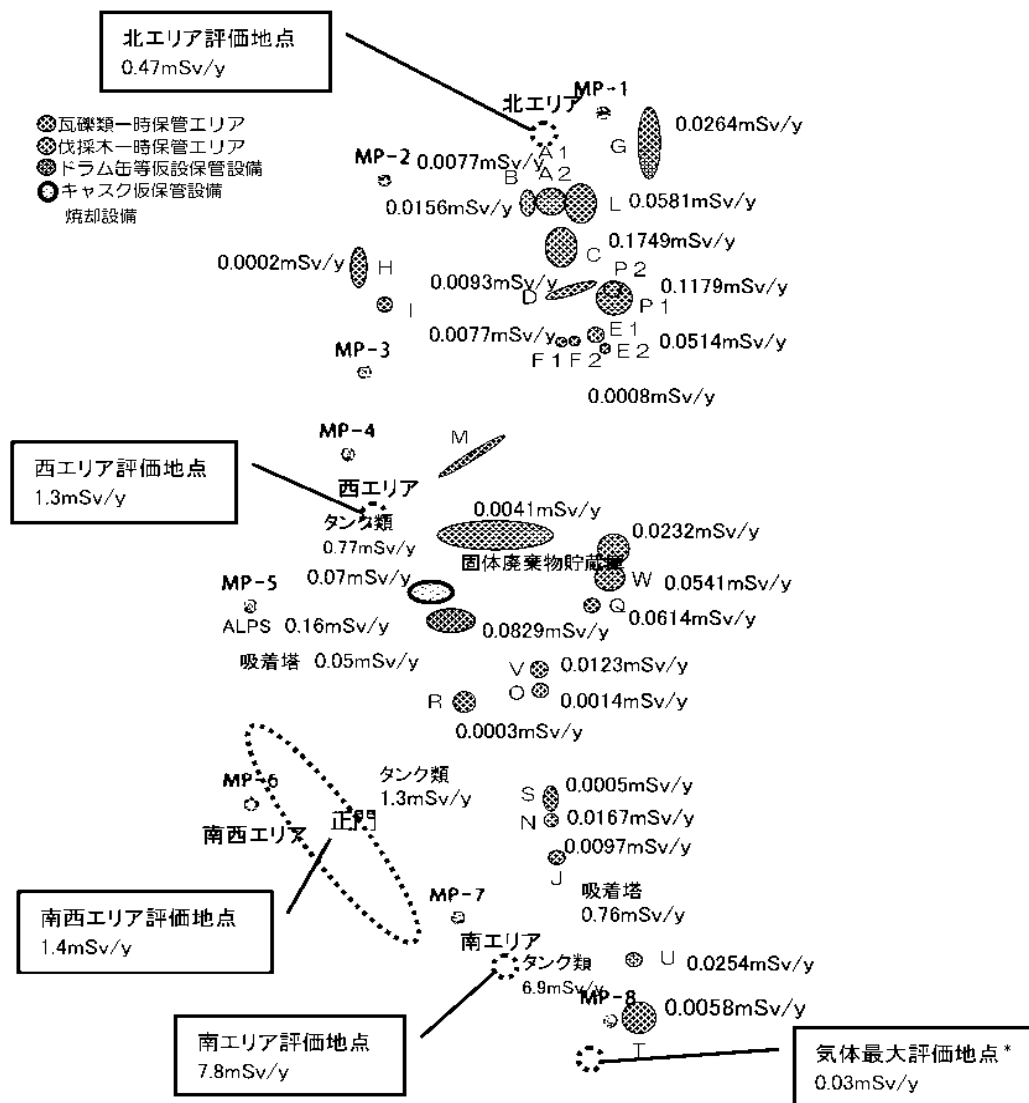


図2. 2. 3-1 各施設及び各エリアの敷地境界における評価値

\*: 1～3号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は極めて少ないと考えられるため、1～3号機原子炉建屋からの放出量により評価

#### 2.2.4 事故当初に放出された放射性物質の影響について

平成 25 年 4 月 2 日のモニタリングポスト指示値及び遮へい壁外側の空間線量率と年間換算値（8760 時間）を表 2. 2. 4-1 に示す。

最も低い敷地北側の MP-1 においても年間約 26mSv であり、これは 2.2.3 までは評価した追加的な放射性物質の放出に起因する実効線量及び各施設からの直接並びに散乱放射線による実効線量を大きく上回っている。また、空気中の放射性物質濃度も、追加放出分の評価値が約  $1.4 \times 10^{-9}$  Bq/cm<sup>3</sup> に対し、西門におけるダストサンプリング結果が  $10^{-7}$  Bq/cm<sup>3</sup> と 2 桁程度高い値となっており、過去に沈積した放射性物質が再浮遊しているものと考えられる。

これらのことから、現状は事故当初に放出し、沈積した放射性物質の影響が支配的であり、今後敷地周辺で居住するに当たっては、既に沈積した放射性物質の除去がより重要であることを示している。

表 2. 2. 4-1 モニタリングポストの指示値及び  
遮へい壁外側の空間線量率と年間換算値

	指示値 ( $\mu$ Sv/h)	年間換算値 (mSv/年)	遮へい壁外側の 空間線量率 ( $\mu$ Sv/h)	年間換算値 (mSv/年)
MP-1	3.0	約 26		
MP-2	5.5	約 48	—	—
MP-3	6.6	約 58		
MP-4	5.9	約 52	—	—
MP-5	6.2	約 54	—	—
MP-6	2.4	—	15	約 131
MP-7	5.5	—	40	約 350
MP-8	3.9	—	50	約 438

### 3 放射線管理に係る補足説明

#### 3.1 放射線防護及び管理

##### 3.1.1 放射線防護

###### 3.1.1.1 概要

地震、津波、水素爆発に伴い、1～4 号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5、6 号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については、損壊の程度は少ないものの、管理区域出入口などが損壊状態にある。また、大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により、従来、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め、周辺監視区域全体が、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質濃度、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について、管理区域に係る値を超えている。これらのことから、現状、周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域に設定する。このため、従来の区域を限定して遮へい設備や換気空調系を用いて行ってきた放射線防護を同様にを行うことは難しい状況となっている。また、これら発電所敷地に飛散した放射性物質については、作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

免震重要棟においては、放射線業務従事者等が常時滞在することを考慮し、遮へい設備を設置する等して線量を低減し、また換気空調系を設置する等により、非管理区域又は放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。なお、飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においても換気空調系を設置する等により、放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。

以上を踏まえて、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すべく以下のとおり放射線防護の措置を行う。

発電所敷地に飛散した放射性物質については、さらなる汚染の拡大を防止すべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管を行うとともに、それらの線源に対して適切な遮へい設備の設置を検討していく。

また、現状の管理対象区域について、放射線業務従事者の滞在時間等を考慮して、エリアの区画や換気空調系の設置により、放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域等とするよう措置を行う。

### 3.1.1.2 基本方針

放射線防護は、以下の基本方針に基づき措置する。

- ①遮へい設備、換気空調系等により発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すること
- ②今後の復旧作業において異常時も含め放射線業務従事者が所要の対応を行えること

### 3.1.1.3 具体的方法

#### (1) 全般

##### a. 周辺の放射線防護

原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマについては、敷地境界で原子炉施設からの放射性物質の追加放出による線量と合算した線量が年間 1mSv を上回っている。よって、上記の線量が年間 1mSv を下回るようにするべく、遮へい設備等の措置を行う。

##### b. 放射線業務従事者等の放射線防護

発電所の事故対応等の業務において放射線防護設備は、放射線業務従事者が受ける線量等が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにすることはもちろん、放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低くするように、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じる。

##### c. 異常時の放射線業務従事者の放射線防護

異常時においても放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように、放射線防護上の措置を講じる。

#### (2) 中央制御室及び免震重要棟

1～4 号機の中央制御室については、水素爆発等の影響により汚染し、また線量が比較的高く常時滞在することが好ましくない状況であることから、現在は必要最小限のパラメータの監視を行うべく、一定の頻度で立入している状況である。代わってプラント状態の監視等の作業を免震重要棟で行う。

よって、免震重要棟では放射線業務従事者等が常時滞在していることから、被ばく低減のため、免震重要棟に遮へい等の措置を講じる。

なお、5 号及び 6 号機の中央制御室については、既設の遮へい設計は維持されているものとするが、換気については、放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とし



て設定できるよう、既設の換気空調設備に加え、「3.1.2.3 発電所における放射線管理」に示す汚染のおそれのない管理対象区域としての措置を行う。中央制御室換気系のうち、非常用のチャコールフィルタを用いて換気を行う場合には、原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において必要な総合除去効率（30%以上）を満足できるよう、設置から1年を超えない範囲で、チャコールフィルタの仕様や使用実績を踏まえた技術的評価に基づき、総合除去効率を試験により確認する。

### (3) 遮へい設備

遮へい設備については従前より設置している原子炉遮へい壁等のうち1号、3号及び4号機について水素爆発の影響により二次遮へい壁が損壊する等、既存設備の機能の一部が喪失している。今後、建屋内線源からの線量を低減すべく、機能確認・復旧を行うが、これらの遮へい壁が設置されている箇所雰囲気線量が高いこと等から、作業エリアの線量率及び滞在時間を考慮し、必要に応じて一時的遮へいを用いる。また、事故対応等の業務において稼働している高レベル放射性汚染水処理設備及び全域が汚染した発電所敷地内から収集・保管された瓦礫等を貯蔵する施設からの線量が比較的高い状況となっている。さらに、1号、3号及び4号機の使用済燃料の取扱設備については、水素爆発等により設備が損傷していると考えられる。

なお、2号、5号及び6号機の設備や固体廃棄物貯蔵庫等の共用設備については、従前の遮へい設計が維持されているものと考えている。

以上を踏まえ、既存設備、高レベル放射性汚染水処理設備及び瓦礫等を貯蔵する施設からの発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すべく、必要に応じて既存の遮へい設備を復旧するか新たに設置する。

また、遮へい設備の有無に関わらず、管理対象区域内の管理として、放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所については、放射線業務従事者に当該場所を周知し、特に放射線レベルが高い場所においては、必要に応じてロープ等により人の立入制限の措置を行う。また、作業管理として、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減すべく、必要に応じて一時的遮へいを用い、作業環境の改善に努める。1号、3号及び4号機の二次遮へい壁の損壊箇所についても、当面の復旧が困難であるため同様の措置を行う。

なお、免震重要棟においては、放射線業務従事者等が常時滞在していることから、被ばく低減のため、遮へいを行う。

### (4) 換気空調系

既設建屋内の換気空調系は現在機能していないが、建屋内への入域の頻度及びエリアが限られていることから、現状は、換気空調系であらかじめ建屋内の空気中の放射性物質濃度を低減する代わりに放射線防護具装備を活用することにより、建屋内の空気中に浮遊し

ている放射性物質の取り込みや壁面に付着している放射性物質の身体への付着を低減する。また、地震発生以降で新たに設置する建屋内についても同様の措置を講じる。

なお、5号及び6号機については、原子炉建屋及びサービス建屋について建屋換気系が運転しており、換気が行われている状況にある。

今後、既設建屋及び地震発生以降に新たに設置する建屋においては、建屋内への入域の頻度の多さ、入域するエリアの拡大度合い及び建屋内の放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度の状況を考慮して、必要に応じて上記の管理的手段から換気空調系による屋内雰囲気管理に移行できるよう検討をすすめる。

また、今後設置する建屋についても、既設建屋と同様に入域の頻度の多さ等を考慮し、上記の管理的手段もしくは換気空調系による屋内雰囲気管理を行う設計とする。

なお、既存の換気空調系の復旧を行う場合は、ペント時に系統内に付着するなどした放射性物質の新たな放出を低減する措置を講じる。

免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においては、換気空調により、放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として設定できるよう措置を行う。

なお、各換気空調系のフィルタは、点検及び交換することができる設計とする。

#### (5) その他の放射線防護措置

##### a. 機器の配置

放射線レベルの高い区域は、原則として区画するとともにその入口には迷路又は遮へい扉を設ける。なお、これらの措置を行うことが難しい場合は、当該区域を周知する等により不要に近づかないような措置を講じる。

また、操作頻度の高い制御盤等は、低放射線区域に配置する。

##### b. 遠隔操作

地震発生以降、発電所敷地全域で通常時に比べ高い放射線レベルが測定されているが、その中でも特に放射線レベルの高い1～3号機の原子炉建屋周辺等については、特に不必要な被ばくを防止する必要がある。よって、そのような放射線レベルが高い区域での作業に当たっては、必要に応じて放射線源の低減に努めることはもちろんのことロボットの活用、操作等の遠隔化により不必要な放射線被ばくを防止する措置を講じる。

##### c. 放射性物質の漏えい防止

現状、原子炉冷却材が原子炉圧力容器から漏えいしており、原子炉建屋等に滞留している状況であるが、これらの汚染水を処理するとともに原子炉注水する系統においては系外へ漏えいしにくくなるよう措置を講じる。

今後、その他の既存設備の復旧、若しくは新規設備の設置にあたっては放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

#### d. 汚染拡大の防止

地震発生以降、発電所敷地は外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質濃度、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について、管理区域に係る値を超えており、そのうち免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域といった放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域については、立ち入り者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにしている。

今後とも、放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域については、上記の通りスクリーニングを行うことで、汚染拡大防止の措置を講じる。

また、発電所敷地に飛散した放射性物質については、作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

これら発電所敷地に飛散した放射性物質については、さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管の措置を講じる。

### 3.1.2 放射線管理

#### 3.1.2.1 概要

地震、津波、水素爆発に伴い、1～4号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5、6号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については、損壊の程度は少ないものの、管理区域出入口などが損壊状態にある。このため、これらの管理区域境界については、区画物による区画・放射線等の危険性に応じた立入制限等が行うことができない状況にある。

また、大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により、従来、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め、周辺監視区域全体が、外部線量に係る線量、空気中放射性物質の濃度、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について、管理区域に係る値を超えている。このため、管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合に、その者の身体及び衣服、履物

等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が管理区域に係る値を超えていないことの確認ができない状況にある。

これらのことから、現状、周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域を設定している。管理対象区域では、周辺監視区域と同一のさく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて、人の立入制限等の措置を講じている。また、管理対象区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合の表面汚染検査は、管理対象区域の境界に出入管理設備を設けて、原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成 23 年 9 月 16 日付・原子力非常災害対策本部長通知及び最新の通知、以下「スクリーニングレベル」という。具体的には  $40\text{Bq}/\text{cm}^2$ （13,000cpm 相当）である。）を超えないことを確認している。なお、管理対象区域に立ち入る者は放射線業務従事者と一時立入者とする。個人被ばく管理については、放射線業務従事者が管理対象区域で作業を行う場合には、放射線測定器を着用させ、外部被ばくによる線量当量の評価を行っている。また、内部被ばくについては、原則としてホールボディカウンタによる体外計測法などで定期的及び必要の都度、評価を行っている。

管理対象区域のうち管理区域については、現状の放射線レベルに応じて再区分するとともに、今後、立入制限等必要な措置を順次講じていく。管理対象区域のうち管理区域を除く区域については、放射線レベルを低下していくためには、長い期間を要することから、今後、管理対象区域内の除染等を検討し、実施する。詳細は、「3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染」参照。

#### 3.1.2.2 基本方針

- ① 現存被ばく状況において、放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、今後、新たに設備を設置する場合には、遮へい設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。また、事故後、設置した設備においても、放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、必要な設備の改良を図る。
- ② 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、周辺監視区域全体を管理対象区域として設定して、立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中もしくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視して、その結果を管理対象区域内の諸管理に反映するとともに必要な情報を免震重要棟や出入管理箇所等で確認できるようにし、作業環境の整備に努める。
- ③ 放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とし、被ばく歴を把握し、常に線量を測定評価し、線量の低減に努める。また、放射線業務従事者を除く者であって、放射線業務従事者の随行により管理対象区域に立ち入る者等を一時立入者とする。

さらに、各個人については、定期的に健康診断を行って常に身体的状態を把握する。

- ④ 周辺監視区域を設定して、この区域内に人の居住を禁止し、境界に柵または標識を設ける等の方法によって人の立入を制限する。
- ⑤ 原子炉施設の保全のために、管理区域を除く場所であって特に管理を必要とする区域を保全区域に設定して、立入りの制限等を行う。

### 3. 1. 2. 3 発電所における放射線管理

#### (1) 管理対象区域、管理区域、保全区域及び周辺監視区域

##### a. 管理対象区域

周辺監視区域全体が外部線量に係る線量、空气中放射性物質の濃度、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について、管理区域に係る値を超えるか、又は、そのおそれがあるため、管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域を設定する。管理対象区域は、管理区域と管理区域を除く区域に分けられる。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については、外部線量に係る線量、空气中放射性物質の濃度、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について、管理区域に係る値を下回るよう、必要の都度、遮へいにより線量当量率を下げ、又は除染により線量当量率及び表面汚染密度を下げていく。

##### b. 管理区域

外部線量に係る線量、空气中放射性物質の濃度、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について、管理区域に係る値を超えるか、又は、そのおそれのある区域である。

管理区域境界の人物搬出入口などが開放状態にあることや管理区域境界においても放射線レベルが高いことから、管理区域に求められる管理区域内の管理、物品の出入管理ができていないが、今後、順次、修復し、管理区域に求められる要件を満足するようにする。また、管理対象区域のうち管理区域を除く場所において、除染等を行っても管理区域に係る値を下回るようにすることが困難な場合には、管理区域に求められる措置を適切に講じた上で管理区域を設定する。

##### c. 保全区域

「実用発電用原子炉<sup>i</sup>の設置、運転等に関する規則」(第1条)に基づき、原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域であって、管理区域を除く区域を保全区域とする。

##### d. 周辺監視区域

外部放射線に係る線量、空气中もしくは水中の放射性物質濃度が、「実用発電用原子炉<sup>i</sup>の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」(第3条及び第9条)

に定められた値を超えるおそれのある区域が周辺監視区域であるが、放出により沈着した放射性物質が広域に広がってしまっており、周辺監視区域を線量限度に基づき設定することが困難であるため、管理上の便宜も考慮して図3. 1-1に示すように周辺監視区域を設定する。

## (2) 管理対象区域内の管理

管理対象区域については、次の措置を講じる。

- ① 管理対象区域は当面の間、周辺監視区域と同一にすることにより、さく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識等を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて、人の立入制限等を行う。

管理対象区域内の線量測定結果を放射線業務従事者の見やすい場所に掲示する等の方法によって、管理対象区域に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。特に放射線レベルが高い場所においては、必要に応じてロープ等により人の立入制限を行う。

- ② 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。ただし、飲食及び喫煙を可能とするために、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が、法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域を設ける。なお、設定後は、定期的な測定を行い、この区域内において、法令に定める管理区域に係る値を超えるような予期しない汚染を床又は壁等に発見した場合等、汚染拡大防止のための放射線防護上必要な措置等を行うことにより、放射性物質の経口摂取を防止する。

- ③ 管理対象区域全体にわたって放射線のレベルに応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させる。今後、必要の都度管理対象区域内を除染し、表面汚染密度を下げしていく。なお、管理対象区域内において全面マスク着用省略可能エリアは以下の条件に合致する場合に設定する。

- ・ 全面マスク着用省略可能エリアの空气中放射性物質濃度を測定し、マスク着用基準を下回っていること。ただし、作業による放射性物質の舞い上がりを考慮し、全面マスク着用省略可能エリアで作業する場合は、念のため使い捨て防塵マスク（除染電離則を参考にして、地表面の上砂の放射能濃度の基準を下回る場合は、サージカルマスクも使用可）を着用すること。
- ・ 新規に建屋やタンク等を建設する作業エリアは、基礎工事で、表土をすきとり、碎石又はコンクリートを敷設した後に全面マスク着用省略可能エリアを設定すること。
- ・ 原子力格納容器ガス管理設備による未臨界監視を行い、不測の事態が生じた場合には、全面マスク着用を指示するため、一斉放送が聞こえる場所かPHSによ

る連絡が可能な場所であること。

- ④ 管理対象区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度についてスクリーニングレベルを超えないようにする。管理対象区域内において汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に人が立ち入り、又は物品を持ち込もうとする場合は、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにする。
- ⑤ 管理対象区域内においては、除染や遮へい、換気を実施することにより外部線量に係る線量、空気中放射性物質の濃度、及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について、管理区域に係る値を超えるおそれのない場合は、人の出入管理及び物品の出入管理に必要な措置を講じた上で、管理対象区域として扱わないこととする。

また、管理対象区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるので、これらのことを考慮して適切な管理を行う。

管理対象区域のうち管理区域については、地震、津波、水素爆発に伴い、1～4号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5、6号機原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については、損壊の程度は少ないものの、管理区域出入口などが損壊状態にある。このため、他の場所との区別・放射線等の危険性の程度に応じた人の立入制限等の措置は、管理対象区域で講ずる措置と同一とする。

#### a. 線量等の測定

放射線業務従事者等の線量の管理が、容易かつ確実に行えるようにするため放射線測定器により、管理対象区域における放射線レベル等の状況を把握する。

##### (a) 外部放射線に係る線量当量の測定

##### ① エリア放射線モニタによる測定

管理対象区域内で運転操作、監視、点検等のために人が駐在する場所に、エリア放射線モニタを設置し、放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から放射線レベルの連続監視を行う必要があるが、既設建屋内のエリア放射線モニタは、津波による水没や爆発による故障、建屋内の線量が高いためエリア放射線モニタの健

全性を確認していない。

放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から、放射線業務従事者の立入頻度を考慮し、放射線レベルの連続監視を行う必要性を踏まえ、エリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討を行う。

#### ②サーベイメータによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリア（ただし、一時保管エリアが解除されるまでの間）については、定期的あるいは必要の都度サーベイメータによる外部放射線に係る線量率の測定を行う。

測定した結果は、測定点、測定日時、測定結果を記入したサーベイマップを作成し、放射線業務従事者の、見やすい場所に掲示する等の方法によって、管理対象区域内に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。

### (b) 空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定

管理対象区域内において、放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的あるいは必要の都度空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を測定する。

#### ① 排気モニタによる測定

排気モニタにより建屋内の空気中の放射性物質の濃度を監視する。放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は、免震重要棟又は中央制御室（5、6号機）において警報を出し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

#### ② サンプルングによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリア（ただし、一時保管エリアが解除されるまでの間）について、サンプルングにより空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を定期的及び必要の都度行う。

### (c) 系統内の放射能測定

施設が正常に運転されていることを確認するため、系統内の気体及び液体の放射性物質の濃度を測定する。

#### ① プロセス放射線モニタによる測定

プロセス放射線モニタは、空気中又は水中の放射性物質の濃度を監視し、放射能レベルが、あらかじめ設定された値を超えた場合は、免震重要棟又は中央制御室（5、6号機）において警報を出し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。なお、警報は異常の早期発見が可能な値を定める。



② サンプルングによる測定

主な系統については、定期的及び必要の都度サンプルングにより放射性物質の濃度を測定する。

b. 人の出入管理

(a) 管理対象区域（管理区域を含む）への立入制限

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ必要な場合に限るものとする。なお、管理対象区域（管理区域を含む）への立入制限は、出入管理箇所において行う。

(b) 出入管理の原則

管理対象区域（管理区域を含む）の出入管理の原則は次のとおりとする。

- ① 管理対象区域（管理区域を含む）の出入りは、出入管理箇所を経由して行う。
- ② 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者には、出入管理箇所で所定の保護衣類を配備して着用させる。また、出入管理箇所または免震重要棟において所定の放射線測定器を配備して着用させる。
- ③ 管理対象区域及び管理対象区域のうち管理区域から退出した者には、サーベイメータ等によって表面汚染検査を行わせる。  
管理対象区域内のうち、汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に立ち入る者には、その出入口においてサーベイメータ等によって表面汚染検査（予め管理区域に係る値を超えないことを確認した場合は除く）を行わせる。
- ④ 出入管理箇所では、管理対象区域（管理区域を含む）の人の出入りを監視する。

(c) 管理対象区域（管理区域を含む）内での遵守事項

- ① 指定された場所以外では、飲食及び喫煙を禁止する。
- ② 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は、直ちに必要箇所へ連絡させ、その指示に従わせる。

c. 物品の出入管理

管理対象区域への物品の持込み及び持出しは、出入管理箇所を経由して行う。なお、管理対象区域のうち管理区域内への物品の出入管理は、管理対象区域における物品の出入管理で実施している管理と同一である。

管理対象区域から物品を持ち出す場合には、スクリーニングレベルを超えないことを確認する。

なお、当社が貸与する下着類のうち再使用可能なものについては、これまで福島第一原

子力発電所の管理区域に設置する洗濯設備で洗浄し再使用する運用としていたが、震災により当該設備が使用できない状況にあるため、当社福島第二原子力発電所の管理区域に設置する同等の洗濯設備で洗浄して福島第一原子力発電所で再使用することとし、この場合における管理対象区域からの当該下着類の持出しにあたってはスクリーニングレベルを超えないことを確認する。当該運用にあたっては、福島第二原子力発電所で発生する使用済保護衣類の処理に支障を来さない範囲で行うとともに、洗濯廃液系の取り扱いにおいては福島第二原子力発電所の保安規定を遵守する。

#### d. 管理対象区域内の区分

管理対象区域は、管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

管理対象区域のうち管理区域は、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域と、表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が、法令に定める管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域とに区分する。なお、放射線レベルが高く、区域区分に係る条件を満足できない場合は、管理対象区域のうち管理区域を除く区域の区域区分と同一とする。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については汚染された物の表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるまたは超えるおそれのある区域と汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とに区分する。

#### e. 作業管理

管理対象区域での作業は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として原則として次のように行う。

- ① 事前に作業環境に応じて放射線防護具類の着用、作業人数、時間制限等必要な条件を定め、放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。また、上記の作業計画において必要な条件を定めるために、事前に作業訓練やロボットの活用を行うことも考慮する。
- ② 作業前及び作業中には、必要に応じ、外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、高線量作業を識別した上で作業を行うとともに、事故後初めて立ち入る場合等必要な場合には、一時的遮へいの使用、除染等を行い、作業環境の改善に努める。
- ③ 請負業者の作業管理については、労働安全衛生法及び電離放射線障害防止規則に基づき各請負業者に実施義務があるが、東京電力の放射線業務従事者に準じて行う。具体的には、請負業者が作成する作業計画の内容を確認し、適切なものとなるよう指導する、作業計画の周知を図るよう指導する、作業現場を巡視するなどの指導または援助

を行う。

### (3) 保全区域内の管理

保全区域は、「実用発電用原子炉設置、運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき、標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要性に応じて人の立入制限等の措置を講じる。

### (4) 周辺監視区域内の管理

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき、周辺監視区域は人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者を除く者の立入りを制限する。

周辺監視区域内は、全域を管理対象区域とし、その管理については、「3.1.2.3(2) 管理対象区域内の管理」で述べる。

### (5) 個人被ばく管理

管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者の個人被ばく管理は、線量を常に測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

なお、請負業者の放射線業務従事者の個人被ばく管理については、法令に定められるものについて、東京電力の放射線業務従事者に準じて扱う。

#### a. 管理対象区域（管理区域を含む）立入前の措置

放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とする。

また、放射線業務従事者に対しては、あらかじめ次のような措置を講じる。

- ① 放射線防護に関する教育、訓練を行う。
- ② 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

#### b. 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第 6 条及び第 8 条）、及び最新の告示に定める線量限度を超えないようにする。

放射線業務従事者の 5 年間の線量のうち平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災以降から平成 23 年 3 月 31 日までの線量については、「福島第一原子力発電所で従事する労働者の被ばく線量管理等の徹底について 基発 0428 第 3 号・平成 23 年 4 月 28 日」に基づき平成 23 年度を含む定められた 5 年間の線量として線量限度を超えないようにする。

平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災以降から平成 23 年 3 月 31 日までの線量に係る「1 年間の線量が 20 ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該 1 年間を含む定められた

5年間の線量」は平成23年度を含む定められた5年間の線量とし、「放射線業務従事者が業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び定められた5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴」については、平成23年3月11日以降の経歴として記録する。

#### c. 線量の管理

放射線業務従事者の線量が、線量限度を超えないよう被ばく管理に必要な措置を講じる。

##### (a) 外部被ばくによる線量の評価

外部被ばくによる線量の測定は、原則として次のように行う。

- ① 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る場合には、警報付ポケット線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量をその日ごとに測定する。
- ② 特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて被ばくする線源や作業姿勢を考慮し適切な放射線測定器、例えば中性子線源取扱作業や $\beta$ 線被ばく作業などに関しては中性子線用固体飛跡検出器や $\beta$ 線測定用線量計等を、体幹部以外にも局所的に被ばくする箇所がある場合は当該末端部に着用させ、その都度線量の測定を行う。

##### (b) 内部被ばくによる線量の評価

内部被ばくによる線量の測定は、原則として次のように行う。

- ① 放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の評価は、ホールボディカウンタによる体外計測法又は作業環境の空気中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。
- ② ホールボディカウンタによる測定は、発電所退所時（放射線業務従事者として勤務を解除する時）並びに定期的及び必要に応じて行う。
- ③ 放射性物質の体内摂取が考えられる場合には、必要に応じてバイオアッセイを行う。

##### (c) 放射線業務従事者の線量の評価結果は、本人に通知する。

##### (d) 個人の線量の測定結果は、定期的に評価、記録するとともに以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。

なお、視察等管理対象区域（管理区域を含む）に一時的に立ち入る者については、その都度警報付ポケット線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量の測定を行うほか、必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。

#### d. 健康管理

- ① 「労働安全衛生規則」(第 44 条及び第 45 条)による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」(第 56 条),「東京電力福島第一原子力発電所における被ばく管理の徹底について 基安発 1030 号第 1 号・平成 24 年 10 月 30 日」及び最新の通知に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し,常にその健康状態を把握する。
- ② 健康診断結果及び線量の評価結果による医師の勧告等を考慮し,必要ある場合は,保健指導及び就業上の措置を講じる。
- ③ 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれがある場合は必要な応急措置をとる。



#### 3.1.2.4 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い、液体廃棄物の環境中への放出にあたっては放出毎に測定を行うことにより、厳重に管理するが、更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

##### (1) 空間放射線量等の監視

空間放射線量は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設けるモニタリングポイントに蛍光ガラス線量計を配置し、これを定期的に回収して線量を読み取ることにより測定する。

空間放射線量率は、周辺監視区域境界付近にほぼ等間隔に8箇所設置されているモニタリングポストにより測定し、連続監視を行う。

モニタリングポストは、事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため、モニタリングポストの設置場所周辺からの空間線量率の影響を低減するために必要な範囲について森林の伐採、表土の除去を行う。線量率が高い一部の設置場所については、放射性物質の異常な放出の検知を目的として検出器周りに遮へい壁を設置するが、設置場所周辺の空間線量率の変動を監視するためにサーベイメータ等により測定を行う。

##### (2) 環境試料の放射能監視

周辺環境の陸域及び海域における放射性物質濃度を比較的長寿命核種に重点を置き測定する。

陸域、海域について、それぞれ以下のモニタリングを実施し、事故時に放出された放射性物質の環境への影響及び追加の異常な放出が無いことを監視する。

###### ① 陸域

測定対象：空間線量率、放射性物質濃度

測定点：原子炉建屋周辺、敷地周辺

###### ② 海域

測定対象：海水、海底土

測定点：発電所前面海域、沿岸海域

なお、事故後に関係機関と連携して実施しているモニタリングについては、国の「総合モニタリング計画」に基づき引き続き実施する。

##### (3) 異常時における測定

放射性物質を取り扱う各施設において、放射線量率の上昇や放射性物質の漏えいが生じた場合は、確認、測定の頻度を増やして放射線監視を強化する等、適切な措置を講じる。

今後各施設において想定される異常事象に備え、異常な放出が想定された場合、陸側では、

モニタリングポストによる監視に加え、 $\gamma$ 線サーベイメータ、ダストサンブラ等を搭載したモニタリングカーにより気象データに基づき風下側において敷地周辺の空間放射線量率、空气中放射性物質濃度の測定を行い、環境への影響の範囲、程度などの推定を敏速かつ確実に行う。海側では、海水の測定頻度を増やす等して、環境への影響の範囲、程度などの推定を敏速かつ確実に行う。

### 3.1.2.5 放射線管理に用いる測定機器等

#### (1) 主要設備

##### a. 出入管理関係設備

出入管理、汚染管理のため、以下の設備を設ける。

###### (a) 出入管理設備

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは、出入管理箇所を通る設計とする。

出入管理箇所では人員、物品等の出入管理を行い、保護衣類及び放射線測定器の配備を行う出入管理設備を設ける。

###### (b) 汚染管理設備

人の出入りに伴う汚染の管理は、更衣所、退出モニタ等を設置し、汚染サーベイメータ、汚染除去用器材を備えた箇所において、管理対象区域から退出する前に表面汚染検査を行う。

##### b. 試料分析関係設備

各系統の試料等の化学分析及び放射能測定を行うために、津波・地震等による被害が比較的軽微であった5、6号機及び環境管理棟の設備を使用する。なお、化学分析設備の分析スペース及び放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができない、放射能測定設備のバックグラウンドが高く低放射能濃度試料の測定ができない状況のため、化学分析棟を設置するとともに発電所構外でも試料分析を実施している。

###### (a) 化学分析設備

放射線レベルの低減、空調設備の復旧及び分析設備の健全性確認を行い、既存の化学分析設備を使用する。なお、放射線レベルが震災前の値に戻っていないこと、分析スペースも足りないことから、新たな化学分析設備も設置する。

###### (b) 放射能測定設備

放射能測定設備のうち、 $\gamma$ 核種・全 $\alpha$ 核種・全 $\beta$ 核種・トリチウム・ストロンチウムの測定設備を使用する。なお、放射線レベルのバックグラウンドが震災前の値に戻っていないこと、放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができないことから、新たな放射能測定設備も設置する。

##### c. 個人管理用測定設備及び測定機器



個人の線量管理のため、外部放射線に係る線量当量を測定する蛍光ガラス線量計、警報付ポケット線量計等を発電所内に、内部被ばくによる線量を評価するためホールボディカウンタ等を発電所構外に備える。

なお、放射性物質の体内摂取が考えられる場合に実施するバイオアッセイについては、必要に応じて発電所構外にて実施する。

#### d. 放射線計測器の校正設備

放射線監視設備及び機器を定期的に校正し計測器の信頼度を維持するために、校正設備を設けている。本校正設備が健全であることを確認したため、今後も放射線監視設備及び機器は校正設備を用いて校正する。また、一部の放射線監視設備及び機器については、他施設に持ち込み放射線源による校正を行う。

#### e. 放射線監視

放射線監視設備は、エリア放射線モニタリング設備及び放射線サーベイ機器等からなり、次の機能を持つ。

エリア放射線モニタリング設備は、放射線レベルが設定値を超えたときは、警報を発する。

##### (a) エリア放射線モニタリング設備

既設建屋内のエリア放射線モニタが機能していない箇所については、建屋内への入域の頻度・エリアが限られていることから、入域の際に放射線業務従事者自らが周辺の放射線レベルを計測するという管理的手段により、異常の検知に努めている。

今後は、建屋内について入域の頻度の多さ、エリアの拡大を考慮して、必要に応じて上記の管理的手段から従来のエリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討をすすめていく。屋外については、敷地全域が汚染していることから、除染を行う等して放射線リスクの低減に努める。

##### (b) プロセス放射線モニタリング設備

放出監視のための放射線モニタについて、5、6号機の建屋換気排気に係るものを除いて現在機能していない状況である。放射性廃棄物の放出や建屋換気排気に係るモニタについては、機能を復旧させる必要があるが、当面、以下の設備により気体廃棄物の放出監視を行い、免震重要棟に表示する。

- ・1、2、3号機原子炉格納容器ガス管理設備
- ・1号機原子炉建屋カバー排気設備（原子炉建屋カバー設置時のみ）
- ・2号機原子炉建屋排気設備

5、6号機主排気筒・非常用ガス処理系のモニタについては、5、6号機中央制御室で表示している。

(c) 環境モニタリング設備

以下の環境モニタリング設備により発電所敷地周辺の放射線監視を行う。

① 固定モニタリング設備

敷地境界付近に設置されているモニタリングポスト8基により、連続的に空間放射線量率を測定し、免震重要棟で指示及び記録を行い、放射線レベル基準設定値を超えたときは警報を出す。また、空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリングポイントを設定し、蛍光ガラス線量計を配置する。

② 環境試料測定設備

周辺監視区域境界付近で、モニタリングポストが設置されている2箇所についてダスト放射線モニタ2基により、空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定する。敷地内で、ダストサンプラにより、空気中の粒子状放射性物質を捕集する。

③ モニタリングカー

γ線サーベイメータ、ダストサンプラ等を搭載した無線通話装置付のモニタリングカーにより、発電所敷地周辺の空間放射線量率、空気中の放射性物質濃度を敏速に測定する。

④ 気象観測設備

発電所周辺の一般公衆の線量評価に資するため、敷地内で、各種気象観測設備により、風向、風速、日射量、放射収支量などを連続的に測定する。

(d) 放射線サーベイ機器

発電所内外の必要箇所、特に放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る箇所については、外部放射線に係る線量当量率、空気中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度のうち、必要なものを定期的及び必要の都度測定する。

測定は、外部放射線に係る線量当量率については、携帯用の各種サーベイメータにより、空気中及び水中の放射性物質濃度については、サンプリングによる放射能測定により、また、表面汚染密度については、サーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

放射線サーベイ関係主要測定器及び器具は、以下のとおりである。

- ・ GM管サーベイメータ
- ・ 電離箱サーベイメータ
- ・ シンチレーションサーベイメータ
- ・ 中性子線用サーベイメータ
- ・ ダストサンプラ
- ・ ダストモニタ

(2) 主要仕様

放射線管理設備の主要仕様を以下に示す。

出入管理関係設備	1 式
・更衣所	
・退出モニタ	
試料分析関係設備	1 式
・Ge 半導体 $\gamma$ 線スペクトロメータ	
個人管理用測定設備及び測定機器	1 式
・ホールボディカウンタ	
・警報付ポケット線量計	
・蛍光ガラス線量計	
放射線監視設備	1 式
・モニタリングポスト	
・ダスト放射線モニタ（敷地境界付近）	
・モニタリングカー	
・気象観測設備	

(3) 点検・校正

出入管理関係設備，試料分析関係設備，放射線監視設備等は，定期的に点検・校正を行うことによりその機能の健全性を確認する。

### 3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染

#### 3.1.3.1 現状及び中期的見通し

事故により環境中に放出され敷地内に沈積した放射性物質の影響により、敷地内では空間放射線量率が上昇している。

敷地内に沈積した放射性物質については、現状、建屋表面や地表面への飛散防止剤の散布や建屋周辺及び建屋上部の瓦礫の撤去により、飛散（再浮遊）を抑制している。敷地内の空気中の放射性物質濃度の測定結果も低下傾向にあり、特に敷地境界付近では事故後ピーク時の約千分の1程度まで低下し、告示の濃度限度に対しても約百分の1程度となっていることから、飛散が抑制されていることが確認できる。

一方、人が常時滞在する免震重要棟内の空間放射線量率は高い状態であったが、除染、遮へいを行うことによって低減し、一部の非管理区域化（ $2.6\mu\text{Sv/時}$ 以下）を実現した。

また、敷地境界に設置し、連続的に空間放射線量率を測定しているモニタリングポストについては、事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため、十分な監視ができていない状況であったが、異常な放射性物質の放出の早期検知を目的として、当面の対策として可能な範囲で森林伐採、表土除去や遮へい壁設置による環境改善を実施している。

敷地内の作業環境改善、敷地外への飛散抑制、敷地境界付近での放射線監視の環境改善のために、敷地内の放射性物質の除去（除染）を進め、将来的には、発電所全体からの影響による敷地境界線量が $1\text{mSv/年未満}$ となることを目指す。

#### 3.1.3.2 基本的対応方針及び中期的計画

一般公衆や放射線業務従事者の被ばく線量が告示に定める線量限度を超えないことはもちろん、合理的に達成できる限り低くすることを目標とする。このため、作業員等が滞在する居室や作業場所を始めとして敷地内の除染を進める。

敷地内の建屋や土壌の放射性物質濃度や空間放射線量率の分布から、敷地内や敷地境界における評価地点の線量率への影響度合いにより、下記の基本的考え方に基づき除染実施箇所の優先順位の設定を行い、順次除染を実施していく。また、線量率低減の効果を確認し、除染方法の改善、計画の見直しを図っていく。

除染終了までの間については、瓦礫等の撤去を引き続き実施するとともに、敷地内の空気中の放射性物質濃度を確認し、必要に応じ放射性物質の除去等の飛散防止対策を行う。

#### 敷地内除染の基本的考え方

##### (1) 目的

- ・一般公衆、放射線業務従事者の被ばく線量の低減、今後の事故対応を円滑に進

めるための作業性の向上

(2) 分類

- ・執務エリア：非管理区域化を目指すエリア（免震重要棟）  
線量低減を目指すエリア（企業棟）
- ・作業エリア：多数の作業員が復旧作業に従事するエリア
- ・アクセスエリア：作業エリアへアクセスする敷地内主要道路
- ・その他エリア：森林等，1～4号機周辺を除く上記以外のエリア

(3) 優先順位

- ・基本的に，多くの作業員が立ち入る場所の線量低減を図る観点から，対象箇所を選定。
- ・執務エリアのうち，免震重要棟については，非管理区域化の早期実現のため，最優先で実施。企業棟については，各企業のニーズに応じて実施。

(4) 目標レベル

- ・執務エリア 2.6  $\mu$ Sv/時以下
- ・執務エリア以外 段階的に引き下げていく

除染方法については現時点で以下の方法が考えられるが，今後，国内外の知見や技術開発の動向に注視し，効果的な方法を検討する。除染方法の選定にあたっては必要により実験等による確認も行う。

現時点で考えられる除染方法

①建屋表面の除染

外壁に付着している放射性物質の高圧水やサンドブラスト等による除去（放射線業務従事者の線量低減）

②土壌の除染

放射性物質が沈着している表土の剥ぎ取り，天地返し（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

③森林の除染

放射性物質が付着している樹木の伐採や落葉の回収（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

④その他の除染

建屋以外の工作物や道路の舗装面等に付着，沈積している放射性物質については，再飛散の防止に配慮した方法で洗浄や集塵等を行う。（放射線業務従事者の線量低減）

⑤放射性物質により汚染された物の処理・保管管理

除染により発生した放射性物質により汚染された物について，放射性物質濃度，

性状に応じて処理し、保管管理を行う。

下記の基本工程に基づき、順次除染を進める。中期的には、プラントの安定化、安全確保の実現のための作業を進めるために、免震重要棟や敷地内の作業環境の改善を進める。

#### 基本工程

- (1) 現状の汚染状況、環境への影響度合いの調査
  - ・敷地内及び人が常時滞在する場所を調査
- (2) 実施計画の作成
  - ・基本的考え方に基づく優先順位により、エリア毎の実施計画を作成
- (3) 除染実施、低減効果の確認、除染方法の改善、計画の見直し・実施
  - ・モニタリングポスト周辺の除染を実施
  - ・執務エリア（免震重要棟等）の除染を実施
  - ・作業エリアの除染を実施
  - ・アクセスエリアの除染を実施
  - ・その他エリア（1～4号機周辺を除く）の除染を実施

#### 3.1.4 港湾内の海水、海底土及び地下水の放射性物質の低減

##### 3.1.4.1 現状

2, 3 号機取水口からの高濃度の放射性物質を含んだ水の漏えいにより、港湾内の 1～4 号機取水路前面の海水中の放射性物質濃度は、Cs-137 で 50,000 Bq/L 程度に上昇した。このため、取水口をシルトフェンスにより仕切り拡散防止を図ると共に、1～4 号機取水路前面の海水中の Cs を循環型浄化装置や繊維状吸着材浄化装置により除去している。現在は、100 Bq/L 程度までに低下してきている。

また、海底には放射性物質濃度の高い海底土が堆積しており、物揚場前では Cs-137 で 44,000 Bq/kg 程度（2012 年 7 月時点）となっている。海底土の巻き上がり等に伴う拡散の影響を低減する対策として、1～4 号機及び 5, 6 号機取水路前面の海底土の被覆を実施している。

1, 2 号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水において、放射性物質が告示濃度限度（海水中的放射性物質濃度が線量限度等を定める告示に定める周辺監視区域外の濃度限度）を上回る高い濃度で検出されており、港湾内海水中の放射性物質濃度が減少していない。

##### 3.1.4.2 基本的対応方針

港湾内の海水及び海底土については、海底土に含まれる放射性物質の拡散を防止し、港湾内の海水中の放射性物質濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度（告示濃度）を下回ることを目標とする。

地下水については、地下水を経由しての海洋汚染の拡大を抑制する措置を早急に講じるとともに、地下水のモニタリング等により汚染経路の調査を実施する。また、高濃度の汚染水が滞留している 2 号機及び 3 号機の海水配管トレンチ等については、トレンチ内の汚染水の処理、移送、止水を検討、実施していく。さらに、地下水及び港湾内の海水についてモニタリングを強化する。

##### 3.1.4.3 低減対策の基本的考え方

###### (1) 今後の検討

1～4 号機前のシルトフェンスで仕切られたエリア（取水路開渠内）では海水中的放射性物質濃度が、告示濃度を上回る値となっている。また、各号機取水口前に設置したシルトフェンスの内側と外側に濃度差が見られ、内側の濃度が高い傾向にある。汚染拡大防止という観点では、取水路開渠外や港湾外の濃度は低いレベルで推移し外洋への影響は小さくなっているものと考えられるが、告示濃度を上回るエリアが残っているため、港湾内の海水中の放射性物質のモニタリングを継続し、港湾外への影響がないことを確認する。地下水及び海水のモニタリング結果について総合的な評価を行うとともに、社外専門家による、変動要因の解明や低減対策の効果等の評価、検討を行う。

## (2)低減対策

港湾外への放射性物質の拡散防止を図るために、シルトフェンスによる取水路開渠内からの汚染拡大の抑制を維持するとともに、地下水による海洋汚染拡大を防止するために護岸付近の地盤改良、トレンチ内汚染水処理・排水及び閉塞、及び海側遮水壁を1～4号機の既設護岸の前面に設置する（詳細は、「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備 2.6 滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋」を参照）。さらに、大型船の航行に必要な水深の確保のために行う港湾内の浚渫により発生する土砂を港湾内に集積し固化土による被覆を行う。また、港湾内の海水中の放射性物質濃度低減を図るために、1～4号機取水路前面において繊維状吸着材浄化装置によるCsの除去を継続する。今後、社外研究機関等の協力を得て、海水中に安定元素が大量に存在するため現状では除去が困難なSrについて除去技術の調査を進め、現場適用可能な方法による除去計画について検討する。

地下水及び港湾内の海水におけるモニタリングは、地下水の水位等のデータの分析結果から、汚染された地下水が海水に滲れいしているものと推定したことから、図1に示す箇所について放射性物質のモニタリングを表1の項目及び頻度にて実施する。なお、今後、必要に応じて測定点及び頻度等を見直すものとする。



表1 地下水及び港湾内のモニタリング計画（分析項目、頻度）

エリア	サンプリング箇所		分析項目および頻度			
			γ線	II-3	全β	Sr-90
1～4号機 取水口付近	①	1,2号機取水口間（表層）	1回/週	1回/週	1回/週	1回/月
	②	1,2号機取水口間（下層）				
	③	1号機シルトフェンス内側	毎日	1回/週	1回/週	1回/月
	④	2号機シルトフェンス内側				
	⑤	1～4号機取水口内北側※	毎日	1回/週	1回/週	1回/月
	⑥	1号機シルトフェンス外側	毎日	—	—	—
	⑦	2号機シルトフェンス外側				
	⑧	2,3号機取水口間（表層）	1回/週	1回/週	1回/週	1回/月
	⑨	3,4号機取水口間（表層）				
	⑩	3号機シルトフェンス内側	毎日	1回/週	1回/週	1回/月
	⑪	4号機シルトフェンス内側				
	⑫	3号機シルトフェンス外側	毎日			
	⑬	4号機シルトフェンス外側				
	⑭	1～4号機取水口内南側				
港湾内	⑮	物揚場	毎日	1回/週	1回/週	1回/月
	⑯	6号機取水口前	1回/週	1回/週	1回/週	—
	⑰	港湾内北側※ <sup>2</sup>				
	⑱	港湾内東側※ <sup>2</sup>				
	⑲	港湾内南側※ <sup>2</sup>				
	㉀	港湾内西側※ <sup>2</sup>				
	㉁	港湾口※ <sup>2</sup>	1回/週	1回/週	1回/週	1回/月
南北放水口 付近	㉂	5,6号機放水口北側※ <sup>1</sup>	毎日	1回/週	1回/週	1回/月
	㉃	南放水口付近※ <sup>1</sup>	毎日	1回/週	毎日	1回/月
	㉄	港湾口東側※ <sup>2</sup>	1回/週	1回/週	1回/週	
	㉅	北防波堤北側※ <sup>2</sup>				
	㉆	南防波堤南側※ <sup>2</sup>				
陸域 (1～4号機 タービン建 屋海側)	㉇	地下水観測孔 No. 1 (追加ボーリング含む)	1回/週	1回/週	1回/週	初回のみ
	㉈	地下水観測孔 No. 2 (追加ボーリング含む)	1回/週 (2回/週)※ <sup>3</sup>	1回/週 (2回/週)※ <sup>3</sup>	1回/週 (2回/週)※ <sup>3</sup>	初回のみ
	㉉	地下水観測孔 No. 3 (追加ボーリング含む)				
	㊱	1号機サブドレン	3回/週	2回/年	2回/年	2回/年
	㊲	2号機サブドレン	3回/週	1回/月	1回/月	1回/月
	㊳	3号機サブドレン	3回/週	2回/年	2回/年	2回/年
	㊴	4号機サブドレン				

※1 海側遮水壁工事の進捗により採取場所を変更するが、当面は併行測定

※2 天候により採取できない場合あり。

※3 取水口間護岸の地盤改良対策完了までの監視強化

※4 記載の分析項目及び頻度に加え、Pu-238、Pu-239+Pu-240を1回/月測定する。

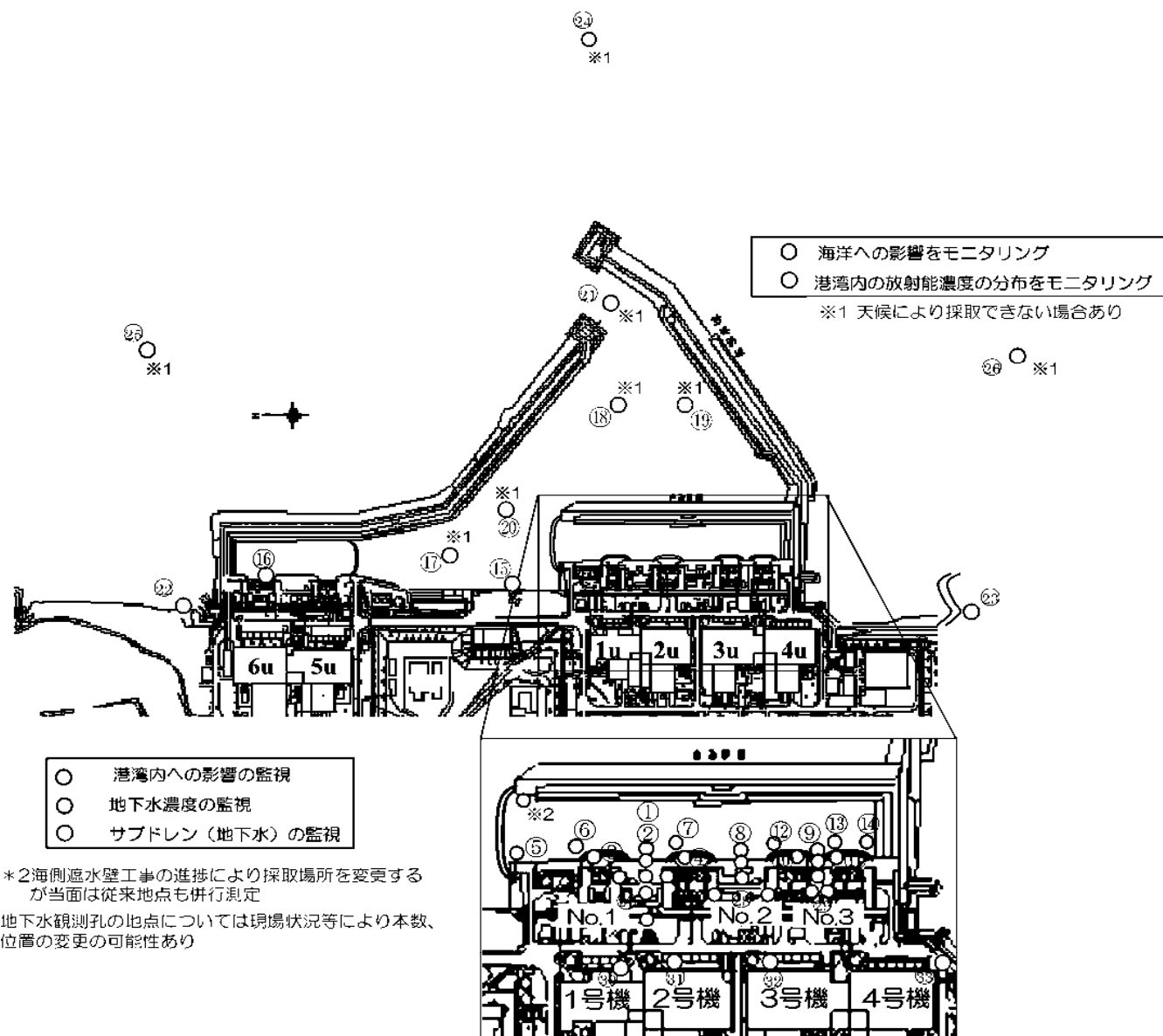


図1 地下水及び港湾内の海水モニタリング地点

#### 4 保守管理に係る補足説明

##### 4.1 保全計画策定の考え方

福島第一原子力発電所（1号機～4号機ならびに5，6号機の仮設設備）における点検・保守活動による信頼性確保として、

- ・ 高線量であること等を踏まえて可能な範囲での定期的な巡視点検やポンプの切替運転等に合わせた健全性確認、当該結果を踏まえた補修、取替等を線量も考慮の上、検討、実施する。
- ・ 上記の保守活動に加え、振動測定等の状態監視や予防保全を目的としたポンプ等の定期的な分解点検や取替等を組み合わせた保守活動を行う。
- ・ 上記の健全性確認にあたり、現場の状況等を勘案し、機器・箇所等を選択して実施する。

としており、異常検知後の早期復旧の観点から予備品、消耗品の配備に努めるとともに、これらの点検・保守活動で得られる情報や不具合等の知見については、保全計画に適宜反映する。

上記を踏まえ、保全計画の策定にあたっては、高線量雰囲気や設置されている機器があることや作業進捗により現場状況・設備が変わっていくこと、設備の供用期間等を考慮し、設備の機能維持・信頼性向上を合理的に実施するため、下記の考え方に基づき策定する。

##### （1）系統・機器の機能の重要度に応じた有効な保全方式の選定

系統の安全上重要な機能を明確にし、構成する各機器の冗長性等も考慮して、機器の故障が系統の安全機能に与える影響によって重要度を決定していく。以下の重要度に応じた有効な保全方式等を選定する。

- A. 当該機器の損傷又は故障或いは異常事態発生時に、原子炉の冷却機能、臨界防止機能、格納容器内の不活性雰囲気の維持機能および使用済燃料プールの冷却機能の喪失または機能低下、放射性物質の系外放出にただちに影響を及ぼす系統及び機器ならびに非常用電源設備
- B. 当該機器の損傷又は故障或いは異常事態発生時に、原子炉の冷却機能、臨界防止機能、格納容器内の不活性雰囲気の維持機能および使用済燃料プールの冷却機能の喪失または機能低下、放射性物質の系外放出に影響を及ぼすものであって、A以外の系統及び機器
- C. その故障がほとんど影響を及ぼさないもの

保全方式の選定にあたっては、被ばく低減の観点から、定期的な巡視点検や切替運転時の状態確認等の状態監視（CM）を積極的に取り入れることにより機器の状態把握に努めることを基本として、これまでの発電所での実績・経験等から機器の劣化及びその劣化事象の兆候の事前検知性を踏まえて、状態基準保全（CBM）又は時間基準保全（TBM）の選択をする。なお、事後保全（BDM）を選択した場合であっても、異常検知後の早期復旧の観点から可能な範囲での巡視点検等を検討する。ただし、原子炉格納容器、原子炉建屋等、高線量雰囲気でアクセス困難な箇所に設置される機器については、予備品等による状況に応じた対応を行うとともに、作業環境等の改善に応じて保全計画の見直しを行う。

## (2) 保全の改善

現在、設置している設備は使用期間が短く点検実績に乏しいこと、復旧作業等によって作業環境等が変化すること、また、策定した保全計画に基づく設備の点検結果及び状態監視結果ならびに今後得られる知見等も踏まえ、取替時期も含めた保全方式、周期の継続的な見直しを行う。

#### 4.2 5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の保守管理について

5・6号機については、建屋内へ流入する地下水により滞留水が増加している状況である。そのため、6号機原子炉建屋付属棟地下階に設置されている液体廃棄物処理系のステンレス鋼製タンクの腐食や冷温停止維持に必要な電源設備の被水について考慮し、保守管理の一環として、当該地下階滞留水の水質確認及び構内散水の放射能濃度確認を、以下の通り実施する。

##### (1) 建屋内滞留水の水質

6号機原子炉建屋付属棟地下階の一部没水している設備には、放射性廃液が貯蔵されているステンレス鋼製のタンク及び付属配管があるため、滞留水の塩化物イオン濃度を、ステンレス鋼に局部腐食が発生し得る塩化物イオン濃度（常温で500ppm程度）以下であることを定期的に確認する。

##### (2) 構内散水の放射能濃度

5・6号機の滞留水については、冷温停止維持に必要な電源設備の被水を防止するため滞留水貯留設備にて処理し、構内に散水している。構内散水は、作業前に散水可能な放射能濃度（セシウム134及びセシウム137の和が $0.01\text{Bq}/\text{cm}^3$ ）以下であることを確認後、実施する。

## IV 特定核燃料物質の防護

#### IV 特定核燃料物質の防護

本章については、福島第一原子力発電所内の特定核燃料物質の盗取等による不法な移転の防止及び妨害破壊行為の防止のための措置を講じる。

なお、講じる措置の内容については、防護措置に関する詳細な事項が含まれるため、別に管理するものとする。

## V 燃料デブリの取出し・廃炉



## V 燃料デブリの取り出し・廃材

### 1. 燃料デブリの取り出し・廃材に係わる作業ステップ

燃料デブリ等の取り出しを開始するまでに必要な作業は高線量下にある原子炉建屋内等で行なわれる。現在、炉心に注入した冷却水が圧力容器や格納容器から漏れいしている状態にあるが、漏れ箇所や格納容器・圧力容器の内部の状況が確認できていない。このため、TIP案内管を活用し燃料デブリの位置に関する情報や取り出し装置開発に必要なインプットに資する情報入手作業を試みる検討をしているが、現時点において情報を入手できていないため、燃料デブリ等を取り出すための具体的な方策を確定することは難しい状況にある。しかし、燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法が作業被ばく低減等の観点から最も確実な方法の1つであると考えていることから、まずは調査装置等を開発し、格納容器の水張りに向けた調査を行ない、止水に向けた具体的な方策を構築するものとする。また、燃料デブリの取り出し技術の開発に向けて、開発した装置を用いて格納容器内の状況調査を実施する。

なお、格納容器の水張りに向けた調査や格納容器内の状況調査にあたり、事前に遠隔操作型の除染装置等を用いて除染等を行ない作業場所の線量低減を図るものとする。

現時点で想定している燃料デブリ取り出しに係わる作業ステップは以下の通りである。本ステップについては、今後の現場調査の結果や技術開発の進捗状況等により適宜見直していく。また、廃止措置に向けて、燃料デブリの取り出し作業等によって得られる各種データの蓄積を図っていく。

- ①原子炉建屋内は高線量であるため、作業場所の線量低減が必要となる。遠隔操作型の除染装置等を用いて原子炉建屋内の線量低減を図るべく、2013年度上期から瓦礫撤去と除染・遮へい作業を実施する。
- ②線量低減後に、開発中の遠隔操作型の調査装置を用いて格納容器下部の漏れ箇所等の状況確認を実施する。線量低減に要する期間を事前に予見することは難しいが、2014年度から漏れ箇所等の状況確認ができるよう装置開発を進める。
- ③格納容器下部の漏れ箇所等の状況確認結果を踏まえ、格納容器下部の止水装置を開発し、止水・水張りを行なう。
- ④格納容器内本格調査用装置開発のためにはデータ収集が必要であるため、線量低減後に格納容器内の環境調査（アクセスルートの状況、線量、温度など）を目的に格納容器内事前調査を2013年から実施する。この事前調査で得られた情報を基に格納容器内部調査に必要な技術開発を行ない、実証終了後、本格的な内部調査を行なう。
- ⑤格納容器上部補修のための遠隔操作型の調査・補修装置を開発し、調査・補修・水張りを実施する。
- ⑥原子炉建屋コンテナ等を設置し、圧力容器の上蓋等を開放する。

- ⑦圧力容器内部の調査技術を開発し、調査を実施する。
- ⑧格納容器や圧力容器の内部調査結果等を踏まえ、燃料デブリ取り出し技術の開発、燃料デブリの臨界管理技術の開発、燃料デブリ収納缶の開発、計量管理方策の確立が完了していること等も確認した上で、燃料デブリの取り出しを開始する。

## 2. 添付資料

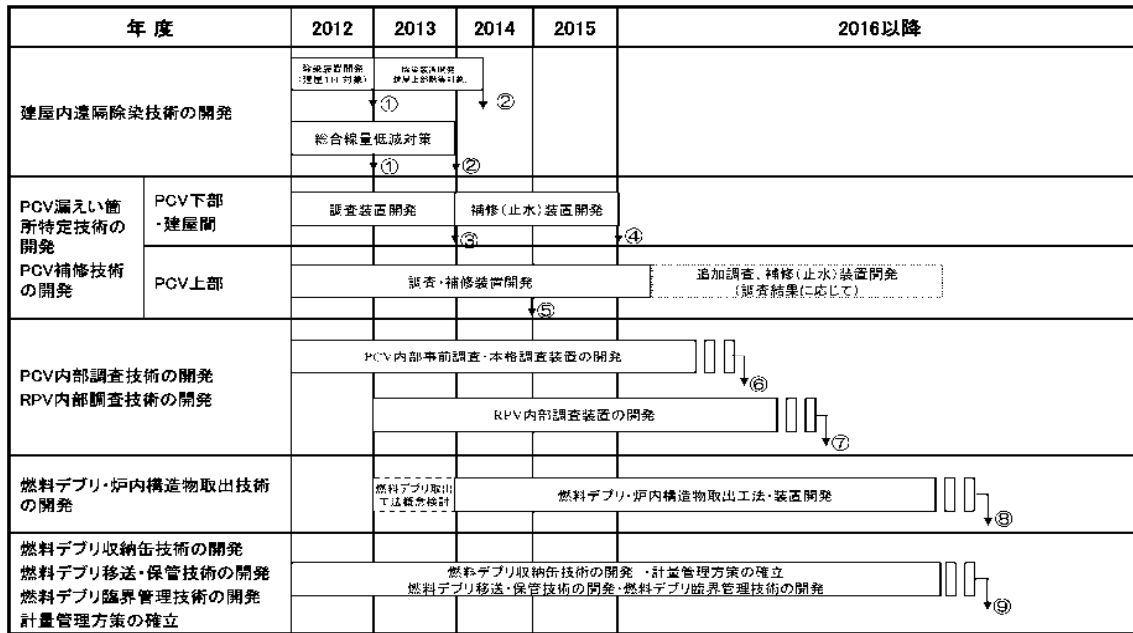
添付資料－1 燃料デブリ取り出しに向けたプロセス

添付資料－2 現段階での原子炉格納容器内部調査について

添付資料－3 現段階での2号機TIP案内管を活用した炉内調査・温度計設置について

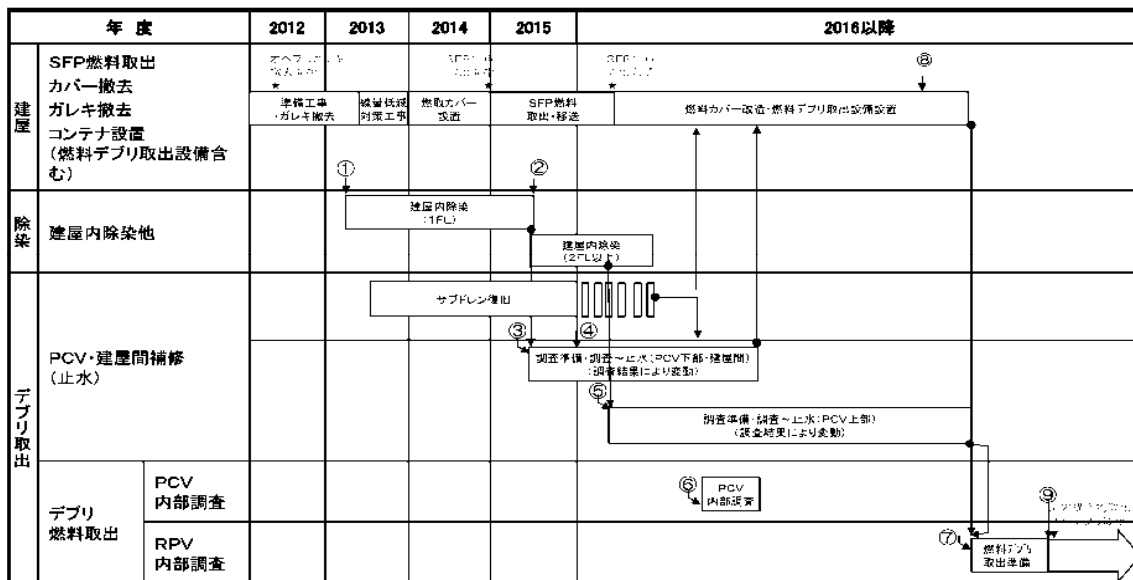
添付資料－4 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

## 1. 燃料デブリ取り出しに向けたプロセス①研究開発



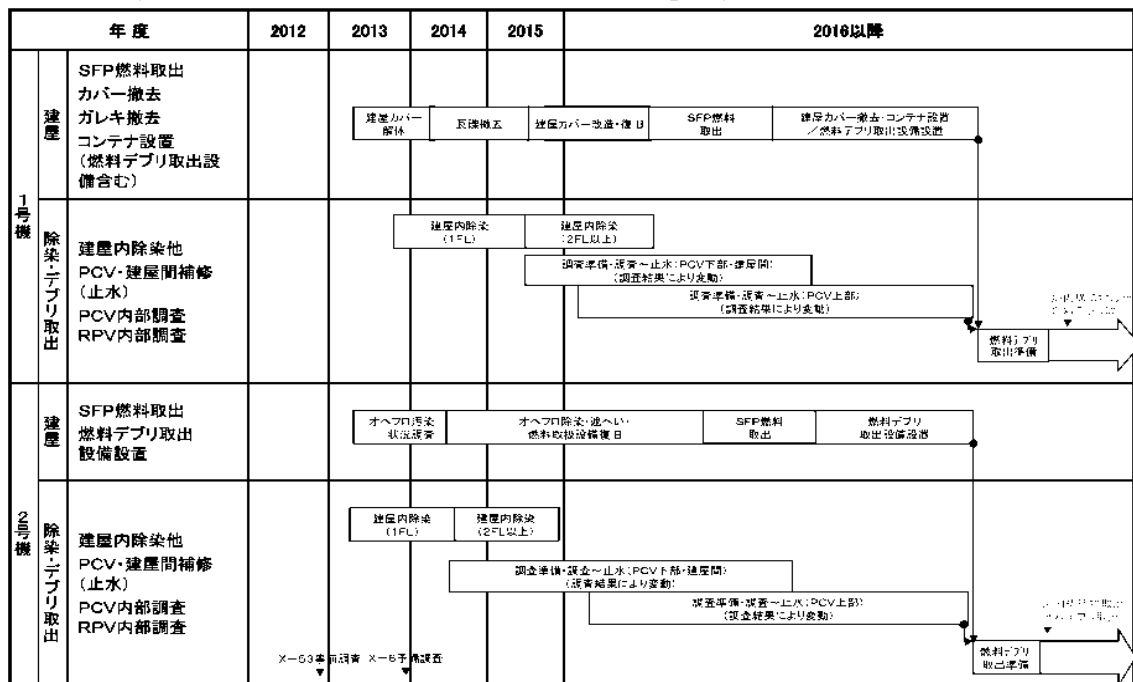
注) 上記プロセスは、現場状況、研究開発の進捗等により見直していく

## 2. 燃料デブリ取り出しに向けたプロセス①3号機プロセス



注) 上記プロセスは、現場状況、研究開発の進捗等により見直していく

### 3. 燃料デブリ取り出しに向けたプロセス③ 1, 2号機プロセス



注) 上記プロセスは、現場状況、研究開発の進捗等により見直していく

## 現段階での原子炉格納容器内部調査について

燃料デブリの取り出しにあたっては、原子炉格納容器の補修等が必要であり、そのため原子炉格納容器内部の調査を適宜検討・実施し、原子炉格納容器内部の状況の把握に努め、燃料デブリの取出しに向けた準備作業を実施していくこととする。

### 1. 原子炉格納容器内部調査実施内容

原子炉格納容器内部調査の実施内容について適宜検討したうえで実施することとなるが、原子炉格納容器内部へのアクセスについては、まずは原子炉格納容器貫通部（原子炉格納容器予備ベネ）からカメラ等を挿入し、内部の状況を確認する。

### 2. 常設監視計器の設置の検討・実施内容

原子炉格納容器内部調査に際し、原子炉格納容器予備ベネから常設監視計器を挿入する。常設監視計器としては、原子炉格納容器内の冷却状態の把握を行っている温度計が故障することに備え、新たな原子炉格納容器内温度計の設置を検討・実施する。

また、今後の原子炉格納容器の補修に向け、原子炉格納容器の漏えい孔の大きさや位置に関する情報が得られる可能性があることから、原子炉格納容器水位検出器の設置も併せて検討・実施する。

### 3. 原子炉格納容器貫通部の構造について

#### （1）基本方針

##### （a）原子炉格納容器の隔離機能

現状、福島第一原子力発電所 1～3 号機の原子炉格納容器は、原子炉圧力容器の圧力バウンダリを格納し放射性物質の漏えいを制限する機能は失われている。原子炉格納容器の内部調査等にあたっては、現状の原子炉格納容器内圧力を考慮し、それに耐えうる構造とする。

##### （b）孔あけ加工範囲

原子炉格納容器内部の詳細な状況は把握出来ておらず、既設ハッチの開閉は困難であるため、原子炉格納容器予備ベネ部に孔あけ加工を実施する。なお、孔あけ加工範囲については挿入する機器を考慮のうえ、最小限の孔あけとなるよう加工する。また、孔あけ箇所は、被ばく線量等の作業環境も考慮して選定する。

#### （2）作業内容

##### （a）原子炉格納容器貫通部孔あけ作業

原子炉格納容器貫通部のうち原子炉建屋 1 階の予備ベネの閉止板に、電動加工機

によるカッター（ホールソー）にて孔あけ加工を実施する。

孔あけ加工箇所については、チャンバー（1号機）又は新設スプール（2号機）ならびに隔離弁を取り付けるとともに、シール性を有する加工機を用いて、加工中および加工後の原子炉格納容器バウンダリ機能を維持する。（隔離弁は、加工後の孔あけ加工機取り外しの際に閉じる）（別添－1，2参照）

1号機 原子炉格納容器貫通部

項目	内容
孔あけ加工箇所数	1箇所
原子炉格納容器貫通部番号	X-100B（予備ペネ）
原子炉格納容器貫通部 設置場所	1号機原子炉建屋1階 北西部
工事による孔加工の大きさ	φ130mm
工事箇所の閉止板（予備ペネ）板厚	28mm

2号機 原子炉格納容器貫通部

項目	内容
孔あけ加工箇所数	1箇所
原子炉格納容器貫通部番号	X-53（予備ペネ）
原子炉格納容器貫通部 設置場所	2号機原子炉建屋1階 北西部
工事による孔加工の大きさ	φ50mm
工事箇所の閉止板（予備ペネ）板厚	30mm

なお、内部調査に用いる機器、設置する機器等については、シール性を有するものにて構成し、当該機器からの漏えいが無いようバウンダリ機能を確保する。（装置構造のバウンダリ構造概略については別添－3参照）

(b) 被ばく低減対策

孔あけ箇所は、作業性、アクセス性および雰囲気線量を考慮し、原子炉建屋1階の予備ペネを選定することにて、被ばく低減に努める。また、事前に模擬訓練を行い作業の習熟度の向上をはかるとともに、日々の作業における時間管理にて被ばく管理に努める。

なお、孔あけ工事においては、原子炉格納容器内圧力より高い圧力にて窒素を封入し、残留水素があった場合の爆発防止をはかるとともに原子炉格納容器内雰囲気の流れによる過剰被ばくとならないよう配慮する。

その他、仮設遮へいを活用し被ばく低減対策を実施する。（窒素封入位置については別添－2参照）

(3) 構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

福島第一原子力発電所 1 ～ 3 号機の原子炉格納容器は、原子炉圧力容器の圧力バウンダリを格納し放射性物質の漏えいを制限する機能は失われており、設置する常設監視計器のシール部は、現状の原子炉格納容器内圧力を考慮し、必要な構造強度を有するものと評価する。

1 号機 常設監視計器取り付けシール部許容圧力

部位	許容圧力
常設監視計器取り付けシール部	300kPa g
(参考) 原子炉格納容器圧力	(参考) 113.9kPa abs (H25.3 月最大値)

2 号機 常設監視計器取り付けシール部許容圧力

部位	許容圧力
常設監視計器取り付けシール部	340kPa g
既設スプール取り付け部	20kPa g
(参考) 原子炉格納容器圧力	(参考) 8.78kPa g (H25.3 月最大値)

なお、常設監視計器は、メーカー調達標準により手配、製造され、許容圧力に耐えることは、製造時における耐圧・外観試験により確認している。また、常設監視計器設置作業時にも、原子炉格納容器内圧力に対して、既設原子炉格納容器貫通部との取り付け部等に漏えいのないことを確認する。

(b) 耐震性

孔あけ工事ならびに原子炉格納容器内常設監視計器設置に伴い、既設原子炉格納容器貫通部に隔離弁、シール部ならびに常設監視計器が接続される。常設監視計器は、既設架台と新設架台にて荷重を受け、格納容器貫通部に荷重が集中しないようにする。

また、新設架台は既設架台または床に固定し、転倒防止措置をはかる。(別添－4 参照)

なお、常設監視計器損傷の際には、常設監視計器を引き抜くか切断の上、設置した隔離弁を閉じる措置を取ることとする。この措置を取るまでの間に損傷箇所（原子炉格納容器側）より放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量については、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではないことを評価している。(添付資料－4 参照)

#### 4. その他

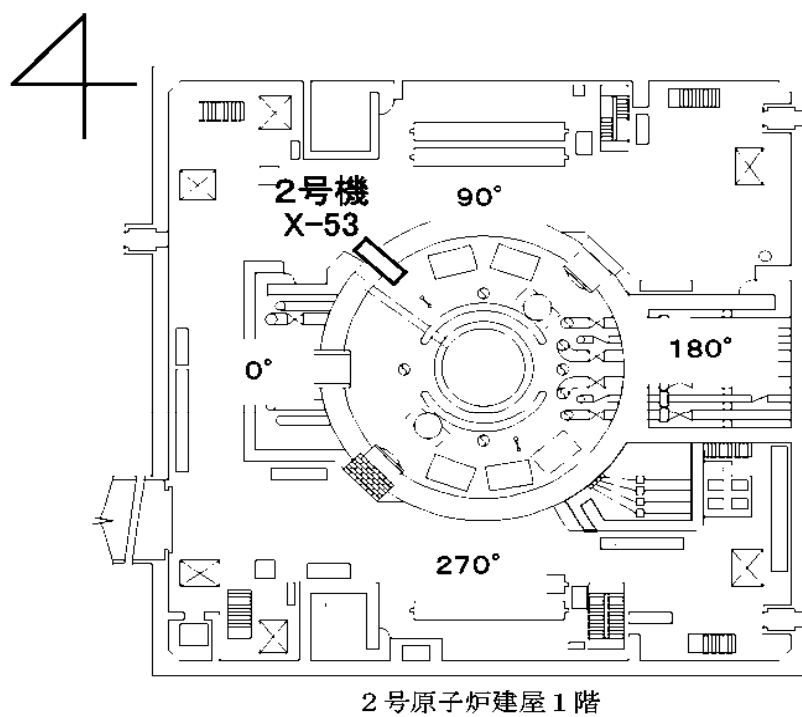
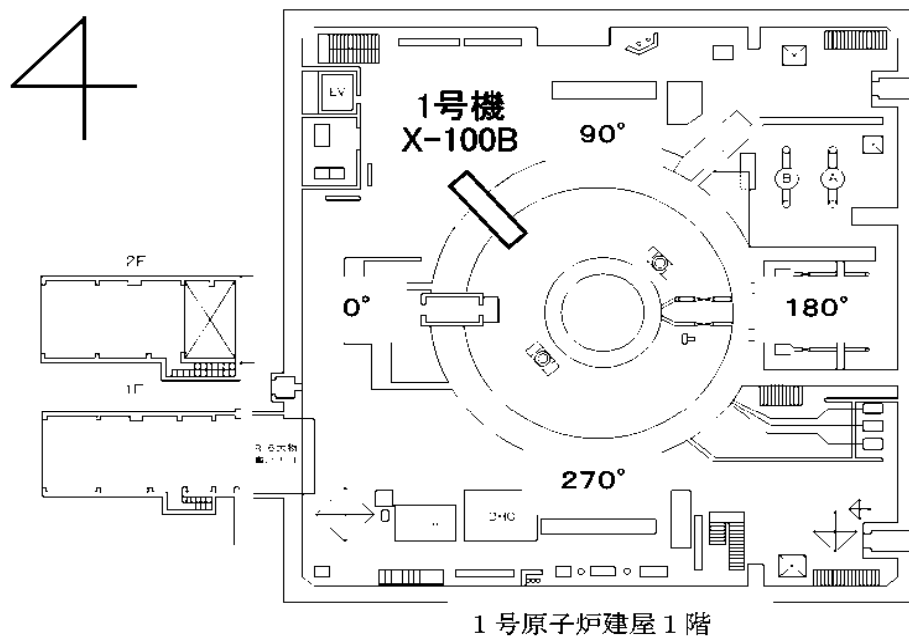
##### (1) 常設監視計器の基本仕様

常設監視計器(原子炉格納容器内温度計)の基本仕様は、「Ⅱ 特定原子力施設の設計、設備」の内、「2 特定原子力施設の構造及び設備、工事の計画」の内、「2. 9 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器」に記載する。

#### 5. 添付資料

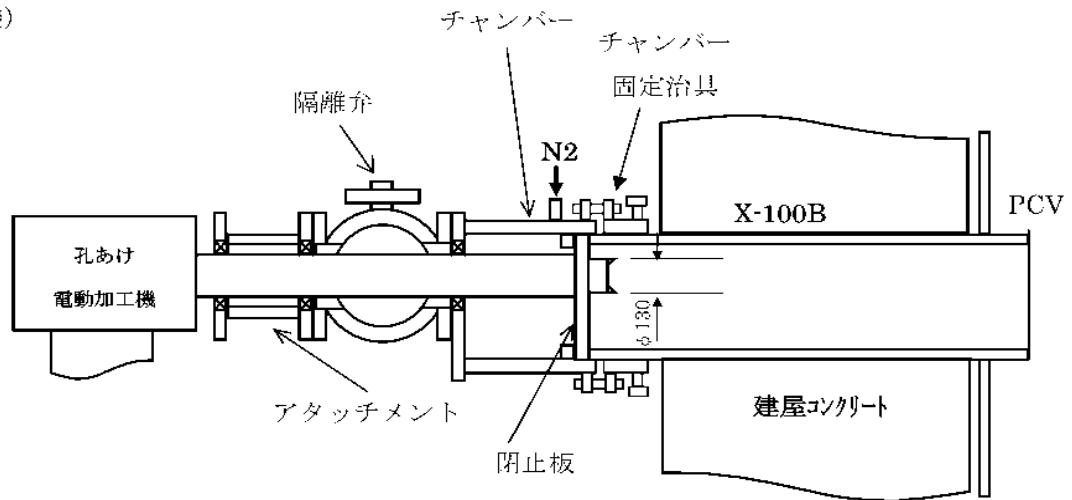
- 別添－1 原子炉格納容器貫通部 位置図（平面図）
- 別添－2 原子炉格納容器貫通部 加工機 構造概略図
- 別添－3 原子炉格納容器 常設監視計器 構造概略図
- 別添－4 常設監視計器 支持構造図





原子炉格納容器貫通部 位置図（平面図）

(1号機)

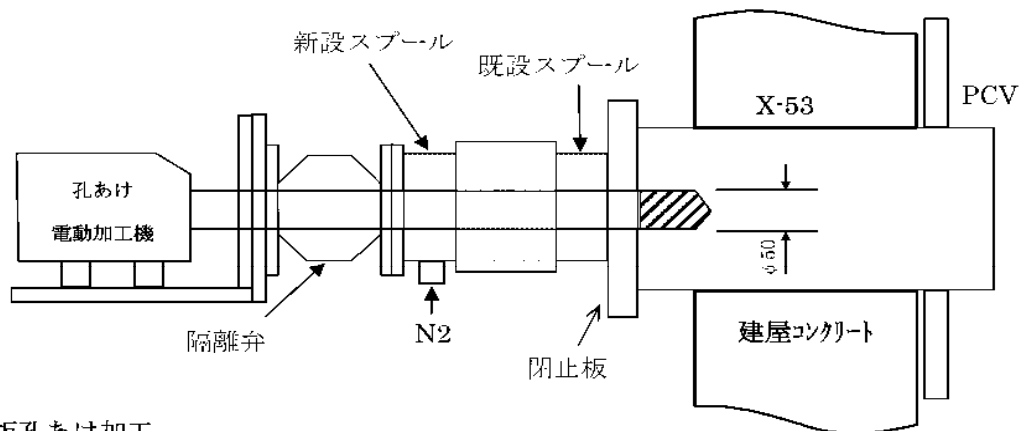


#### 閉止板孔あけ加工

1. X-100B にチャンバー，隔離弁，アタッチメントを取付。
2. 隔離弁を開き，孔あけ電動加工機のカッターを挿入。
3. カッターにて閉止板を孔加工(φ130mm)。
4. カッターを引き抜き，隔離弁を閉じる。

\* 孔あけ時には窒素を封入。

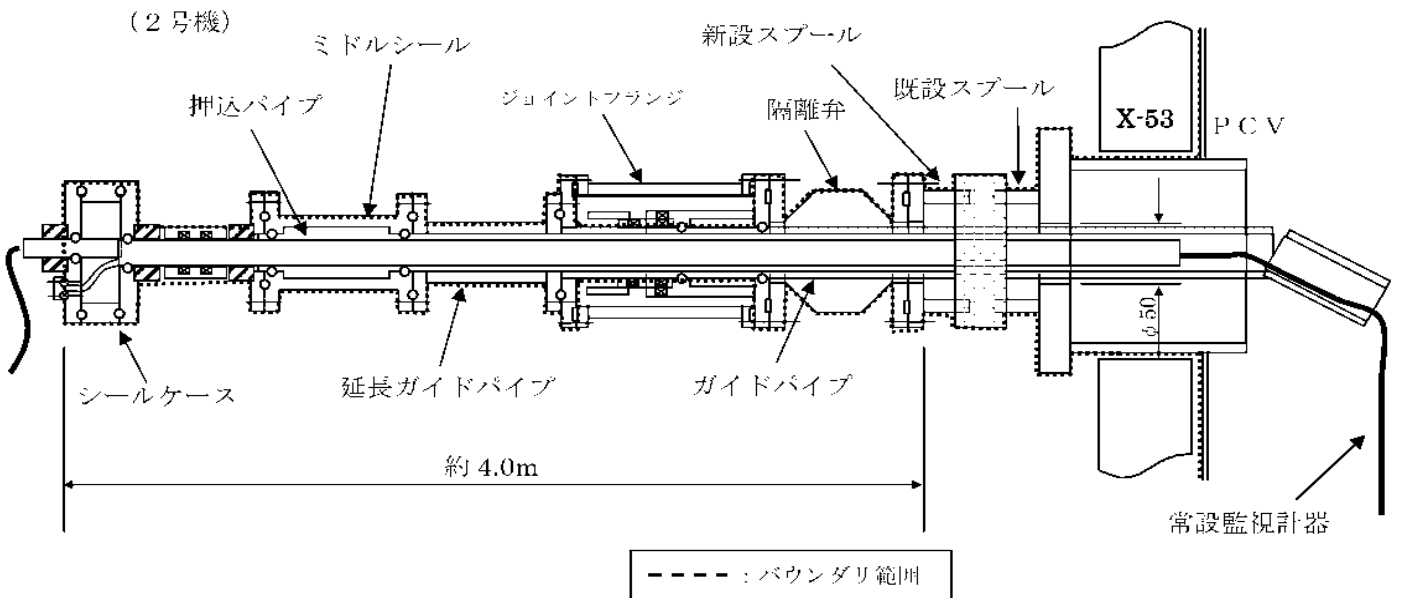
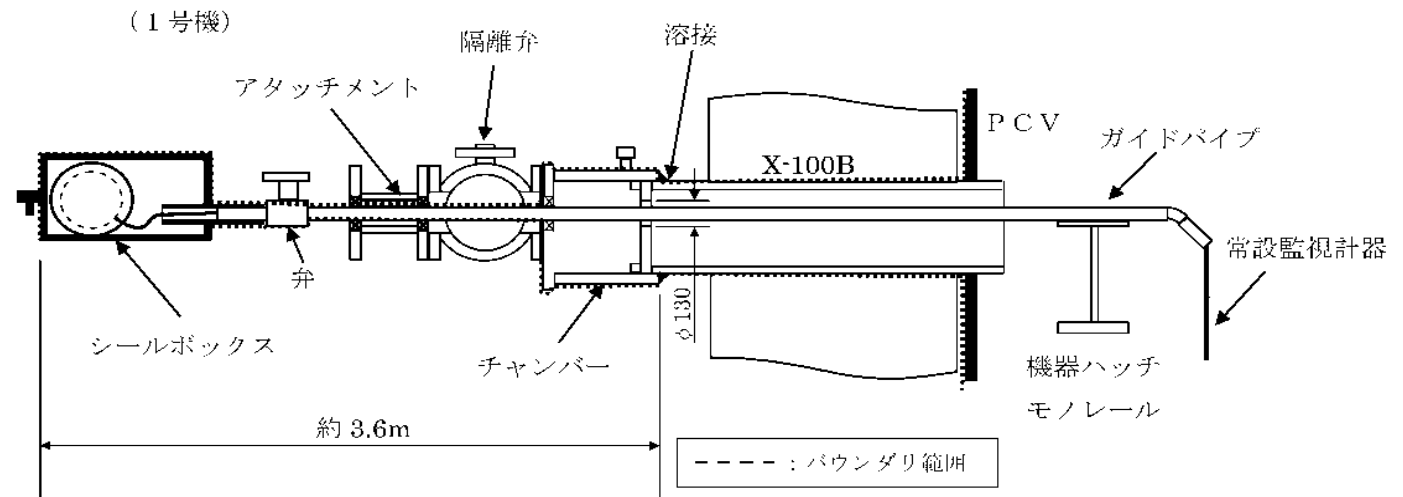
(2号機)



#### 閉止板孔あけ加工

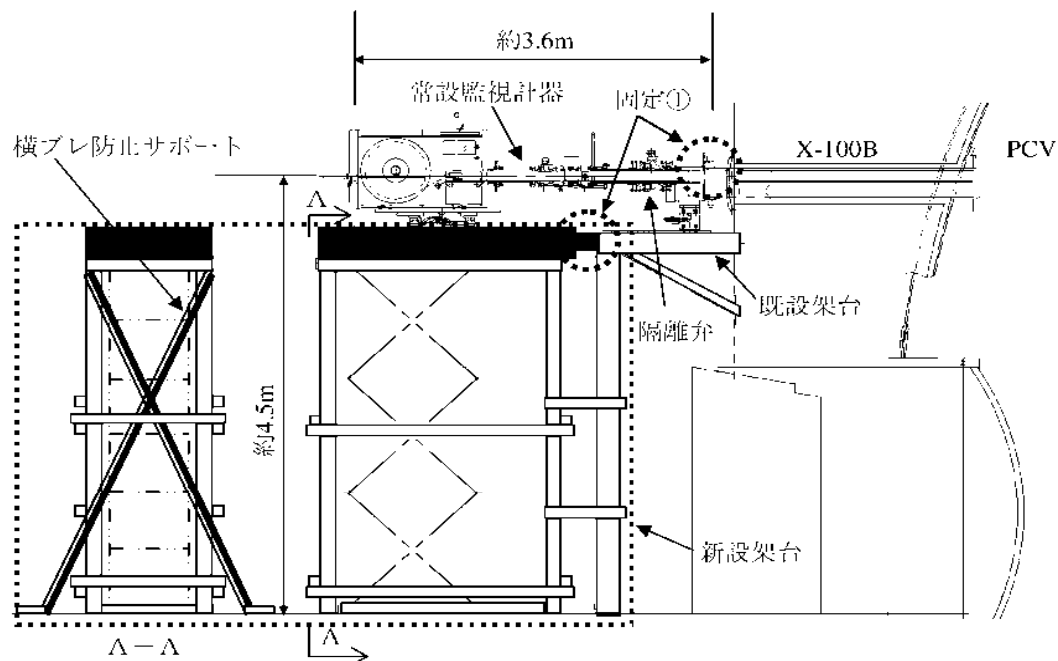
1. X-53 に新設スプールならびに隔離弁を取り付ける。
2. 隔離弁を開き，孔あけ電動加工機のカッターを挿入。
3. カッターにて閉止板を孔加工(φ50mm)。
4. カッターを引き抜き，隔離弁を閉じる。

\* 孔あけ時には窒素を封入。

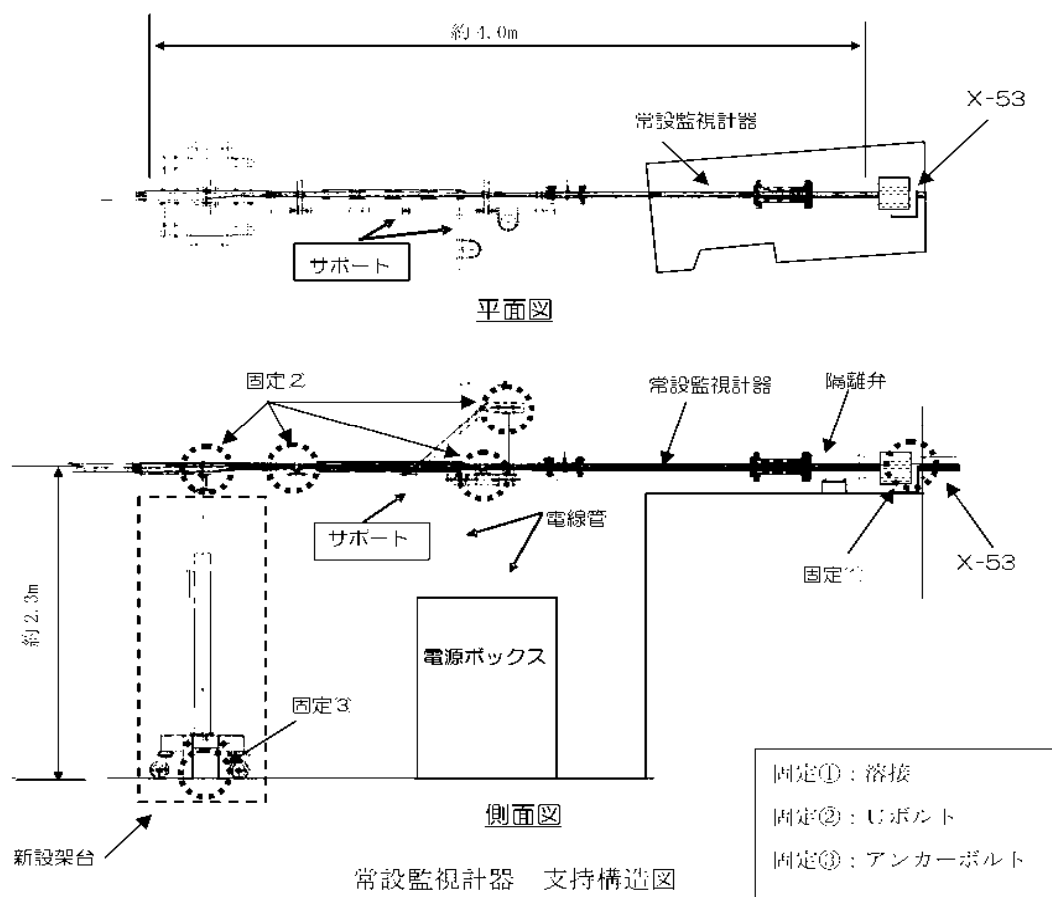


原子炉格納容器 常設監視計器 構造概略図

(1号機)



(2号機)



### 現段階での 2 号機 TIP 案内管を活用した炉内調査・温度計設置について

燃料デブリの取り出しにあたっては、燃料デブリ位置の特定や取り出し装置の開発のインプット条件となる炉内情報の取得が必要となることから、事前に原子炉压力容器内部の調査（以下、「炉内調査」という）を実施し、燃料デブリの取り出しに向けた準備作業を進めていくことになる。

福島第一原子力発電所 2 号機については、原子炉压力容器に繋がっている系統の一つである TIP 案内管を活用して炉内調査及び温度計設置作業を行う計画であったが、TIP 案内管健全性確認及び TIP 案内管障害物対策作業の結果、TIP 案内管 4 本共に、案内管内部の付着物等の障害物の突破ができなかったため、炉内調査及び温度計設置作業については中断する。以下では、作業計画の内、中断前までの作業内容を示す。

#### 1. TIP 案内管の構造変更

##### (1) TIP 案内管の構造変更の概要

TIP 案内管への内視鏡や温度計の挿入作業を実施するためには、TIP ボール弁を開ける必要があるが、TIP ボール弁を開ける場合、RPV 側との隔離が無い状態となる。このため、作業の安全対策と外部への RPV ガス等の放出防止を目的として、隔離弁やフラッシングライン、ドレンラインを設けた新規隔離弁ユニットを取り付ける。また、新規隔離弁を TIP ボール弁のフランジに直接取り付けるため、不要となるバルブアセンブリの爆発弁については、取り外して撤去する。

炉内調査や温度計設置に際しては、新規隔離弁ユニットの先にシール・送りユニットを設置し、N<sub>2</sub> ガスを連続封入し RPV 側と隔離した状態で内視鏡や温度計を炉内へ送ることができるようにする。(TIP 室配置及び TIP 室内機器配置については図 1、2 参照)

表 1 2 号機 TIP 案内管の概要

項目	内容
設置場所	2 号機原子炉建屋 1 階 南東部 TIP 室内
本数	4 本
外径	約 φ10mm
内径	約 φ7mm
原子炉格納容器貫通部番号	X 35A, C, D, E ※X-35B は TIP パージ装置
バルブアセンブリ構成	TIP ボール弁、爆発弁

## (2) 作業内容

### (a) 新規隔離弁ユニット設置作業

TIP 案内管を取り外した後、バルブアセンブリから爆発弁をフランジ部で切り離して取り外し、このフランジ部に新規隔離弁ユニットを設置する。

新規隔離弁ユニット設置後には、バウンダリ機能の確保ができているかどうかを確認するため、N<sub>2</sub> ガスによる漏えい試験を行う。バウンダリ機能の確保が確認できた後、TIP ボール弁を遠隔操作により動作させて（閉→開）、炉水逆流の有無、案内管内圧、線量率の変化の有無を確認する。

（既設 TIP バルブアセンブリの取り外し位置及び新規隔離弁ユニット取り付け後の状態については図 3，4 参照）

### (b) TIP 案内管健全性確認作業

ファイバースコープを TIP 案内管に挿入し、得られる画像より TIP 案内管の健全性（閉塞、破断等の有無）を確認する。ファイバースコープは、気密容器と送り・巻き取り装置で構成されるシール・送りユニットに内蔵されており、手動ハンドル操作で送り・巻き取りを行う。シール・送りユニットは、挿入作業時に新規隔離弁ユニットに接続し、RPV 側との隔離のため N<sub>2</sub> ガスを封入しながら、ファイバースコープを案内管内部に送る。送り長さについては、ファイバースコープケーブルに付けたマーキング、ハンドルの回転数（1 回転当たりの送り量を事前に測定）及び案内管内の映像（弁や継手、リミットスイッチ等）により判断する。

（シール・送りユニット構造概略については、図 5 参照）

### (c) TIP 案内管障害物対策作業

TIP 案内管健全性確認作業において、TIP 案内管内部の付着物及び TIP 索引装置リミットスイッチローラ押し上げ不可のため、4 本共にファイバースコープを途中までしか挿入できなかったことから、対応策として、先端に楔を付けたダミー TIP ケーブル※をギア式の送り装置を使用してより強い力で挿入し、ローラの押し上げ及び付着物の突破を試みる。ダミー TIP ケーブルは、気密容器と送り・巻き取り装置（ギア式）で構成されるシール・送りユニットに内蔵されており、手動ハンドル操作で送り・巻き取りを行う。

※プラント建設時等で本物の TIP 検出器を入れる前に確認のため使用するケーブル（ダミー TIP ケーブルと楔形状の例については、図 6 参照）

### (d) 炉内調査・温度計設置作業

(b) TIP 案内管健全性確認及び(c) TIP 案内管障害物対策作業の結果、4 本共に TIP 案内管内部の付着物等の障害物の突破ができなかったことから、計画していた炉内

調査及び温度計設置作業については中断する。

(c) 新規隔離弁ユニット取り外し作業

計画していた炉内調査及び温度計設置作業については中断することから、新規隔離弁ユニットについては TIP ボール弁出口側で切り離し、TIP ボール弁の出口側に閉止フランジを取り付けて閉止する。

(TIP 案内管の閉止位置については、図 7 参照)

(3) 被ばく低減対策

炉内調査や温度計設置に際しては、新規隔離弁ユニットの先にシール・送りユニットを設置し、X2 ガスを連続封入し RPV 側と隔離した状態で内視鏡や温度計を炉内へ送ることができるようにする。また、作業中は、線量計により線量率をモニタリングし、線量率上昇時には作業を中断し、TIP 室より退避する手順とする。なお、作業の実施前には模擬訓練を行い作業の習熟度の向上をはかるとともに、日々の作業における時間管理にて被ばく管理に努める。

(4) 格納容器バウンダリの範囲

福島第一原子力発電所 2 号機における TIP 案内管の原子炉格納容器バウンダリの範囲を図 7 に示す。格納容器バウンダリについては、既設 TIP ボール弁を閉とするため、新規に格納容器バウンダリとなる箇所は無い。

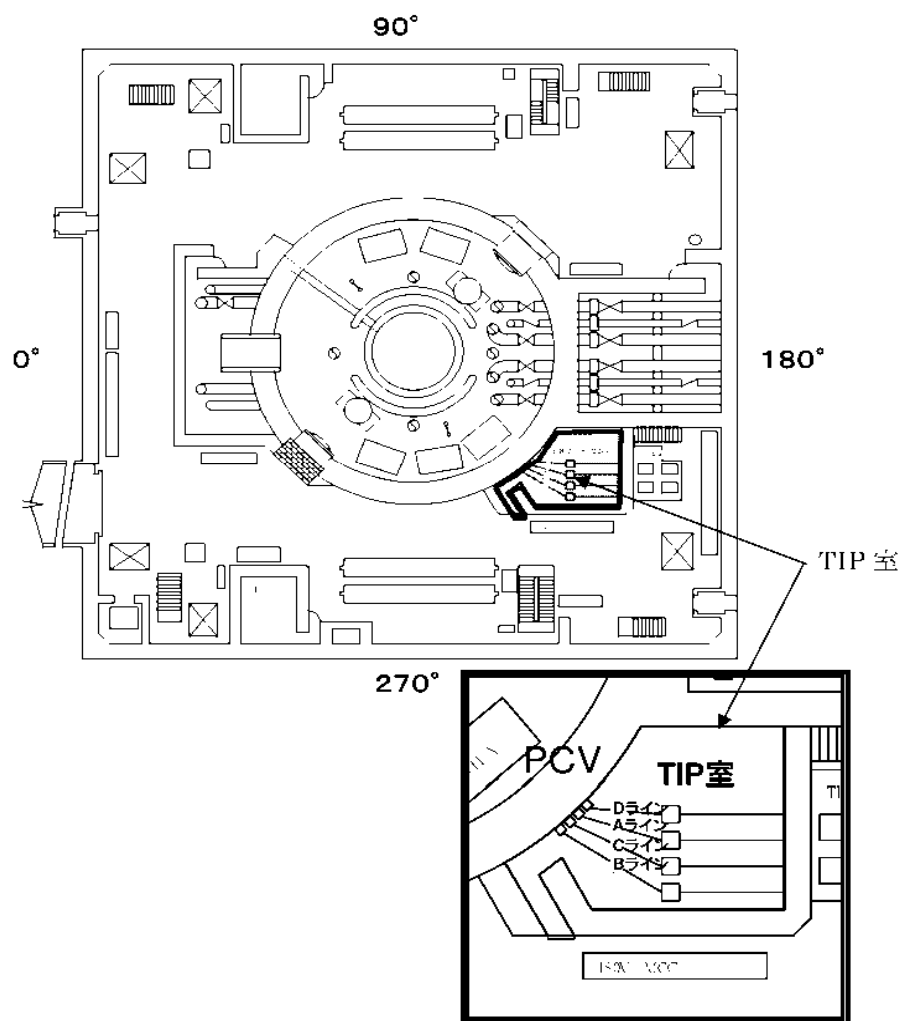


図1 TIP室配置図（平面図）（2号原子炉建屋1階）

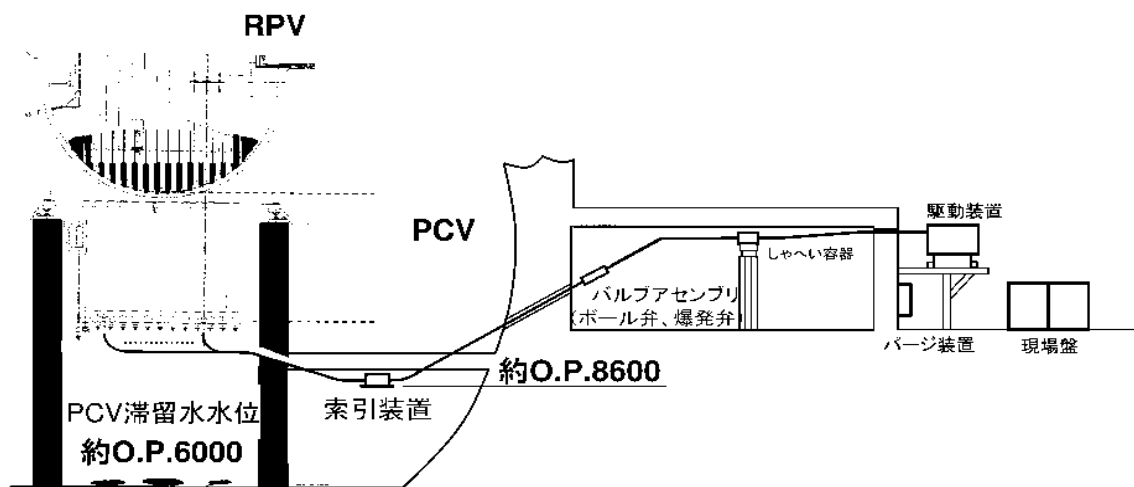


図2 TIP室内機器配置



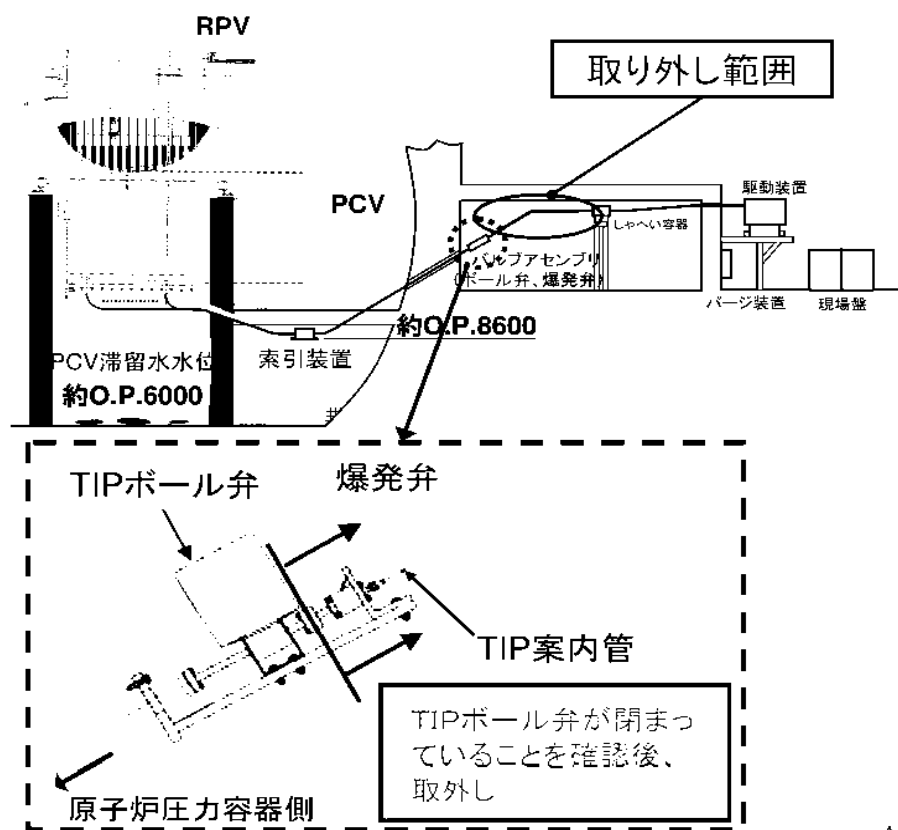


図3 既設TIPバルブアセンブリの取り外し位置

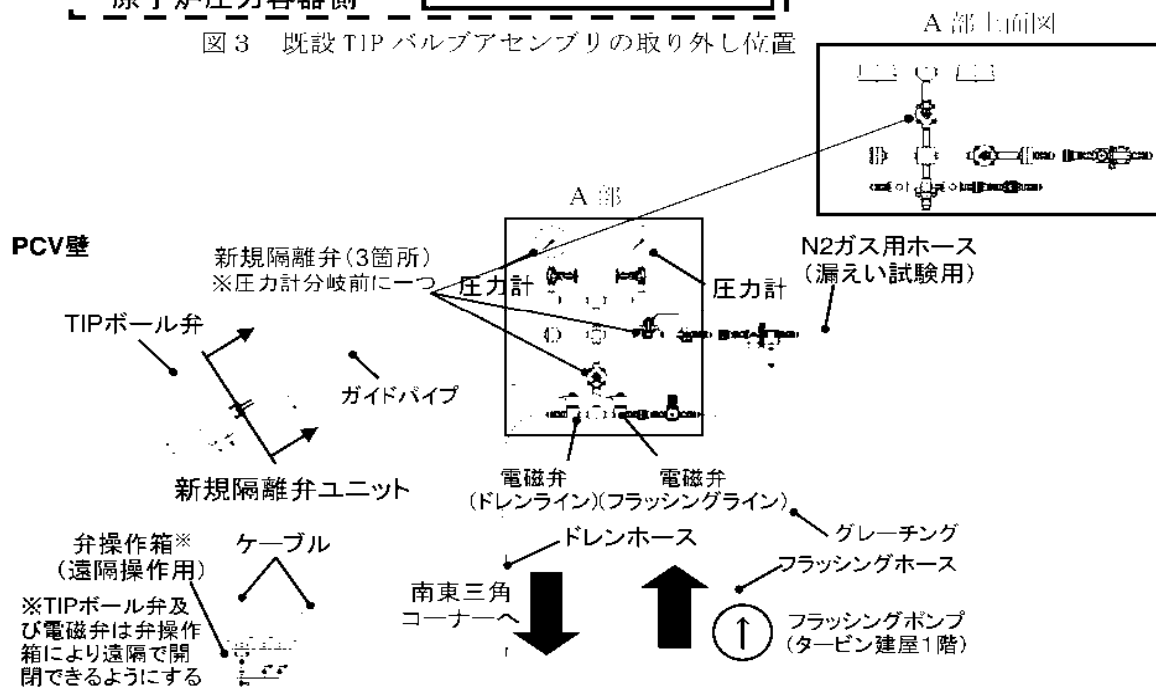
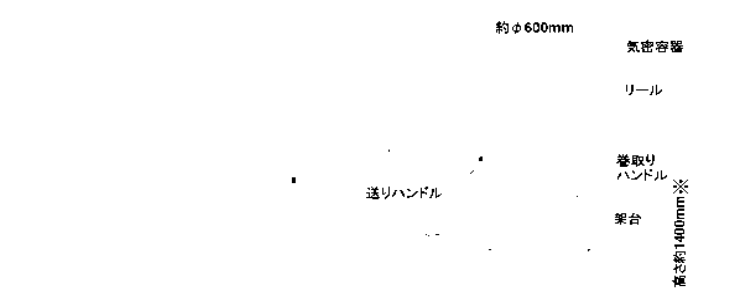


図4 新規隔離弁ユニット取り付け後の状態概要図

装置	ファイバースコープ用 (4 台)
構造 概要	
特徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>・重量は約 40kg（架台除く）</li> <li>・TIP 案内管の健全性確認時の一時的な設置に限定され、耐圧要求が無く軽量化</li> <li>・万一、引き抜けなくなった場合でも他の案内管の確認作業継続のために 4 台準備</li> </ul>

※据付高さについては A～D ラインで異なり（架台で高さを調整），図には最も高い B ラインの場合を代表して記載している。

図5 シール・送りユニットの構造と特徴

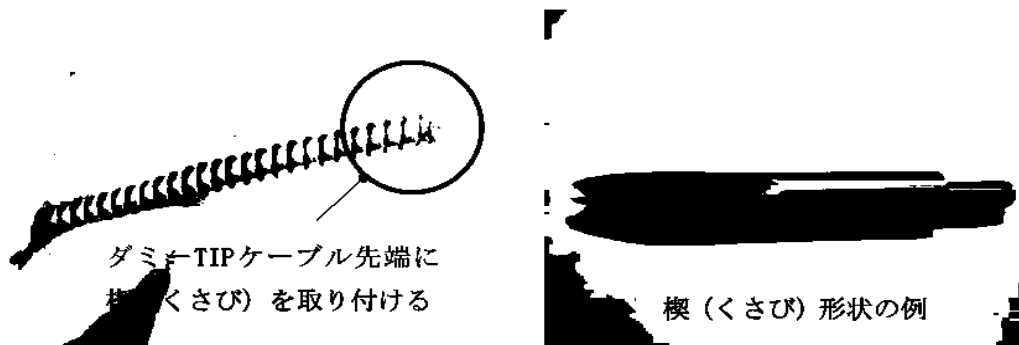


図6 ダミーTIP ケーブルと楔形状の例

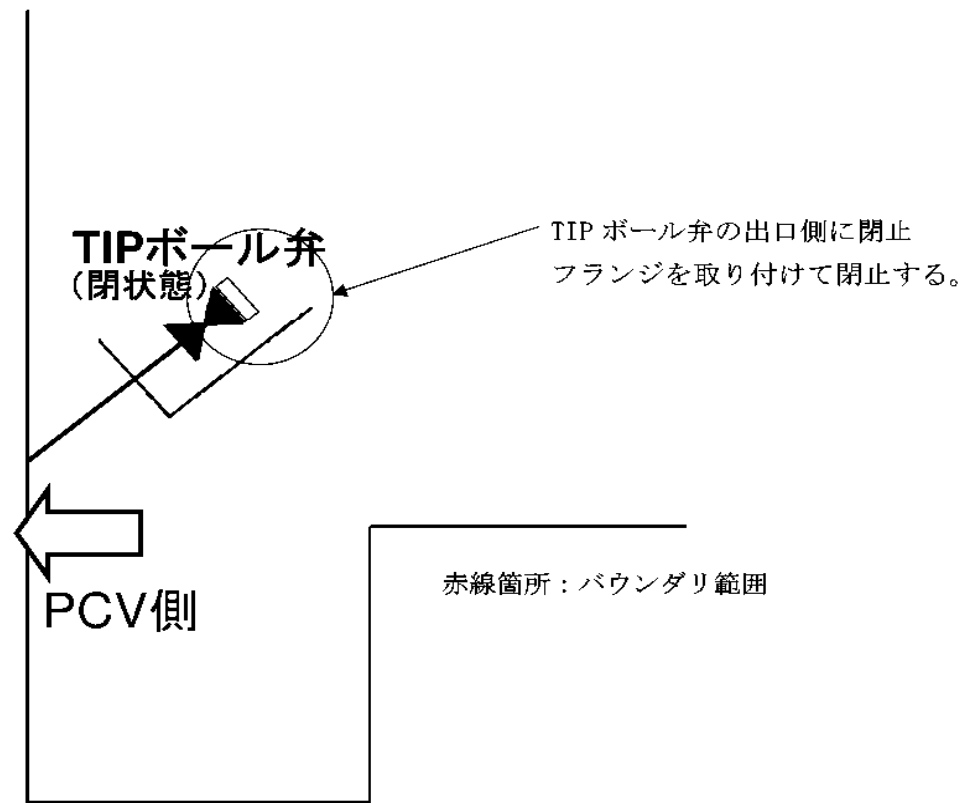


図7 TIP案内管の閉止位置と原子燃料格納容器バウンダリの範囲 概要図  
(A～Dライン)

## 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

## 1. 目的

新設の温度計の設置等に伴い事故後に施工した原子炉格納容器（以下、PCV という）の貫通部等が開放し、PCV 内の核分裂生成物を含む気体（以下 PCV ガスという）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

## 2. 放出量評価

- (1) PCV 圧力は、現状では 10 kPa 程度の正圧となっているため、施工箇所の損傷によって大気に開放された場合、差圧分の PCV ガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また、本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物資の放出抑制機能を期待しないこととし、上記差圧分の放出に加え、開放した PCV 貫通部を閉じるまでの間、窒素封入量相当の PCV ガスの放出が継続するものとする。なお、現在施工を終えている設備の貫通部においては、施工時に PCV 内の水位が低く液体の放出がないことを確認しているため、本評価では気体のみの放出とする。
- (2) 差圧分の放出容積は、20kPa 程度に相当する容積として、PCV 容積（4240 m<sup>3</sup>：1 号機よりも容積の大きい 2,3 号機の値（ベント管含む）。PCV 空間部容積は、PCV 下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが、ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価。）の 2 割（848m<sup>3</sup>）とする。また、窒素封入量は今後必要な封入量が減少していくことから、過去の封入量の最大値を包絡するよう、保守的に 50m<sup>3</sup>/h とし、施工箇所の PCV 貫通部を再度閉じる作業に 3 日間程度要すると考え、窒素封入量相当の PCV ガスの放出継続時間は 72 時間とする。
- (3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム 134 とセシウム 137 とし、PCV 内における濃度は、平成 25 年 4 月～5 月頃に実施した、1～3 号機 PCV ガス管理設備（HEPA フィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ、チャコールフィルタ）および凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より、実績の最大値を包絡するよう、以下の通りとする。

	PCV ガス中の放射能濃度
セシウム 134	$2.0 \times 10^{-3}$ Bq/cm <sup>3</sup>
セシウム 137	$2.0 \times 10^{-4}$ Bq/cm <sup>3</sup>

## 3. 線量影響評価

- (1) 大気中へ放出される核分裂生成物は、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺

の公衆に対する、放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。

- (2) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムからの外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。
- (3) 放射性雲のセシウムからの  $\gamma$  線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$$

$H_{\gamma}$  : 放射性雲のセシウムからの  $\gamma$  線の外部被ばくによる実効線量[mSv]

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$  線の実効エネルギー[MeV]

$D / Q$  : 相対線量[Gy/Bq]

$Q_{Cs}$  : セシウムの大気放出量[Bq]

- (4) 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_{Cs} = K_{in} \cdot R_l \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$$

$H_{Cs}$  : 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv]

$K_{in}$  : 内部被ばく線量換算係数[mSv/Bq]

$R_l$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s]

$\chi / Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>]

- (5) 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$$

$G_{ex}$  : 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量[mSv]

$K_{ex}$  : 外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>)]

$V$  : 沈降速度[m/s]

$f$  : 残存割合[-]

$T$  : 被ばく時間[s]

- (6) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{in} = R_2 \cdot K_m \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$$

$G_{in}$  : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv]

$R_2$  : 呼吸率[m<sup>3</sup>/s]

$F$  : 再浮遊率[m<sup>-1</sup>]

- (7) 相対濃度と相対線量については、本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し、下表の値を用いる。

	敷地境界
相対濃度[s/m <sup>3</sup> ]	$2.6 \times 10^{-5}$
相対線量[Gy/Bq]	$3.0 \times 10^{-19}$

#### 4. 評価結果

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

セシウム 134 放出量	約 $8.9 \times 10^6$ Bq
セシウム 137 放出量	約 $8.9 \times 10^6$ Bq
年間の実効線量	約 $1.6 \times 10^{-4}$ mSv

以上

## VI 実施計画の実施に関する理解促進

## VI 実施計画の実施に関する理解促進

実施計画に関する理解促進のために、地元の方々の目線に立った、迅速でわかりやすい情報の公開を行っていく。特に、社会的不安を惹起する事故<sup>\*1</sup>については、迅速な情報の公開が大切であり、判明している事実から順次迅速に通報連絡および公表を行うとともに、外部への放射能の影響の有無や復旧に向けた対応状況や復旧日途など、可能な限り安心いただける内容も含めて情報の公開を行う。

情報の公開にあたっては、廃止措置に向けた取り組みの進捗状況、プラントの状況データ、現場作業のトピックス、事故・トラブルやリスク情報等に関して、継続的に、マスメディア、インターネットなどの各種媒体を活用した情報の公開ならびに機会を捉えた説明を実施する。なお、事故・トラブル等の公表にあたっては、適時適切な情報の公開のために、通報連絡および公表方法に関する基準の明確化を図っていく。また、今後、作業安全や作業・現場管理の改善に直結する管理グレードの高い不適合等の公表方法の検討を行い実施する。

地元の方々に対しては、インターネット、自治体の広報誌への当社広報資料の折り込み、地元新聞紙への新聞広告など媒体の活用、訪問等を通じた双方向コミュニケーション活動など当社からの直接的な情報提供や説明を実施し、更にその機会の拡大を図っていく。また、プレス発表や定例的に実施している会見などマスメディアを通じたニュースや新聞記事による間接的な情報提供を実施する。これらの取り組みについては、双方向コミュニケーション活動において確認される地元の方々の声の傾向などを分析することで、理解促進の状況を把握するとともに、更なる理解促進に向けた取り組みを図る。

地元の方々の窓口となる地元自治体に対しては、各自治体<sup>\*2</sup>と締結している「原子力発電所周辺地域の安全確保に関する協定書」及び「原子力発電所に係る通報連絡に関する協定書」に基づく通報連絡により、発電所の廃止措置等の進捗状況などは定期的に、核燃料の冷却機能や電素封入設備の停止などは発生後直ちに、情報提供を実施する。また、福島県が事務局を務めている「通報連絡担当者会議」や「福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会」に対して、積極的な対応を行い、廃止措置や実施計画の取り組み状況などを計画段階から説明するとともに、メンバーの方々からのご意見についても真摯に対応する。更に地元自治体等については、直接発電所の現場を視察いただく。

広く一般に対しては、広く情報の公開が可能な媒体であるインターネット、またはマスメディアを通じて情報をお知らせする。なお、インターネットにおいては、発電所ライブカメラの配信や発電所構内を一巡して撮影した動画公開など、映像を用いた現場状況の情報提供も併せて行う。



この理解促進活動については、継続的な活動を行っていく中で、更なる理解促進に向けた改善・検討も継続的に実施していくこととしており、社長直轄のソーシャル・コミュニケーション室<sup>※3</sup>における指導、提言なども踏まえ、より良いものとなるよう努めていく。

※1：燃料の冷却機能（原子炉圧力容器・格納容器注水設備、原子炉格納容器窒素封入設備、使用済燃料プール設備、原子炉格納容器ガス管理設備）の計画外停止、所内電源の広範囲に亘る停電、汚染水の敷地外漏えい懸念等

※2：福島県、大熊町、双葉町、楡葉町、富岡町、広野町、浪江町、いわき市、田村市、南相馬市、川俣町、川内村、葛尾村、飯館村

※3：平成25年4月10日に社長の直轄に設置し、社会に対して適切なコミュニケーションを図っていくため、研修等による社会的感性の醸成活動、ソーシャル・コミュニケーション室所属のリスクコミュニケーションを活用した対話活動、トラブル時における適切な情報の公開に向けた社内各部門への提言などを実施

## VII 実施計画に係る検査の受検

## VII 特定原子力施設の検査

実施計画における施設、保安のための措置及び特定核燃料物質の防護のための措置について、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第64条の3第7項に基づく、原子力規制委員会が実施する検査を受検する。

福島第一原子力発電所  
特定原子力施設に係る実施計画

別冊集

本資料は、「福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画」の内容を補足するものです。

本資料は、東京電力株式会社またはその他の企業の秘密情報が含まれていることから、一部マスキングを実施しております。

平成 25 年 8 月 12 日

東京電力株式会社

別冊 1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備に係る補足説明

I 原子炉圧力容器・格納容器注水設備の構造強度及び耐震性について

別冊 2 原子炉格納容器内窒素封入設備に係る補足説明

I 原子炉格納容器内窒素封入設備の構造強度及び耐震性について

別冊 3 使用済燃料プール設備に係る補足説明

I 使用済燃料プール設備の構造強度及び耐震性について

別冊 4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備に係る補足説明

I 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備の構造強度及び耐震性について

別冊 5 汚染水処理設備等に係る補足説明

I 汚染水処理設備等の構造強度及び耐震性について

別冊 6 原子炉格納容器ガス管理設備に係る補足説明

I 原子炉格納容器ガス管理設備の構造強度及び耐震性について

別冊 7 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明

I 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性について

別冊 8 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に係る補足説明

I 乾式キャスク仮保管設備の構造強度及び耐震性について

II 乾式キャスク仮保管設備に関する要目表

別冊 9 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設に係る補足説明

I 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の構造強度及び耐震性について

別冊 10 福島第一原子力発電所 原子力事業者防災業務計画

別冊 11 福島第一原子力発電所 5 号炉／6 号炉 長期保守管理方針 変更評価書

## 別冊 1

原子炉圧力容器・格納容器注水設備に係る補足説明

## I 原子炉圧力容器・格納容器注水設備の構造強度及び耐震性について

### 1. 新設設備の構造強度および耐震性

#### 1.1 ポンプ

##### 1.1.1 常用高台炉注水ポンプおよび非常用高台炉注水ポンプ

##### (1) 耐震性

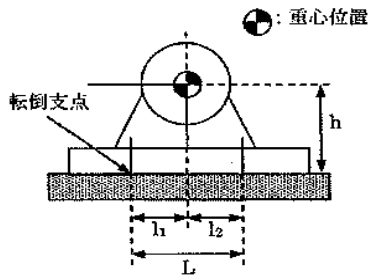
常用高台炉注水ポンプおよび非常用高台炉注水ポンプについては、ポンプユニットを、ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、およびトラックが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

##### a. ボルトの強度評価

原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った結果、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-1 参照）。

表-1 常用および非常用高台炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
引張応力	作用しない	158	5	190
せん断応力	3	122	5	146



- $L$  支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離 (mm)  
 $m$  機器の運転時質量 (kg)  
 $g$  重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)  
 $h$  据付面から重心までの距離 (mm)  
 $M_P$  ポンプ回転により働くモーメント  
     ※基礎ボルトに  $M_P$  は作用しない  
 $l_1$  重心と基礎ボルト間の水平方向距離 (mm)  
 $n_f$  引張力の作用する基礎ボルトの評価本数  
 $n$  基礎ボルトの本数  
 $A_b$  基礎ボルトの軸断面積 (mm<sup>2</sup>)  
 $C_H$  水平方向設計震度  
     〔耐震 B クラス設備に適用される加速度：0.36 (1.8Ci)  
     耐震 S クラス設備に適用される加速度：0.72 (3.6Ci)〕  
 $C_V$  鉛直方向設計震度  
     〔耐震 B クラス設備に適用される加速度：－  
     耐震 S クラス設備に適用される加速度：0.29〕  
 $C_P$  ポンプ振動による震度

$$\text{ボルトに作用する引張力：} F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

$$\text{ボルトの引張応力：} \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

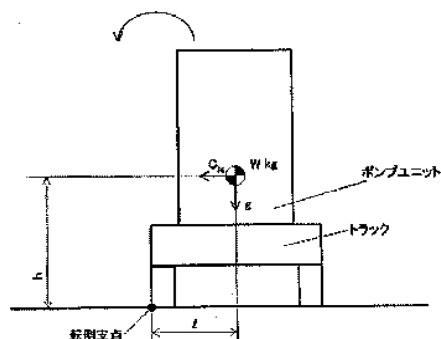
$$\text{ボルトに作用するせん断力：} Q_b = mg(C_H + C_P)$$

$$\text{ボルトのせん断応力：} \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

#### b. トラックの転倒評価

ポンプユニット、およびそれを搭載しているトラックについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。ポンプユニットおよびトラックが転倒するのは、地震によるモーメント > 自重によるモーメントとなる場合であるが、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価の結果、地震によるモーメント < 自重によるモーメントとなることから、ポンプユニットおよびトラックが転倒しないことを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、トラックが転倒しないことを確認した。





$C_H$  水平方向設計震度

〔耐震 B クラス設備に適用される加速度：0.36 (1.8Ci)〕  
〔耐震 S クラス設備に適用される加速度：0.72 (3.6Ci)〕

$W$  機器重量

$g$  重力加速度

$h$  据付面から重心までの距離 ( mm)

$l$  転倒支点から機器重心までの距離 ( mm)

## ■ 転倒評価

地震によるモーメント： $M_1 = W \times g \times C_H \times h$

自重によるモーメント： $M_2 = W \times g \times l$

$$M_1 - M_2 = (WgC_H h) - (Wgl) = Wg(C_H h - l)$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合：} (C_H h - l) = -$$

$$C_H = 0.72 \text{ の場合：} (C_H h - l) = -$$

## 1.1.2 純水タンク脇炉注水ポンプ

### (1) 耐震性

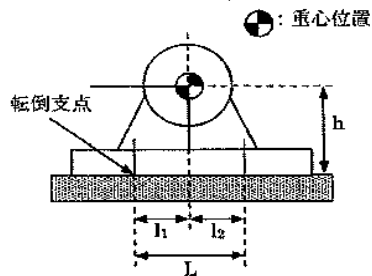
純水タンク脇炉注水ポンプは、常用高台炉注水ポンプと同様の構造（ポンプユニットをトラックに搭載し、ボルト等で固定）であることから、耐震性についても同様に評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

#### a. ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-2 参照）。

表-2 純水タンク脇炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
引張応力	作用しない	158	6	190
せん断応力	3	122	5	146



- L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離 (■ mm)
- m 機器の運転時質量 (■ kg)
- g 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- h 据付面から重心までの距離 (■ mm)
- M<sub>P</sub> ポンプ回転により働くモーメント  
※基礎ボルトに M<sub>P</sub>は作用しない
- l<sub>1</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離 (■ mm)
- n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数 (■)
- n 基礎ボルトの本数 (■)
- A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積 (■ mm<sup>2</sup>)
- C<sub>H</sub> 水平方向設計震度  
〔耐震 B クラス設備に適用される加速度：0.36 (1.8Ci)  
耐震 S クラス設備に適用される加速度：0.72 (3.6Ci)〕
- C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度  
〔耐震 B クラス設備に適用される加速度：－  
耐震 S クラス設備に適用される加速度：0.29〕
- C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度 (■)

$$\text{ボルトに作用する引張力：} F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

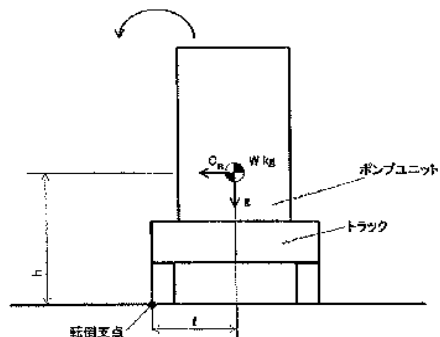
$$\text{ボルトの引張応力：} \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力：} Q_b = mg(C_H + C_P)$$

$$\text{ボルトのせん断応力：} \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

#### b. トラックの転倒評価

常用高台炉注水ポンプと同様に、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った結果、地震によるモーメント＜自重によるモーメントとなることから、純水タンク脇ポンプのポンプユニットおよびトラックが転倒しないことを確認した。



- C<sub>H</sub> 水平方向設計震度  
〔耐震 B クラス設備に適用される加速度：0.36 (1.8Ci)  
耐震 S クラス設備に適用される加速度：0.72 (3.6Ci)〕
- W 機器重量
- g 重力加速度
- h 据付面から重心までの距離 (■ mm)
- l 転倒支点から機器重心までの距離 (■ mm)

## ■ 転倒評価

地震によるモーメント： $M_1 = W \times g \times C_H \times h$

自重によるモーメント： $M_2 = W \times g \times \ell$

$$M_1 - M_2 = (WgC_H h) - (Wg\ell) = Wg(C_H h - \ell)$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合：} (C_H h - \ell) = -$$

$$C_H = 0.72 \text{ の場合：} (C_H h - \ell) =$$

### 1.1.3 タービン建屋内炉注水ポンプ

#### (I) 耐震性

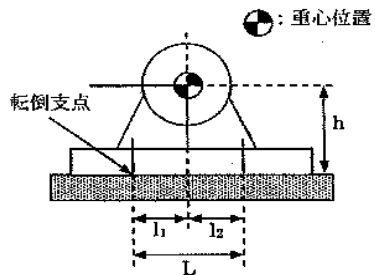
タービン建屋内炉注水ポンプは、基礎ボルトによりタービン建屋1階の床面に固定されていることを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

#### a. ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-3 参照）。

表-3 タービン建屋内炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

号機	応力分類	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
		算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
1F-1	引張応力	作用しない	158	2	190
	せん断応力	2	122	3	146
1F-2/3	引張応力	作用しない	180	3	207
	せん断応力	3	139	4	159



- L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離 (1 号機 ■ mm、2/3 号機 ■ mm)
- m 機器の運転時質量 (1 号機 ■ kg、2/3 号機 ■ kg)
- g 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- h 据付面から重心までの距離 (1 号機 ■ mm、2/3 号機 ■ mm)
- M<sub>P</sub> ポンプ回転により働くモーメント  
※基礎ボルトに M<sub>P</sub> は作用しない
- l<sub>1</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離 (1 号機 ■ mm、2/3 号機 ■ mm)
- n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数 (1 号機 ■ 本、2/3 号機 ■ 本)
- n 基礎ボルトの本数 (1/2/3 号機 ■ 本)
- A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積 (1/2/3 号機 ■ mm<sup>2</sup>)
- C<sub>H</sub> 水平方向設計震度  
 $\left[ \begin{array}{l} \text{耐震 B クラス設備に適用される加速度: 0.36 (1.8Ci)} \\ \text{耐震 S クラス設備に適用される加速度: 0.72 (3.6Ci)} \end{array} \right]$
- C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度  
 $\left[ \begin{array}{l} \text{耐震 B クラス設備に適用される加速度: -} \\ \text{耐震 S クラス設備に適用される加速度: 0.29} \end{array} \right]$
- C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度 (■)

$$\text{ボルトに作用する引張力: } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

$$\text{ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力: } Q_b = mg(C_H + C_P)$$

$$\text{ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

#### 1.1.4 CST 炉注水ポンプ

##### (1) 耐震性

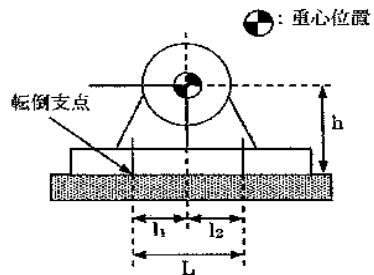
CST 炉注水ポンプは、基礎ボルトによりタービン建屋 1 階の床面に固定されていることを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行う。なお、耐震 S クラス相当の設備に求められる解析評価を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行う。

##### a. ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した。(表-4 参照)。

表-4 CST 炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

号機	応力分類	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
		算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
1F-1/2/3	引張応力	作用しない	180	2	207
	せん断応力	3	139	4	159



- L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離 (1/2/3 号機 ■ mm)
- m 機器の運転時質量 (1/2/3 号機 ■ kg)
- g 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- h 据付面から重心までの距離 (1/2/3 号機 ■ mm)
- M<sub>P</sub> ポンプ回転により働くモーメント  
※基礎ボルトに M<sub>P</sub> は作用しない
- l<sub>1</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離 (1/2/3 号機 ■ mm)
- n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数 (1/2/3 号機 ■ 本)
- n 基礎ボルトの本数 (1/2/3 号機 ■ 本)
- A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積 (1/2/3 号機 ■ mm<sup>2</sup>)
- C<sub>H</sub> 水平方向設計震度  
 $\left[ \begin{array}{l} \text{耐震 B クラス設備に適用される加速度 : 0.36 (1.8Ci)} \\ \text{耐震 S クラス設備に適用される加速度 : 0.72 (3.6Ci)} \end{array} \right]$
- C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度  
 $\left[ \begin{array}{l} \text{耐震 B クラス設備に適用される加速度 : -} \\ \text{耐震 S クラス設備に適用される加速度 : 0.29} \end{array} \right]$
- C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度 (■)

$$\text{ボルトに作用する引張力 : } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

$$\text{ボルトの引張応力 : } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力 : } Q_b = mg(C_H + C_P)$$

$$\text{ボルトのせん断応力 : } \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

## 1.2 タンクの構造強度および耐震性

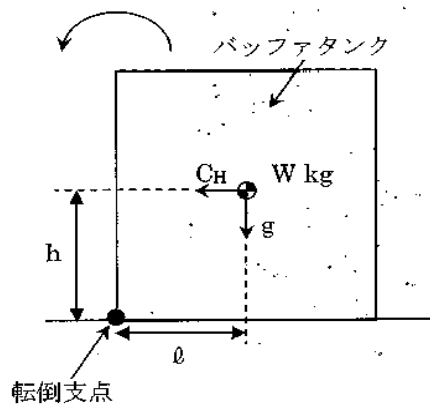
### 1.2.1 処理水バッファタンク

#### (1) 耐震性

処理水バッファタンクは、事務本館脇海側駐車場に設置されており、ボルトによる固定はされていないことを踏まえ、耐震性の評価として、タンクが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

##### a. 処理水バッファタンクの転倒評価

タンクについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。タンクが転倒するのは、地震によるモーメント > 自重によるモーメントの場合であるが、評価の結果、地震によるモーメント < 自重によるモーメントであり、タンクが転倒しないことを確認した。



$C_H$  水平方向設計震度

(耐震 B クラス設備に適用される加速度 : 0.36 (1.8Ci)  
耐震 S クラス設備に適用される加速度 : 0.72 (3.6Ci))

$W$  機器重量

$g$  重力加速度

$h$  据付面から重心までの距離 (mm)

$\ell$  転倒支点から機器重心までの距離 (mm)

#### ■ 転倒評価

地震によるモーメント :  $M_1 = W \times g \times C_H \times h$

自重によるモーメント :  $M_2 = W \times g \times \ell$

$$M_1 - M_2 = (WgC_H h) - (Wg\ell) = Wg(C_H h - \ell)$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 : } (C_H h - \ell) = -$$

$$C_H = 0.72 \text{ の場合 : } (C_H h - \ell) = -$$

### 1.3 管の構造強度及び耐震性

#### 1.3.1 鋼管

##### (1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、原子炉注水系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（表-4 参照）。

表-4 原子炉注水系における鋼管の構造強度評価結果※<sup>1</sup>

	材料	外径 : D0 [mm]	最高 使用 圧力 : P [MPa]	許容引張 応力 : S [MPa]	公称 肉厚 [mm]	管の計算上 必要な 厚さ : t [mm]	炭素鋼 鋼管の必要 最小厚さ※ <sup>2</sup> [mm]
【1～3号機高台 炉注水ライン】  ポンプユニット	SUS304TP	60.5	1.4	128	3.5	0.33	—
	SUS304TP	76.3	1.4	128	3.5	0.42	—
	SUS304TP	89.1	1.4	128	4.0	0.49	—
【1～3号機高台 炉注水ライン】	SUS304TP	60.5	0.98	128	3.9	0.24	—
	SUS304TP	89.1	0.98	128	5.5	0.35	—
	SUS304TP	165.2	0.98	128	7.1	0.64	—
	STPT370	89.1	0.98	93	5.5	0.47	3.0
	STPT370	60.5	0.98	93	5.5	0.32	2.4
	STPT410	318.5	0.98	103	10.3	1.51	3.8
	STPG370	60.5	0.98	93	3.9	0.32	2.4
	STPG370	76.3	0.98	93	5.2	0.41	2.7
	STPG370	89.1	0.98	93	5.5	0.47	3.0
	STPG370	60.5	0.98	93	5.5	0.32	2.4
【1～3号機純水 タンク脇炉注水ラ イン】  ポンプユニット	SUS304TP	60.5	1.4	128	3.5	0.33	—
	SUS304TP	76.3	1.4	128	3.5	0.42	—
	SUS304TP	89.1	1.4	128	5.5	0.49	—
【1～3号機純水 タンク脇炉注水ラ イン】	SGP	165.2	0.98	74	5.0	1.09	3.8
	SGP	216.3	0.98	74	5.8	1.43	3.8
【1～3号機ター ビン建屋内炉注水 ライン】  ポンプユニット	STPT370	76.3	1.4	93	5.2	0.41	2.7
	STPT370	60.5	1.4	93	5.5	0.32	2.4
	SUS304TP	60.5	1.4	128	5.5	0.33	—
【1～3号機ター ビン建屋内炉注水 ライン】	STPT370	76.3	0.98	93	5.2	0.41	2.7
	STPT370	89.1	0.98	93	5.5	0.47	3.0
	STPT370	114.3	0.98	93	6.0	0.6	3.4
	STPT370	165.2	0.98	93	7.1	0.87	3.8



	STPT370	60.5	0.98	93	8.7	0.32	2.4
	STPG370	89.1	0.98	93	5.5	0.47	3.0
	STPG370	165.2	0.98	93	7.1	0.87	3.8
	STPG370	318.5	0.98	93	10.3	1.68	3.8
	STPG370	60.5	0.98	93	5.5	0.32	2.4
	STPT410	60.5	0.96	103	5.5	0.29	2.4
	STPT410	76.3	0.96	103	5.2	0.36	2.7
【1～3 号機 CST 炉注水ライン】 ポンプユニット	STPT410	34.0	0.96	103	4.5	0.16	1.7
	STPT410	60.5	0.96	103	5.5	0.29	2.4
	STPT410	89.1	0.96	103	5.5	0.42	3.0
【1～3 号機 CST 炉注水ライン】	STPT410	60.5	0.96	103	5.5	0.29	2.4
	STPT410	60.5	0.96	103	3.9	0.29	2.4
	STPT410	76.3	0.96	103	5.2	0.36	2.7
	STPT410	89.1	0.96	103	5.5	0.42	3.0
	STPT410	114.3	0.96	103	6.0	0.54	3.4
	STPT410	165.2	0.96	103	7.1	0.77	3.8

※1 長手継手の効率  $\eta$  は全て 1

※2 表-5 に定める値

#### ■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値および表-5 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t: 管の計算上必要な厚さ (mm)

P: 最高使用圧力 (MPa)

D<sub>0</sub>: 管の外径 (mm)

S: 最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

$\eta$ : 長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表-5 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

## 別冊 2

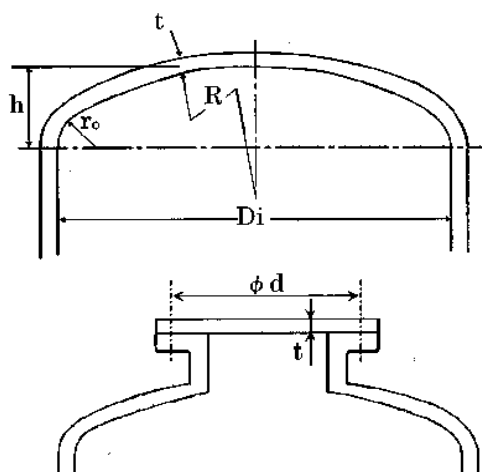
原子炉格納容器内窒素封入設備に係る補足説明

# I 原子炉格納容器内窒素封入設備の構造強度及び耐震性について

## 1. 窒素ガス分離装置の構造強度及び耐震性

### (1) 構造強度

窒素ガス分離装置 (A), (B), (C) 及び非常用窒素ガス分離装置に用いる容器の一部については、圧力容器構造規格の第二種圧力容器構造規格を適用しており、JIS B 8265 (圧力容器の構造—一般事項) の規格計算を行い、必要板厚を満足することを確認する。



- t : 必要計算厚さ (mm)
- P : 設計圧力 (MPa)
- D<sub>i</sub> : 胴の内径 (mm)
- σ<sub>a</sub> : 設計温度における材料の許容引張応力 (N/mm<sup>2</sup>)
- η : 溶接継手効率
- α : 腐れ代 (mm)
- M : 皿形鏡板の形状による係数
- R : 皿形鏡板の中央の球形部の内半径 (mm)
- r<sub>o</sub> : 皿形鏡板のすみの丸みの内半径 (mm)
- D : 半だ円形鏡板のだ円の内長径 (mm)
- 2h : 半だ円形鏡板のだ円の内短径 (mm)
- K : 半だ円形鏡板の形状による係数
- d : 円形平ふた板のボルト中心円の直径 (mm)

$$\text{円筒胴の計算厚さ (内径基準)} : t = \frac{PD_i}{2\sigma_a\eta - 1.2P} + \alpha \quad P \leq 0.385\sigma_a\eta \text{ の場合}$$

$$\text{皿形鏡板の計算厚さ (内径基準)} : t = \frac{PRM}{2\sigma_a\eta - 0.2P} + \alpha$$

$$\text{皿形鏡板の形状による係数} : M = \frac{1}{4} \left( 3 + \sqrt{\frac{R}{r_o}} \right)$$

$$\text{半だ円形鏡板の計算厚さ (内径基準)} : t = \frac{PDK}{2\sigma_a\eta - 0.2P} + \alpha$$

$$\text{半だ円形鏡板の形状による係数} : K = \frac{1}{6} \left( 2 + \left( \frac{D}{2h} \right)^2 \right)$$

$$\text{円形平ふた板の計算厚さ} : t = d \sqrt{\frac{0.25P}{\sigma_a\eta}}$$

必要板厚計算に用いるパラメータは下表の通り。

設備名		部位	P	$D_i$	$\sigma_a$	$\eta$	$\alpha$
窒素ガス 分離装置 (A)	吸着槽	胴板					
	製品槽						
窒素ガス 分離装置 (B)	吸着槽						
	製品槽						
窒素ガス 分離装置 (C)	活性炭槽						
	空気槽						
	吸着槽						
	製品槽						
非常用 窒素ガス 分離装置	活性炭槽						
	吸着槽						
	製品槽						

設備名		部位	P	R	$\sigma_a$	$\eta$	$\alpha$	$r_o$
窒素ガス 分離装置 (A)	吸着槽	皿形鏡板						
	製品槽							
窒素ガス 分離装置 (B)	吸着槽							
	製品槽							
非常用 窒素ガス 分離装置	活性炭槽							
	製品槽							

設備名		部位	P	D	$\sigma_a$	$\eta$	$\alpha$	2h
窒素ガス 分離装置 (A)	吸着槽	半だ円形 鏡板						
窒素ガス 分離装置 (B)	吸着槽							
窒素ガス 分離装置 (C)	活性炭槽							
	空気槽							
	吸着槽							
	製品槽							
非常用 窒素ガス 分離装置	吸着槽							

設備名		部位	P	$\sigma_a$	$\eta$	d
窒素ガス 分離装置 (A)	吸着槽	円形 平ふた板				
窒素ガス 分離装置 (B)	吸着槽					
窒素ガス 分離装置 (C)	活性炭槽					
	吸着槽					

表一 1 に板厚計算の結果を示す。当該機器は必要板厚を満足しており、原子炉格納容器内窒素封入設備の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していることを確認した。

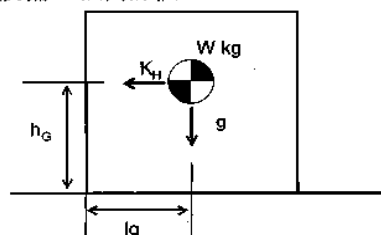
表一 1 第二種圧力容器 板厚計算結果

設備名		部位	必要板厚 (mm)	使用板厚 (mm)
窒素ガス 分離装置 (A)	吸着槽	胴板	5.56	9
		皿形鏡板	5.86	9
		半楕円形鏡板	4.17	12
		平ふた板	21.93	26
	製品槽	胴板	5.21	6
		皿形鏡板	5.49	6
窒素ガス 分離装置 (B)	吸着槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
		半楕円形鏡板	3.69	9
		平ふた板	21.93	26
	製品槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
窒素ガス 分離装置 (C)	活性炭 槽	胴板	3.51	4.5
		半楕円形鏡板	2.75	4.5
		平ふた板	11.94	22
	空気槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5
	吸着槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5
		平ふた板	17.67	24
	製品槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5
非常用 窒素ガス 分離装置	活性炭 槽	胴板	4.07	6
		皿形鏡板	4.27	5
	吸着槽	胴板	4.39	6
		半楕円形鏡板	4.19	5
	製品槽	胴板	3.77	6
		皿形鏡板	3.94	5

## (2) 耐震性

窒素ガス分離装置（A）、（B）、（C）及び非常用窒素ガス分離装置については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を参考とし、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス相当の地震力（ $1.2C_i = 0.24$ ）にて設備が転倒しないことの評価を行う。

### ・設備の転倒評価



$K_H$  水平方向設計震度  
 $W$  機器重量  
 $g$  重力加速度  
 $h_G$  据付面から重心までの距離  
 $l_g$  転倒支点から機器重心までの距離

地震によるモーメント： $M_1 = W \times g \times K_H \times h_G$

自重によるモーメント： $M_2 = W \times g \times l_g$

転倒評価に用いるパラメータは下表の通り。

	$K_H$	$g$	$W$	$h_G$	$l_g$
窒素ガス分離装置（A）	0.24	9.80665	■	■	■
窒素ガス分離装置（B）			■	■	■
窒素ガス分離装置（C）			■	■	■
非常用窒素ガス分離装置			■	■	■

表一2に転倒評価の結果を示す。当該機器は地震力に対して転倒せず、必要な耐震性を有していることを確認した。

表一2 窒素ガス分離装置 転倒評価結果（耐震Cクラス相当の静的震度）

設備名称	地震によるモーメント $M_1$ [N・m]	自重によるモーメント $M_2$ [N・m]	評価
窒素ガス分離装置（A）	4920	14023	転倒しない
窒素ガス分離装置（B）	3602	9169	転倒しない
窒素ガス分離装置（C）	7259	15877	転倒しない
非常用窒素ガス分離装置	24172	85219	転倒しない

なお、非常用窒素ガス分離装置については耐震Sクラス相当の静的震度 ( $3.6C_i = 0.72$ ) での評価も行い、転倒しないことを確認した。表－3に転倒評価の結果を示す。

表－3 非常用窒素ガス分離装置 転倒評価結果（耐震Sクラス相当の静的震度）

設備名称	地震によるモーメント $M_1$ [N・m]	自重によるモーメント $M_2$ [N・m]	評価
非常用窒素ガス分離装置	72515	85219	転倒しない

## 2. ゴムホース

### (1) 構造強度

ゴムホースは設計・建設規格に記載がない材料であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

### (2) 耐震性

ゴムホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

## 3. 既設設備の耐震性

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素の封入ライン（既設配管）の耐震性は以下の表－3の通り。

表－3 窒素封入ライン（既設配管）の耐震性

	原子炉圧力容器	原子炉格納容器
1号機	原子炉圧力容器頂部冷却系 (耐震Sクラス)	不活性ガス系 (耐震Cクラス)
2号機	原子炉圧力容器水位計装ライン (耐震Sクラス)	可燃性ガス濃度制御系 (耐震Sクラス)
3号機	原子炉圧力容器水位計装ライン (耐震Sクラス)	原子炉格納容器漏えい率検査用予備ライン (耐震Sクラス)

2／3号機については、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器とも耐震Sクラス配管より窒素が供給されており、耐震上問題はない。

1号機については原子炉格納容器への窒素の封入は耐震Cクラス設備である不活性ガス系より行われているため、大きな地震が発生した場合、既設配管の影響が懸念される。しかし、原子炉圧力容器への窒素封入ラインが耐震Sクラスであることから、原子炉圧



力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器側に流入し窒素で満たされるため問題はない。  
これらの既設封入ラインは東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていたものであることから、実力的にSクラス相当の耐震性を有しているものと考えられる。

なお、既設設備の強度、耐震性等については以下の工事計画認可申請書等による。

- ・ 1号機 原子炉圧力容器頂部冷却系  
建設時第7回工事計画認可申請書（43 公第 13412 号 昭和 44 年 4 月 7 日認可）  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第 503 号 昭和 45 年 7 月 2 日届出）  
工事計画認可申請書（53 資庁第 10621 号 昭和 53 年 9 月 25 日認可）  
工事計画認可申請書（平成 20-08-26 原第 10 号 平成 20 年 9 月 10 日認可）
- ・ 2号機 原子炉圧力容器水位計装ライン  
建設時第14回工事計画認可申請書（46 公第 11145 号 昭和 46 年 8 月 17 日認可）  
建設時第3回工事計画軽微変更届出書（総官第 685 号 昭和 47 年 9 月 28 日届出）  
工事計画認可申請書（53 資庁第 13643 号 昭和 54 年 1 月 5 日認可）
- ・ 3号機 原子炉圧力容器水位計装ライン  
建設時第11回工事計画認可申請書（47 公第 8267 号 昭和 47 年 9 月 28 日認可）  
建設時第26回工事計画軽微変更届出書（総官第 459 号 昭和 49 年 7 月 11 日届出）

## 別冊 3

使用済燃料プール設備に係る補足説明

## I 使用済燃料プール設備の構造強度及び耐震性について

### 1. ポンプ

#### 1.1 1号機二次系ポンプ

##### (1) 耐震性

1号機二次系ポンプについては、サージタンクや配管、弁等と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（以下、二次系ユニット）することで耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、二次系ユニットについては、1号機原子炉建屋脇の屋外に設置し、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及び二次系ユニットが転倒しないことの評価を行った。なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である  $0.36G$  とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

##### a. ボルトの強度評価

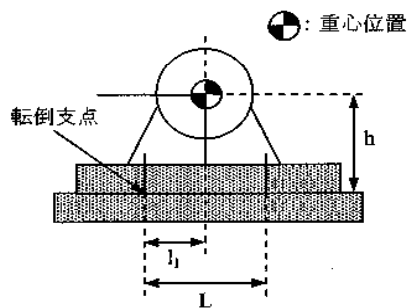
原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った。また、ボルトの許容応力については、供用状態 Cs における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は  $100^{\circ}\text{C}$  とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

##### (i) 評価方法及び条件

適用基準：原子力発電所耐震設計技術規定「JEAC4601 (2008)」

横形ポンプの強度評価方法に準拠して計算を行う。



- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / ポンプ振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力 } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

$$\text{引張応力 } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{せん断力 } Q_b = mg(C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力 } \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる  
基礎ボルトまでの距離

m 機器の運転時質量

g 重力加速度(=9.80665)

h 据付面から重心までの距離

M<sub>P</sub> ポンプ回転により働くモーメント

※基礎ボルトに M<sub>P</sub> は作用しない

l<sub>1</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n 基礎ボルトの本数

A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積

C<sub>H</sub> 水平方向設計震度

C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度 (=0)

C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度

・許容応力：供用状態 Cs における許容応力を適用し、以下の式で設定

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力} : 1.5f_t = \min(f_{t0}, f_{ts})$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : 1.5f_s = F/\sqrt{3}$$

ここで、F は日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、以下となる。

$$F = \min(Sy, 0.7Su)$$

Sy : 表 8 より 100℃ : 194MPa

Su : 表 9 より 100℃ : 373MPa

従って、

$$F = \min(Sy, 0.7Su) = \min(194, 0.7 \times 373) = 194 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned} \text{基礎ボルトの許容引張応力} : 1.5f_t &= \min(f_{t0}, f_{ts}) = (145, 199) \\ &= 145 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 145.5 \text{ MPa} \rightarrow 145 \text{ MPa}$$

$$f_{ts} = 1.4 \times f_{to} - 1.6 \times \tau_b = 1.4 \times 145 - 1.6 \times 2 = 199.8 \text{ MPa} \\ \rightarrow 199 \text{ MPa}$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : 1.5f_s = F/\sqrt{3} = 112.0 \text{ MPa} \\ \rightarrow 112 \text{ MPa}$$

・設計震度：水平方向のみを考慮

$$C_H = 0.36$$

(ii) 機器要目

L	m	g	h	l <sub>i</sub>
■[mm]	■[kg]	9.80665	■[mm]	■[mm]

n <sub>f</sub>	n	A <sub>b</sub>	C <sub>H</sub>	C <sub>P</sub>
■	■	■[mm <sup>2</sup> ]	0.36	■

S <sub>y</sub>	S <sub>u</sub>	F
194*[MPa] (40mm<径≤100mm)	373*[MPa] (40mm<径≤100mm)	194[MPa]

\*保守的な評価となるように‘40mm<径≤100mm’の値を使用。

(iii) 評価結果

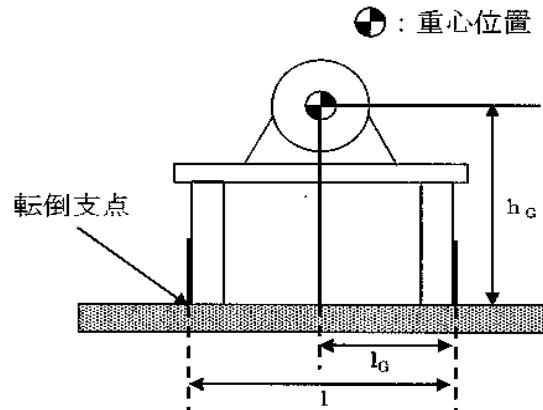
	算出応力	許容応力
引張	作用しない	145[MPa]
せん断	2[MPa]	112[MPa]

※ 浮き上がりが生じないため引張応力は評価不要

b. 二次系ユニットの転倒評価

「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、敷鉄板との溶接を考慮しない状態で、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。



$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot l_G}{l \cdot n_t}$$

$$= \frac{\{0.36 \times \text{[redacted]} - (\text{[redacted]} - 0) \times \text{[redacted]}\} \times 9.80665}{\text{[redacted]} \times \text{[redacted]}}$$

$$= -1938.9[N] \rightarrow -1938[N]$$

ここに、  $F_H$  : 設計水平地震力 ( $K_H \cdot W$ ) =  $0.36 \times \text{[redacted]} = \text{[redacted]} [kg]$

$K_H$  : 設計用水平震度 = 0.36

$W$  : 機器重量 =  $\text{[redacted]} [kg]$

$h_G$  : 据付面より機器重心までの高さ =  $\text{[redacted]} [mm]$

$F_V$  : 設計用鉛直地震力 = 0

$l_G$  : 検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離 =  $\text{[redacted]} [mm]$

$l$  : 検討する方向から見た評価点スパン =  $\text{[redacted]}$

$n_t$  : 機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数 =  $\text{[redacted]}$

転倒評価結果

設備名称	発生する垂直力[N]	評価
1号機二次系ユニット	-1938	転倒しない

## 1.2 2号機一次系ポンプ

### (1) 耐震性

2号機一次系ポンプについては、熱交換器、弁等と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（以下、熱交換器ユニット）することで耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては2号機FSTR（フィルター・スラッジタンクルーム）建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

#### a. ボルトの強度評価

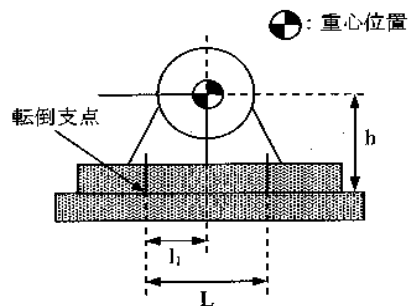
原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った。また、ボルトの許容応力については、供用状態Csにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

#### (i) 評価方法及び条件

適用基準：原子力発電所耐震設計技術規定「JEAC4601（2008）」

横形ポンプの強度評価方法に準拠して計算を行う。



- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / ポンプ振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力 } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

$$\text{引張応力 } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{せん断力 } Q_b = mg(C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力 } \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる  
基礎ボルトまでの距離

m 機器の運転時質量

g 重力加速度(=9.80665)

h 据付面から重心までの距離

M<sub>p</sub> ポンプ回転により働くモーメント  
※基礎ボルトに M<sub>p</sub> は作用しない

l<sub>1</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n 基礎ボルトの本数

A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積

C<sub>H</sub> 水平方向設計震度

C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度 (=0)

C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度

・許容応力：供用状態 Cs における許容応力を適用し、以下の式で設定

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力} : 1.5f_t = \min(f_{t0}, f_{ts})$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : 1.5f_s = F/\sqrt{3}$$

ここで、F は日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、以下となる。

$$F = \min(Sy, 0.7Su)$$

$$Sy : \text{表 8 より } 100^\circ\text{C} : 194\text{MPa}$$

$$Su : \text{表 9 より } 100^\circ\text{C} : 373\text{MPa}$$

従って、

$$F = \min(Sy, 0.7Su) = \min(194, 0.7 \times 373) = 194 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned} \text{基礎ボルトの許容引張応力} : 1.5f_t &= \min(f_{t0}, f_{ts}) = (145, 198) \\ &= 145 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$f_{t0} = F/2 \times 1.5 = 145.5\text{MPa} \rightarrow 145\text{MPa}$$

$$f_{ts} = 1.4 \times f_{t0} - 1.6 \times \tau_b = 1.4 \times 145 - 1.6 \times 3 = 198.2\text{MPa}$$



→ 198MPa

基礎ボルトの許容せん断応力： $1.5f_s = F/\sqrt{3} = 112.0 \text{ MPa}$

→ 112 MPa

・設計震度：水平方向のみを考慮

$C_H=0.36$

(ii) 機器要目

L	m	g	h	$I_1$
■[mm]	■[kg]	9.80665	■[mm]	■[mm]

$n_f$	n	$A_b$	$C_H$	$C_P$
■	■	■[mm <sup>2</sup> ]	0.36	■

$S_y$	$S_u$	F
194*[MPa] (40mm<径≤100mm)	373*[MPa] (40mm<径≤100mm)	194[MPa]

\* 保守的な評価となるように‘40mm<径≤100mm’の値を使用。

(iii) 評価結果

	算出応力	許容応力
引張	作用しない	145[MPa]
せん断	3[MPa]	112[MPa]

※ 浮き上がりが生じないため引張応力は評価不要

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.2 2号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で、熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

### 1.3 2号機二次系ポンプ

#### (1) 耐震性

2号機二次系ポンプについては、2号機FSTR（フィルター・スラッジタンクルーム）建屋の屋外にハウスを設置し、ハウスにボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。

これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

#### a. ボルトの強度評価

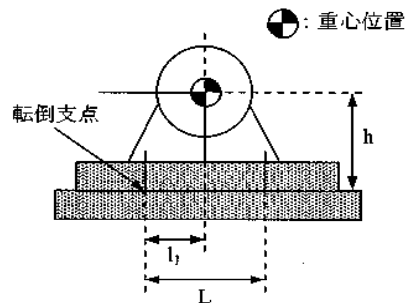
原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った。また、ボルトの許容応力については、供用状態Csにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

#### (i) 評価方法及び条件

適用基準：原子力発電所耐震設計技術規定「JEAC4601（2008）」

横形ポンプの強度評価方法に準拠して計算を行う。



- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / ポンプ振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力 } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)L_1 \}$$

$$\text{引張応力 } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{せん断力 } Q_b = mg(C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力 } \tau_b = \frac{Q_b}{nA_b}$$

L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる  
基礎ボルトまでの距離

m 機器の運転時質量

g 重力加速度(=9.80665)

h 据付面から重心までの距離

M<sub>p</sub> ポンプ回転により働くモーメント  
※基礎ボルトに M<sub>p</sub> は作用しない

l<sub>i</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n 基礎ボルトの本数

A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積

C<sub>H</sub> 水平方向設計震度

C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度 (=0)

C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度

・許容応力：供用状態 Cs における許容応力を適用し、以下の式で設定

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力} : 1.5f_t = \min(f_{to}, f_{ts})$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : 1.5f_s = F/\sqrt{3}$$

ここで、F は日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、以下となる。

$$F = \min(Sy, 0.7Su)$$

Sy : 表 8 より 100℃ : 194MPa

Su : 表 9 より 100℃ : 373MPa

従って、

$$F = \min(Sy, 0.7Su) = \min(194, 0.7 \times 373) = 194 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned} \text{基礎ボルトの許容引張応力} : 1.5f_t &= \min(f_{to}, f_{ts}) = (145, 198) \\ &= 145 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 145.5 \text{ MPa} \rightarrow 145 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned} f_{ts} &= 1.4 \times f_{to} - 1.6 \times \tau_b = 1.4 \times 145 - 1.6 \times 3 = 198.2 \text{ MPa} \\ &\rightarrow 198 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : 1.5f_s = F/\sqrt{3} = 112.0 \text{ MPa}$$

→ 112 MPa

・設計震度：水平方向のみを考慮

$$C_H=0.36$$

(ii) 機器要目

L	m	g	h	I <sub>j</sub>
■[mm]	■[kg]	9.80665	■[mm]	■[mm]

n <sub>f</sub>	n	A <sub>b</sub>	C <sub>H</sub>	C <sub>p</sub>
■	■	■[mm <sup>2</sup> ]	0.36	■

S <sub>y</sub>	S <sub>u</sub>	F
194*[MPa] (40mm<径≤100mm)	373*[MPa] (40mm<径≤100mm)	194[MPa]

\* 保守的な評価となるように‘40mm<径≤100mm’の値を使用。

(iii) 評価結果

	算出応力	許容応力
引張	2[MPa]	145[MPa]
せん断	3[MPa]	112[MPa]

#### 1.4 3号機一次系ポンプ

##### (1) 耐震性

3号機一次系ポンプについては、熱交換器、弁等と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（以下、熱交換器ユニット）することで耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては3号機廃棄物処理建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

##### a. ボルトの強度評価

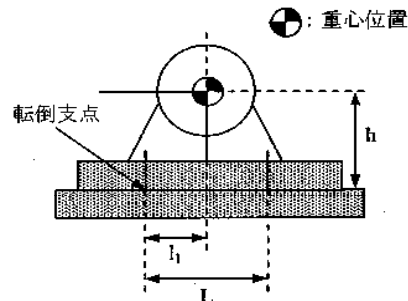
原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った。また、ボルトの許容応力については、供用状態Csにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

##### (i) 評価方法及び条件

適用基準：原子力発電所耐震設計技術規定「JEAC4601 (2008)」

横形ポンプの強度評価方法に準拠して計算を行う。



- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / ポンプ振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力 } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

$$\text{引張応力 } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

せん断力  $Q_b = mg(C_H + C_P)$

せん断応力  $\tau_b = \frac{Q_b}{nA_b}$

L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる  
基礎ボルトまでの距離

m 機器の運転時質量

g 重力加速度(=9.80665)

h 据付面から重心までの距離

M<sub>P</sub> ポンプ回転により働くモーメント  
※基礎ボルトに M<sub>P</sub> は作用しない

l<sub>1</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n 基礎ボルトの本数

A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積

C<sub>H</sub> 水平方向設計震度

C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度 (=0)

C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度

・許容応力：供用状態 Cs における許容応力を適用し、以下の式で設定

基礎ボルトの許容引張応力  $: 1.5f_t = \min(f_{t0}, f_{ts})$

基礎ボルトの許容せん断応力  $: 1.5f_s = F/\sqrt{3}$

ここで、F は日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付  
属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、以下となる。

$F = \min(Sy, 0.7Su)$

Sy : 表 8 より 100℃ : 194MPa

Su : 表 9 より 100℃ : 373MPa

従って、

$F = \min(Sy, 0.7Su) = \min(194, 0.7 \times 373) = 194 \text{ MPa}$

基礎ボルトの許容引張応力  $: 1.5f_t = \min(f_{t0}, f_{ts}) = (145, 198)$   
 $= 145 \text{ MPa}$

$f_{t0} = F/2 \times 1.5 = 145.5 \text{ MPa} \rightarrow 145 \text{ MPa}$

$f_{ts} = 1.4 \times f_{t0} - 1.6 \times \tau_b = 1.4 \times 145 - 1.6 \times 3 = 198.2 \text{ MPa}$   
 $\rightarrow 198 \text{ MPa}$

基礎ボルトの許容せん断応力  $: 1.5f_s = F/\sqrt{3} = 112.0 \text{ MPa}$

→ 112 MPa

・設計震度：水平方向のみを考慮

$$C_H=0.36$$

(ii) 機器要目

L	m	g	h	$I_j$
■■■[mm]	■■■[kg]	9.80665	■■■[mm]	■■■[mm]

$n_f$	n	$A_b$	$C_H$	$C_p$
■	■	■■■[mm <sup>2</sup> ]	0.36	■■■

$S_y$	$S_u$	F
194*[MPa] (40mm<径≤100mm)	373*[MPa] (40mm<径≤100mm)	194[MPa]

\* 保守的な評価となるように '40mm<径≤100mm' の値を使用。

(iii) 評価結果

	算出応力	許容応力
引張	作用しない	145[MPa]
せん断	3[MPa]	112[MPa]

※ 浮き上がりが生じないため引張応力は評価不要

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.4 3号機熱交換器ユニット(1)耐震性」において、水平方向震度0.36Gで、熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

## 1.5 3号機二次系ポンプ

### (1) 耐震性

3号機二次系ポンプについては、3号機廃棄物処理建屋の屋外にハウスを設置し、ハウスにボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。

これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

#### a. ボルトの強度評価

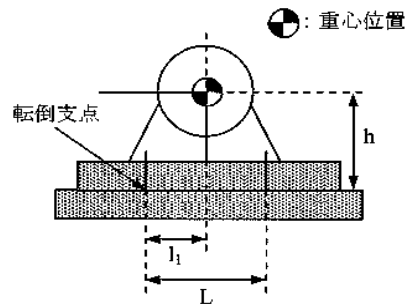
原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った。また、ボルトの許容応力については、供用状態Csにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

#### (i) 評価方法及び条件

適用基準：原子力発電所耐震設計技術規定「JEAC4601 (2008)」

横形ポンプの強度評価方法に準拠して計算を行う。



- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / ポンプ振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力 } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

$$\text{引張応力 } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{せん断力 } Q_b = mg(C_H + C_P)$$



$$\text{せん断応力 } \tau_b = \frac{Q_b}{nA_b}$$

L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる  
基礎ボルトまでの距離

m 機器の運転時質量

g 重力加速度(=9.80665)

h 据付面から重心までの距離

M<sub>p</sub> ポンプ回転により働くモーメント  
※基礎ボルトに M<sub>p</sub> は作用しない

l<sub>i</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n 基礎ボルトの本数

A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積

C<sub>H</sub> 水平方向設計震度

C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度 (=0)

C<sub>p</sub> ポンプ振動による震度

・許容応力：供用状態 C<sub>s</sub> における許容応力を適用し、以下の式で設定

基礎ボルトの許容引張応力 :  $1.5f_t = \min(f_{to}, f_{ts})$

基礎ボルトの許容せん断応力 :  $1.5f_s = F/\sqrt{3}$

ここで、F は日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付  
属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、以下となる。

$F = \min (Sy, 0.7Su)$

Sy : 表 8 より 100℃ : 194MPa

Su : 表 9 より 100℃ : 373MPa

従って、

$F = \min (Sy, 0.7Su) = \min (194, 0.7 \times 373) = 194 \text{ MPa}$

基礎ボルトの許容引張応力 :  $1.5f_t = \min(f_{to}, f_{ts}) = (145, 198)$   
= 145 MPa

$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 145.5 \text{ MPa} \rightarrow 145 \text{ MPa}$

$f_{ts} = 1.4 \times f_{to} - 1.6 \times \tau_b = 1.4 \times 145 - 1.6 \times 3 = 198.2 \text{ MPa}$   
→ 198 MPa

基礎ボルトの許容せん断応力 :  $1.5f_s = F/\sqrt{3} = 112.0 \text{ MPa}$   
→ 112 MPa

・設計震度：水平方向のみを考慮

$$C_H=0.36$$

(ii) 機器要目

L	m	g	h	l <sub>1</sub>
■[mm]	■[kg]	9.80665	■[mm]	■[mm]

n <sub>f</sub>	n	A <sub>b</sub>	C <sub>H</sub>	C <sub>P</sub>
■	■	■[mm <sup>2</sup> ]	0.36	■

S <sub>y</sub>	S <sub>u</sub>	F
194*[MPa] (40mm<径≤100mm)	373*[MPa] (40mm<径≤100mm)	194[MPa]

\*保守的な評価となるように‘40mm<径≤100mm’の値を使用。

(iii) 評価結果

	算出応力	許容応力
引張	2[MPa]	145[MPa]
せん断	3[MPa]	112[MPa]

## 1.6 4号機一次系ポンプ

### (1) 耐震性

4号機一次系ポンプについては、熱交換器、弁等と共に架台に組み込み、架台含めてユニット化（以下、熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等に固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては4号機廃棄物処理建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査規定「JEAC4601 (2008)」の耐震 B クラス相当の評価を行った。

#### a. ボルトの強度評価

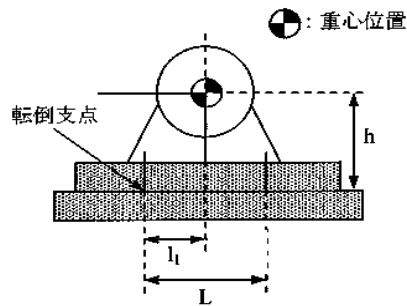
原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った。また、ボルトの許容応力については、供用状態 Cs における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

#### (i) 評価方法及び条件

適用基準：原子力発電所耐震設計技術規定「JEAC4601 (2008)」

横形ポンプの強度評価方法に準拠して計算を行う。



- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / ポンプ振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力 } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(l - C_V - C_P)l_1 \}$$

$$\text{引張応力 } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{せん断力 } Q_b = mg(C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力 } \tau_b = \frac{Q_b}{nA_b}$$

L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離

m 機器の運転時質量

g 重力加速度(=9.80665)

h 据付面から重心までの距離

M<sub>P</sub> ポンプ回転により働くモーメント

※基礎ボルトに M<sub>P</sub>は作用しない

l<sub>j</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n 基礎ボルトの本数

A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積

C<sub>H</sub> 水平方向設計震度

C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度 (=0)

C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度

・許容応力：供用状態 Cs における許容応力を適用し、以下の式で設定

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力} : 1.5f_t = \min(f_{t0}, f_{ts})$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : 1.5f_s = F/\sqrt{3}$$

ここで、Fは日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、以下となる。

$$F = \min(Sy, 0.7Su)$$

Sy : 表 8 より 100℃ : 194MPa

Su : 表 9 より 100℃ : 373MPa

従って、

$$F = \min(Sy, 0.7Su) = \min(194, 0.7 \times 373) = 194 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned} \text{基礎ボルトの許容引張応力} : 1.5f_t &= \min(f_{t0}, f_{ts}) = (145, 195) \\ &= 145 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$f_{t0} = F/2 \times 1.5 = 145.5 \text{ MPa} \rightarrow 145 \text{ MPa}$$

$$\begin{aligned} f_{ts} &= 1.4 \times f_{t0} - 1.6 \times \tau_b = 1.4 \times 145 - 1.6 \times 5 = 195 \text{ MPa} \\ &\rightarrow 195 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : 1.5f_s = F/\sqrt{3} = 112.0 \text{ MPa}$$

→ 112 MPa

・設計震度：水平方向のみを考慮

$C_H=0.36$

(ii) 機器要目

L	m	g	h	$l_1$
■[mm]	■[kg]	9.80665	■[mm]	■[mm]

$n_f$	n	$A_b$	$C_H$	$C_p$
■	■	■[mm <sup>2</sup> ]	0.36	■

$S_y$	$S_u$	F
194*[MPa] (40mm<径≤100mm)	373*[MPa] (40mm<径≤100mm)	194[MPa]

\*保守的な評価となるように‘40mm<径≤100mm’の値を使用。

(iii) 評価結果

	算出応力	許容応力
引張	作用しない	145[MPa]
せん断	5[MPa]	112[MPa]

※ 浮き上がりが生じないため引張応力は評価不要

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.6 4号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で、熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

## 1.7 4号機二次系ポンプ

### (1) 耐震性

4号機二次系ポンプについては、サージタンクや配管、弁等と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（以下、二次系ユニット）することで耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、二次系ユニットについては、共用プール建屋脇の屋外に設置し、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及び二次系ユニットが転倒しないことの評価を行った。なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

#### a. ボルトの強度評価

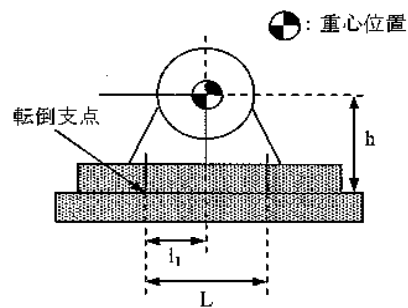
原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った。また、ボルトの許容応力については、供用状態 Cs における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

#### (i) 評価方法及び条件

適用基準：原子力発電所耐震設計技術規定「JEAC4601 (2008)」

横形ポンプの強度評価方法に準拠して計算を行う。



- ・評価部位：基礎ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / ポンプ振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力 } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

$$\text{引張応力 } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

せん断力  $Q_b = mg(C_H + C_P)$

せん断応力  $\tau_b = \frac{Q_b}{nA_b}$

L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる  
基礎ボルトまでの距離

m 機器の運転時質量

g 重力加速度(=9.80665)

h 据付面から重心までの距離

M<sub>p</sub> ポンプ回転により働くモーメント

※基礎ボルトに M<sub>p</sub>は作用しない

l<sub>i</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離

n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数

n 基礎ボルトの本数

A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積

C<sub>H</sub> 水平方向設計震度

C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度 (=0)

C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度

・許容応力：供用状態 Cs における許容応力を適用し、以下の式で設定

基礎ボルトの許容引張応力  $: 1.5f_t = \min(f_{t0}, f_{ts})$

基礎ボルトの許容せん断応力  $: 1.5f_s = F/\sqrt{3}$

ここで、Fは日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付  
属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、以下となる。

$F = \min(Sy, 0.7Su)$

Sy：表 8 より 100℃：194MPa

Su：表 9 より 100℃：373MPa

従って、

$F = \min(Sy, 0.7Su) = \min(194, 0.7 \times 373) = 194 \text{ MPa}$

基礎ボルトの許容引張応力  $: 1.5f_t = \min(f_{t0}, f_{ts}) = (145, 199)$   
 $= 145 \text{ MPa}$

$f_{t0} = F/2 \times 1.5 = 145.5 \text{ MPa} \rightarrow 145 \text{ MPa}$

$f_{ts} = 1.4 \times f_{t0} - 1.6 \times \tau_b = 1.4 \times 145 - 1.6 \times 2 = 199.8 \text{ MPa}$   
 $\rightarrow 199 \text{ MPa}$

基礎ボルトの許容せん断応力  $: 1.5f_s = F/\sqrt{3} = 112.0 \text{ MPa}$

→ 112 MPa

・設計震度：水平方向のみを考慮

$$C_H=0.36$$

(ii) 機器要目

L	m	g	h	l <sub>1</sub>
■[mm]	■[kg]	9.80665	■[mm]	■[mm]

n <sub>f</sub>	n	A <sub>b</sub>	C <sub>H</sub>	C <sub>P</sub>
■	■	■[mm <sup>2</sup> ]	0.36	■

S <sub>y</sub>	S <sub>u</sub>	F
194*[MPa] (40mm<径≤100mm)	373*[MPa] (40mm<径≤100mm)	194[MPa]

\* 保守的な評価となるように‘40mm<径≤100mm’の値を使用。

(iii) 評価結果

	算出応力	許容応力
引張	作用しない	145[MPa]
せん断	2[MPa]	112[MPa]

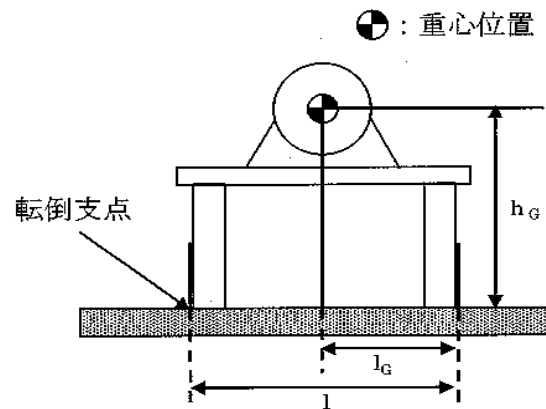
※ 浮き上がりが生じないため引張応力は評価不要



b. 二次系ユニットの転倒評価

「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、敷鉄板との溶接を考慮しない状態で、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。



$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot l_G}{l \cdot n_t} \times 9.80665$$

$$= \frac{0.36 \times \text{[redacted]} \times \text{[redacted]} - (\text{[redacted]} - 0) \times \text{[redacted]}}{\text{[redacted]} \times \text{[redacted]}} \times 9.80665$$

$$= -1938.9[N] \rightarrow -1938[N]$$

ここに、  
 $F_H$  : 設計水平地震力 ( $K_H \cdot W$ ) =  $0.36 \cdot \text{[redacted]} = \text{[redacted]} [kg]$   
 $K_H$  : 設計用水平震度 = 0.36  
 $W$  : 機器重量 =  $\text{[redacted]} [kg]$   
 $h_G$  : 据付面より機器重心までの高さ =  $\text{[redacted]} [mm]$   
 $F_V$  : 設計用鉛直地震力 = 0  
 $l_G$  : 検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離 =  $\text{[redacted]} [mm]$   
 $l$  : 検討する方向から見た評価点スパン =  $\text{[redacted]} [mm]$   
 $n_t$  : 機器転倒を考えた場合の評価点の数 =  $\text{[redacted]}$

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
4号機二次系ユニット	-1938	転倒しない

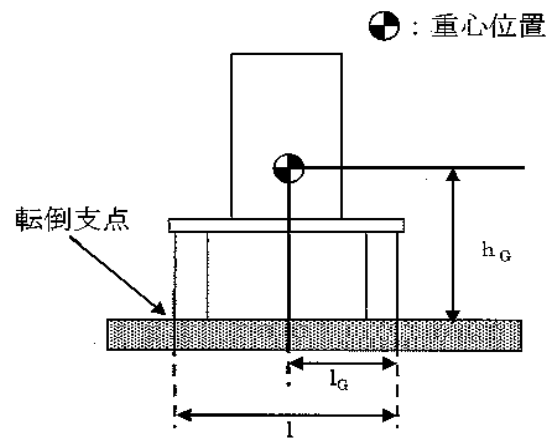
## 2. タンク

### 2.1 1号機サージタンク

#### (1) 耐震性

1号機サージタンクについては、二次系ポンプや配管、弁等と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）することで耐震性を向上させている。二次系ユニットは、1号機原子炉建屋脇の屋外に設置し、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

1.1 の「b.二次系ユニットの転倒評価結果」より、二次系ユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため、本条件における転倒は発生しないといえる。



(機器重心までの高さおよび評価点から機器重心までの距離は、1号機二次系ポンプと同様の値となる。)

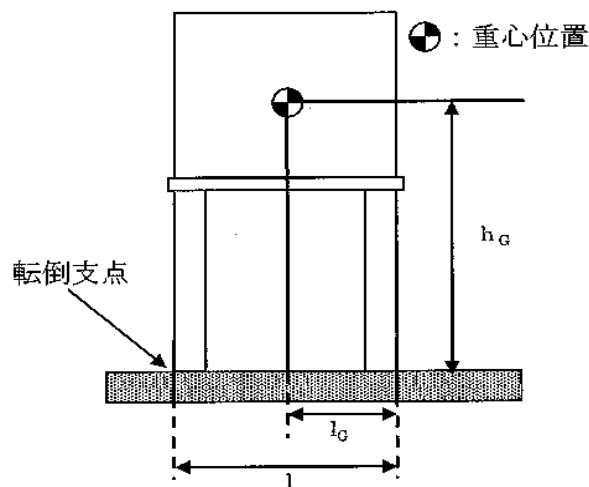
## 2.2 2号機サージタンク

### (1) 耐震性

2号機サージタンクについては、2号機FSTR（フィルター・スラッジタンクルーム）建屋の屋外に設置し、杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、サージタンクに発生する垂直力により転倒評価を行った。なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

#### a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。



$$\begin{aligned}
 R_b &= \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665 \\
 &= \frac{\blacksquare \times \blacksquare - (\blacksquare - 0) \times \blacksquare}{\blacksquare \times \blacksquare} \times 9.80665 \\
 &= 292.3[N] \rightarrow 293[N]
 \end{aligned}$$

ここに、 $F_H$  : 設計水平地震力 ( $K_H \cdot W$ ) =  $0.36 \cdot \blacksquare = \blacksquare$  [kg]

$K_H$  : 設計用水平震度 = 0.36

$W$  : 機器重量 =  $\blacksquare$  [kg]

$h_G$  : 据付面より機器重心までの高さ =  $\blacksquare$  [mm]

$F_V$  : 設計用鉛直地震力 = 0

$\ell_G$  : 検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離 =  $\blacksquare$  [mm]

$\ell$  : 検討する方向から見た評価点スパン = [mm]

$n_t$  : 機器転倒を考えた場合の評価点の数 =

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
2号機サージタンク	293	転倒する

なお、耐震 B クラス相当の評価(静的震度 0.36G)では転倒の恐れがあることから、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。

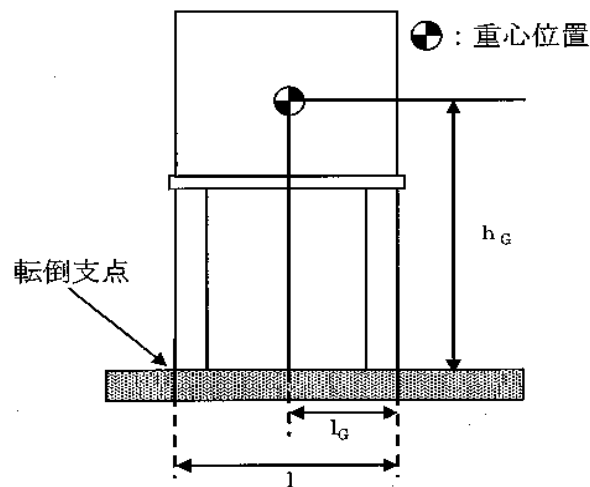
## 2.3 3号機サージタンク

### (1) 耐震性

3号機サージタンクについては、3号機廃棄物処理建屋の屋外に設置し、杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、サージタンクに発生する垂直力により転倒評価を行った。なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

#### a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。



$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot l_G}{l \cdot n_t} \times 9.80665$$

$$= \frac{\blacksquare \times \blacksquare - (\blacksquare - 0) \times \blacksquare}{\blacksquare \times \blacksquare} \times 9.80665$$

$$= 292.3 [N] \rightarrow 293 [N]$$

ここに、 $F_H$  : 設計水平地震力 ( $K_H \cdot W$ ) =  $0.36 \cdot \blacksquare = \blacksquare [kg]$

$K_H$  : 設計用水平震度 = 0.36

$W$  : 機器重量 =  $\blacksquare [kg]$

$h_G$  : 据付面より機器重心までの高さ =  $\blacksquare [mm]$

$F_V$  : 設計用鉛直地震力 = 0

$l_G$  : 検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離 =  $\blacksquare [mm]$

$\ell$  : 検討する方向から見た評価点スパン = 1000 [mm]  
 $n_{\ell}$  : 機器転倒を考えた場合の評価点の数 = 1

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
3号機サージタンク	293	転倒する

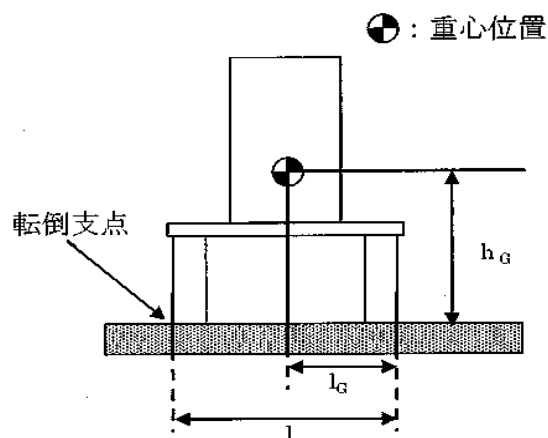
なお、耐震 B クラス相当の評価（静的震度 0.36G）では転倒の恐れがあることから、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。

## 2.4 4号機サージタンク

### (1) 耐震性

4号機サージタンクについては、二次系ポンプや配管、弁等と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（以下、二次系ユニット）することで耐震性を向上させている。二次系ユニットは、共用プール建屋脇の屋外に設置し、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

1.7 の「b.二次系ユニットの転倒評価結果」より、二次系ユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため、本条件における転倒は発生しないといえる。



（機器重心までの高さおよび評価点から機器重心までの距離は、4号機二次系ポンプと同様の値となる。）

### 3.熱交換器

#### 3.1 2号機熱交換器

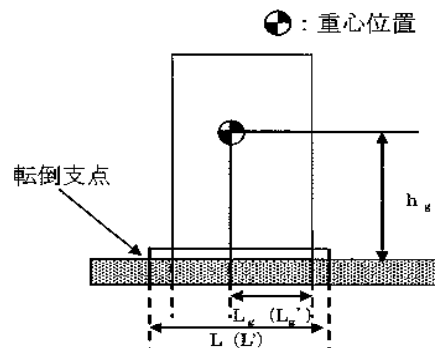
##### (1) 耐震性

2号機プレート式熱交換器については、一次系ポンプや配管、弁等と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（以下、熱交換器ユニット）することで耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては2号機FSTR（フィルター・）建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gに余裕を持たせた0.66G、耐震Bクラス相当の評価では求められていないが、メーカー基準として設定した垂直方向震度0.33Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

また、許容応力については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」の短期許容応力度（ボルト材質SS400）を適用した。

##### a. ボルトの強度評価



##### (i) 評価条件

- ・機器質量  $W = \text{[kg]}$
- ・重心高さ  $h_g = \text{[mm]}$
- ・重心位置（長辺）  $L_g = \text{[mm]}$
- ・重心位置（短辺）  $L_g' = \text{[mm]}$
- ・基礎ボルト片側本数  $n_t = \text{本}$
- ・基礎ボルト総本数  $n = \text{本}$
- ・基礎ボルト断面積  $A = \text{[mm}^2\text{]} (\text{ })$
- ・ボルトスパン（長辺）  $L = \text{[mm]}$



- ・ ボルトスパン（短辺）  $L' = \blacksquare$  [mm]
- ・ 水平震度  $K_h = 0.66$
- ・ 鉛直震度  $K_v = 0.33$

(ii) 評価結果

- ・ 基礎ボルトにかかる長辺方向の引張応力  $\sigma_1$

$$\begin{aligned}\sigma_1 &= (K_h \times W \times G \times h_g - (W - K_v \times W) \times L_g \times G) / (L \times n \times t \times A) \\ &= (0.66 \times \blacksquare \times 9.80665 \times \blacksquare - (\blacksquare - 0.33 \times \blacksquare) \times \blacksquare \times 9.80665) / \\ &\quad (\blacksquare \times \blacksquare \times \blacksquare) \\ &= 9.6 \text{ [MPa]} \rightarrow 10 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

- ・ 基礎ボルトにかかる短辺方向の引張応力  $\sigma_2$

$$\begin{aligned}\sigma_2 &= (K_h \times W \times G \times h_g - (W - K_v \times W) \times L_g' \times G) / (L' \times n \times t \times A) \\ &= (0.66 \times \blacksquare \times 9.80665 \times \blacksquare - (\blacksquare - 0.33 \times \blacksquare) \times \blacksquare \times 9.80665) / \\ &\quad (\blacksquare \times \blacksquare \times \blacksquare) \\ &= 46.2 \text{ [MPa]} \rightarrow 47 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

- ・ 基礎ボルト 1 本にかかるせん断応力  $\tau_1$

$$\begin{aligned}\tau_1 &= K_h \times W \times G / (n \times A) \\ &= 0.66 \times \blacksquare \times 9.80665 / (\blacksquare \times \blacksquare) \\ &= 11.0 \text{ [MPa]} \rightarrow 11 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

許容応力との比較を下表に示す。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	SS400	引張	47	176
		せん断	11	101

発生する引張応力、せん断応力は、基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

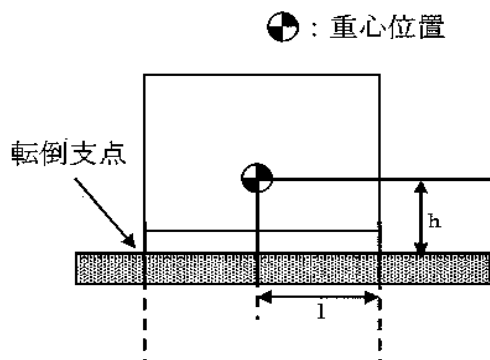
後述の「3.2 2号機熱交換器ユニット(1)耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

### 3.2 2号機熱交換器ユニット

#### (1) 耐震性

2号機熱交換器ユニットは、熱交換器、一次系ポンプ、配管及び弁等をトレーラ上に組み込んだものであり、トレーラ含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは、床面での転倒及び滑り防止のため、2号機FSTR（フィルター・スラッジタンクルーム）建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。また、ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし、ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、熱交換器ユニットに対して、転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに、アンカボルトの評価を行った。

なお、アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。



#### a. 転倒評価

熱交換器ユニット及びそれを搭載するトレーラの固定部に、転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果、転倒しない水平力は、水平震度 0.71G の地震時であり、耐震 B クラス相当の水平方向震度 0.36G に対して余裕があることを確認した。

#### b. アンカボルト評価

a. 転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。アンカボルトに発生する荷重は、許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

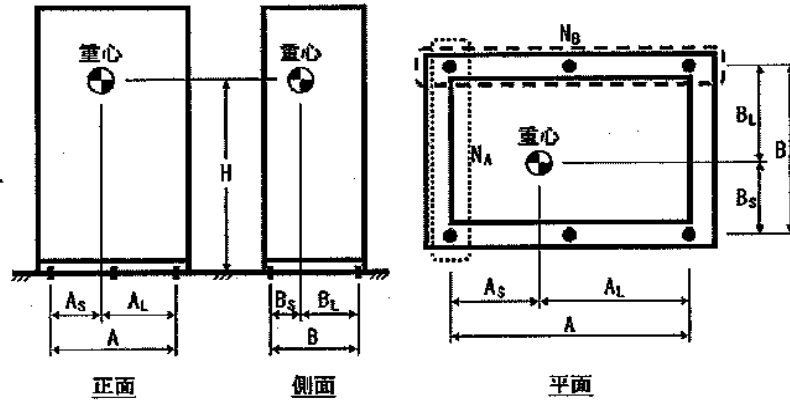
評価結果

部位	材料	荷重	算出荷重[N]	許容荷重[N]
アンカボルト	SUS304	引張	作用しない	41000
		せん断	30114	58000

※ 浮き上がりが生じないため引張荷重は評価不要

遮へい板は、熱交換器ユニットの側壁に設置しており、熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

< アンカボルト健全性評価 後打ちアンカ検討 >



・機器名称	アンカボルト健全性評価	
・耐震クラス	-	
・最大機器荷重	W=	(kg)
・鉛直設計震度	CV=	0
・水平設計震度	CH=	0.71
・重心位置までの高さ	H=	(mm)
・後打ちアンカ総数	N=	(本)
・引張を受ける後打ちアンカ数	N_A=	(本)
	N_B=	(本)
・重心位置までの距離	<短辺> A_s=	(mm) (A_s ≤ A_L)
	<長辺> A_L=	(mm)
	<短辺> B_s=	(mm) (B_s ≤ B_L)
	<長辺> B_L=	(mm)
・後打ちアンカスパン	<A側> A=	(mm)
	<B側> B=	(mm)
・後打ちアンカサイズ (アット)	1F-2	(フルアンカ)
・後打ちアンカ許容荷重	(長期) T0=	(N) (短期) (N)
	T1=	(N) (N)
	S0=	(N) (N)
・転倒モーメント	MA= 35534250	(N・cm) MB= 35534250 (N・cm)
・最大水平力	S= 30114	(N)
・垂直力(引張)	TA= -48971	(N) TB= -11991 (N)
・垂直力(圧縮)	PA= 120685	(N) PB= 72837 (N)

表-3 基礎荷重表							
設計震度		地震時				最大 機器荷重 (kg)	耐震クラス
水平	垂直	転倒モーメント (N・cm)	最大 水平力 (N)	最大垂直力			
				引張 (N)	圧縮 (N)		
0.71	0	35534250	30114	0	120685	34600	-

後打ちアンカ検討	引張T=	0 (N)	K=	0.520
	せん断S=	30114 (N)	判定:	OK

### 3.3 3号機熱交換器

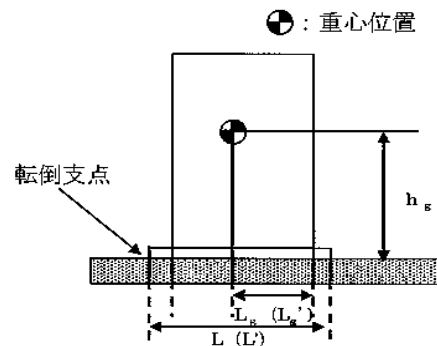
#### (1) 耐震性

3号機プレート式熱交換器については、一次系ポンプや配管、弁等と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（以下、熱交換器ユニット）することで耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては3号機廃棄物処理建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G、耐震 B クラス相当の評価では求められていないが、メーカー基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また、許容応力については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

#### a. ボルトの強度評価



#### (i) 評価条件

- ・機器質量  $W = \text{■} [\text{kg}]$
- ・重心高さ  $h_g = \text{■} [\text{mm}]$
- ・重心位置（長辺）  $L_g = \text{■} [\text{mm}]$
- ・重心位置（短辺）  $L_{g'} = \text{■} [\text{mm}]$
- ・基礎ボルト片側本数  $n_t = \text{■}$  本
- ・基礎ボルト総本数  $n = \text{■}$  本
- ・基礎ボルト断面積  $A = \text{■} [\text{mm}^2]$  (■)
- ・ボルトスパン（長辺）  $L = \text{■} [\text{mm}]$

- ・ ボルトスパン（短辺）  $L' = \blacksquare$  [mm]
- ・ 水平震度  $K_h = 0.66$
- ・ 鉛直震度  $K_v = 0.33$

(ii) 評価結果

- ・ 基礎ボルトにかかる長辺方向の引張応力  $\sigma_1$

$$\begin{aligned}\sigma_1 &= (K_h \times W \times G \times h_g - (W - K_v \times W) \times L_g \times G) / (L \times n_t \times A) \\ &= (0.66 \times \blacksquare \times 9.80665 \times \blacksquare - (\blacksquare - 0.33 \times \blacksquare) \times \blacksquare \times 9.80665) / \\ &\quad (\blacksquare \times \blacksquare \times \blacksquare) \\ &= 9.6 \text{ [MPa]} \rightarrow 10 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

- ・ 基礎ボルトにかかる短辺方向の引張応力  $\sigma_2$

$$\begin{aligned}\sigma_2 &= (K_h \times W \times G \times h_g - (W - K_v \times W) \times L_{g'} \times G) / (L' \times n_t \times A) \\ &= (0.66 \times \blacksquare \times 9.80665 \times \blacksquare - (\blacksquare - 0.33 \times \blacksquare) \times \blacksquare \times 9.80665) / \\ &\quad (\blacksquare \times \blacksquare \times \blacksquare) \\ &= 46.2 \text{ [MPa]} \rightarrow 47 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

- ・ 基礎ボルト 1 本にかかるせん断応力  $\tau_1$

$$\begin{aligned}\tau_1 &= K_h \times W \times G / (n \times A) \\ &= 0.66 \times \blacksquare \times 9.80665 / (\blacksquare \times \blacksquare) \\ &= 11.0 \text{ [MPa]} \rightarrow 11 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

・ 許容応力との比較を下表に示す。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	SS400	引張	47	176
		せん断	11	101

発生する引張応力、せん断応力は、基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

b. トレーラの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

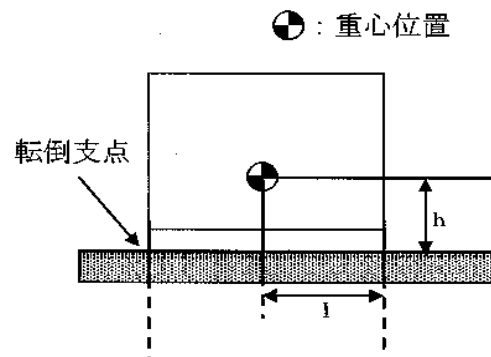
後述の「3.4 3号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

### 3.4 3号機熱交換器ユニット

#### (1) 耐震性

3号機熱交換器ユニットは、熱交換器、一次系ポンプ、配管及び弁等をトレーラ上に組み込んだものであり、トレーラ含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは、床面での転倒及び滑り防止のため、3号機廃棄物処理建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。また、ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし、ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、熱交換器ユニットに対して、転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに、アンカボルトの評価を行った。

なお、アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。



#### a. 転倒評価

熱交換器ユニット及びそれを搭載するトレーラの固定部に、転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果、転倒しない水平力は、水平震度 1G の地震時であり、耐震 B クラス相当の水平方向震度 0.36G に対して余裕があることを確認した。

#### b. アンカボルト評価

a. 転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。アンカボルトに発生する荷重は、許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

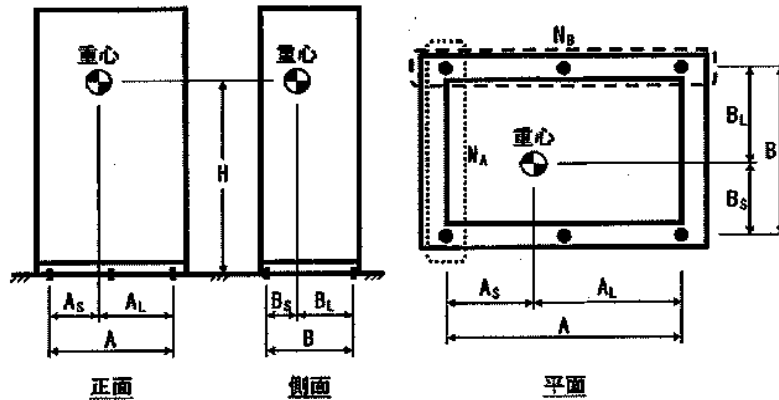
評価結果

部位	材料	荷重	算出荷重[N]	許容荷重[N]
アンカボルト	SUS304	引張	作用しない	41000
		せん断	23782	58000

※ 浮き上がりが生じないため引張荷重は評価不要

遮へい板は、熱交換器ユニットの側壁に設置しており、熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

< 1F-3 SFP代替冷却ユニット検討 転倒限界加速度 検討 >



・機器名称		1F-3 SFP代替冷却ユニット検討 転倒限界加速度	
・耐震クラス		W= (kg)	
・最大機器荷重		CV= 0	
・鉛直設計震度		CH= 1.00	
・水平設計震度		H= (mm)	
・重心位置までの高さ		N= (本)	
・後打ちアンカ総数		N_A= (本)	
・引張を受ける後打ちアンカ数		N_B= (本)	
・重心位置までの距離		A_s= (mm) (A_s ≤ A_L)	
		A_L= (mm)	
		B_s= (mm) (B_s ≤ B_L)	
		B_L= (mm)	
・後打ちアンカスパン		A= (mm)	
		B= (mm)	
・後打ちアンカサイズ (7'ラット)		1F-3 (7'ラット)	
・後打ちアンカ許容荷重		(長期) T0= (N) (短期) (N)	
		T1= (N) (N)	
		S0= (N) (N)	
・転倒モーメント		MA= 40180591 (N・cm) MB= 40180591 (N・cm)	
・最大水平力		S= 23782 (N)	
・垂直力(引張)		TA= -26699 (N) TB= -34 (N)	
・垂直力(圧縮)		PA= 115989 (N) PB= 47529 (N)	

表-3 基礎荷重表						
設計震度		地震時			最大 機器荷重 (kg)	耐震クラス
水平	垂直	転倒モーメント (N・cm)	最大 水平力 (N)	最大垂直力 引張 (N) 圧縮 (N)		
1	0	40180591	23782	0 115989	29100	-

後打ちアンカ検討	引張T= 0 (N)	K= 0.411
	せん断S= 23782 (N)	判定: OK

### 3.5 4号機熱交換器

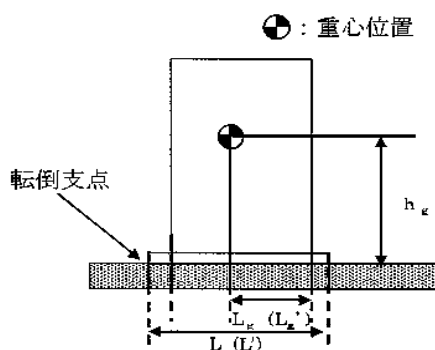
#### (1) 耐震性

4号機プレート式熱交換器については、一次系ポンプや配管、弁等と共に架台に組み込み、架台含めてユニット化（以下、熱交換器ユニット）することで耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットは4号機廃棄物処理建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G、耐震 B クラス相当の評価では求められていないが、メーカー基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また、許容応力については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

#### a. ボルトの強度評価



#### (i) 評価条件

- ・機器質量  $W = \text{[kg]}$
- ・重心高さ  $h_g = \text{[mm]}$
- ・重心位置（長辺）  $L_g = \text{[mm]}$
- ・重心位置（短辺）  $L_g' = \text{[mm]}$
- ・基礎ボルト片側本数  $n_t = \text{本}$
- ・基礎ボルト総本数  $n = \text{本}$
- ・基礎ボルト断面積  $A = \text{[mm}^2\text{]} (\text{ })$
- ・ボルトスパン（長辺）  $L = \text{[mm]}$



- ・ ボルトスパン（短辺）  $L' = \blacksquare$  [mm]
- ・ 水平震度  $K_h = 0.66$
- ・ 鉛直震度  $K_v = 0.33$

(ii) 評価結果

- ・ 基礎ボルトにかかる長辺方向の引張応力  $\sigma_1$

$$\begin{aligned}\sigma_1 &= (K_h \times W \times G \times h_g - (W - K_v \times W) \times L_g \times G) / (L \times n \times A) \\ &= (0.66 \times \blacksquare \times 9.80665 \times \blacksquare - (\blacksquare - 0.33 \times \blacksquare) \times \blacksquare \times 9.80665) / \\ &\quad (\blacksquare \times \blacksquare \times \blacksquare) \\ &= 13.3 \text{ [MPa]} \rightarrow 14 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

- ・ 基礎ボルトにかかる短辺方向の引張応力  $\sigma_2$

$$\begin{aligned}\sigma_2 &= (K_h \times W \times G \times h_g - (W - K_v \times W) \times L_g' \times G) / (L' \times n \times A) \\ &= (0.66 \times \blacksquare \times 9.80665 \times \blacksquare - (\blacksquare - 0.33 \times \blacksquare) \times \blacksquare \times 9.80665) / \\ &\quad (\blacksquare \times \blacksquare \times \blacksquare) \\ &= 54.1 \text{ [MPa]} \rightarrow 55 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

- ・ 基礎ボルト1本にかかるせん断応力  $\tau_1$

$$\begin{aligned}\tau_1 &= K_h \times W \times G / (n \times A) \\ &= 0.66 \times \blacksquare \times 9.80665 / (\blacksquare \times \blacksquare) \\ &= 12.9 \text{ [MPa]} \rightarrow 13 \text{ [MPa]}\end{aligned}$$

許容応力との比較を下表に示す。

表1 応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	SS400	引張	55	176
		せん断	13	101

発生する引張応力、せん断応力は、基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.6 4号機熱交換器ユニット(1)耐震性」において、水平方向震度0.36Gで熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

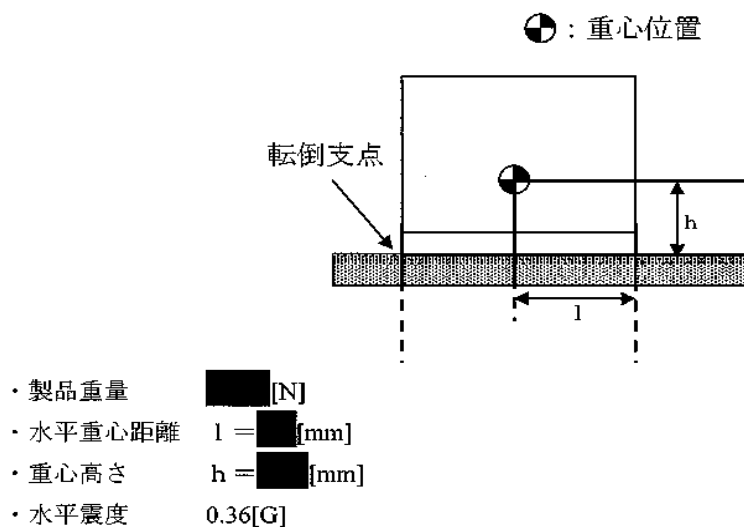
### 3.6 4号機熱交換器ユニット

#### (1) 耐震性

4号機熱交換器ユニットは、熱交換器、一次系ポンプ、配管及び弁等を架台上に組み込んだものであり、架台含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは、床面での転倒及び滑り防止のため、4号機廃棄物処理建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。また、ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし、ユニット内における転倒防止策を講じている。

これを踏まえ、耐震性の評価として地震の水平荷重による転倒モーメントよりも自重による安定モーメントが大きいことを確認するとともに、アンカボルトの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。



#### a. 転倒評価

計算過程を以下に示す。

$$[\text{水平荷重}] = [\text{水平震度}] \times [\text{製品重量}] = 28224[\text{N}]$$

$$[\text{転倒モーメント}] = [\text{水平荷重}] \times [\text{重心高さ}] = 31611 [\text{N} \cdot \text{m}]$$

$$[\text{安定モーメント}] = [\text{製品重量}] \times [\text{水平重心距離}] = 47040 [\text{N} \cdot \text{m}]$$

以上から、転倒モーメント < 安定モーメントであり、水平震度 0.36G に対しユニットは転倒しないことを確認した。

#### b. アンカボルト評価

アンカボルトの評価結果を下表に示す。水平震度 0.36G によりアンカボルトに発生する荷重は許容荷重を下回っており、十分な強度を有している。

部位	材料	荷重種類	算出荷重[N]	許容荷重[N]
アンカボルト	SS400 相当	引張	作用しない	381000
		せん断	28224	286000

※ 浮き上がりが生じないため引張応力は評価不要

#### 4.配管

##### 4.1 1号機配管

###### (1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している。

1号機二次系鋼管の構造強度評価結果※1

	材料	外径 : D0 [mm]	最高 使用 圧力 : P [MPa]	許容引張 応力 : S [MPa]	公称 肉厚 [mm]	管の計算上 必要な 厚さ : t[mm]	炭素鋼 鋼管の必要 最小厚さ※2 [mm]
1号機 二次系ライン	STPG370	60.5	1.0	93	5.5	0.33	2.4
	STPG370	89.1	1.0	93	5.5	0.48	3.0
	STPG370	114.3	1.0	93	6.0	0.62	3.4
	STPG370	165.2	1.0	93	7.1	0.89	3.8
	STPT370	60.5	1.0	93	5.5	0.33	2.4
	STPT370	165.2	1.0	93	7.1	0.89	3.8

※1 長手継手の効率ηは全て1

※2 表-1に定める値

###### ■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1)により計算した値および表-1に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t: 管の計算上必要な厚さ (mm)

P: 最高使用圧力 (MPa)

D<sub>0</sub>: 管の外径 (mm)

S: 最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

η: 長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVD-3110」に定めるところによる。

表-1 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

## (2) 耐震性

二次系設備のうち、配管の耐震性についての評価結果を示す。

### 1. 評価条件

配管は、基本的に、配管軸直角2方向拘束サポートを用いた、両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸方向については、サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数 0.52<sup>注)</sup>よりも小さいものとし、地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は、耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とする。

### 2. 評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく、地震により管軸方向は動かないと考えられることから、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.2)式で表すことができる。

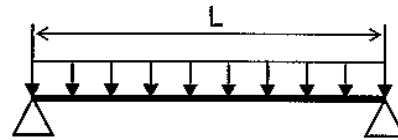
$$\bullet S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

$S_w$ : 自重による応力 [MPa]

$L$ : サポート支持間隔 [mm]

$Z$ : 断面係数 [mm<sup>3</sup>]

$w$ : 等分布荷重 [N/mm]



両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

$$\bullet S_s = \alpha S_w \quad (4.2)$$

$S_w$ : 自重による応力 [MPa]

$S_s$ : 地震による応力 [MPa]

$\alpha$ : 水平方向震度

注) 日本機械学会編 機械工学便覧  $\alpha$ . 基礎編 表 4-1,  $\alpha$  2-27

また、崩壊制限に「JEAG4601 (1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態  $D_s$  の場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(4.3)式で表すことができる。

$$\bullet S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha S_w = S_p + (1 + \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (4.3)$$

$S_p$ : 内圧による応力 [MPa]

$S_w$ : 自重による応力 [MPa]

Ss:地震による応力[MPa]

S:内圧、自重、地震による応力[MPa]

$\alpha$ :水平方向震度

従って、上記(4.3)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管は十分な強度を有していると考えることができる。

### 3. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力  $S_w=40$ [MPa]の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の 0.36、内圧による応力  $S_p=10$ [MPa]、自重による応力  $S_w=40$ [MPa]、許容応力を STPT370[100℃]の  $0.9S_u=315$ [MPa]とし、(4.3)に代入すると以下となる。

$$\bullet S=S_p+(1+\alpha)S_w = 10+(1+0.36)\times 40= 64.4\text{[MPa]} \leq 0.9S_u = 315\text{[MPa]} \quad (4.4)$$

また、継手がある場合には、応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし、(4.4)式の自重による応力  $S_w$  に 3 を乗じ、 $S_w=120$ [MPa]とすると以下となる。

$$\bullet S=S_p+(1+\alpha)S_w\times 3= 10+(1+0.36)\times 120= 173.2\text{[MPa]} \leq 0.9S_u = 315\text{[MPa]} \quad (4.5)$$

以上のことから、両端単純支持はりで自重による応力  $S_w$  を 40[MPa]程度の配管サポート配置とした場合、発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

なお、1号機代表配管に対するサポート支持間隔等の値を以下に示す。

(サポート支持間隔が最も長くなる配管を選定)

口径	材質	サポート 支持間隔 (mm)	断面係数 (mm <sup>3</sup> )	配管自重 (N/mm)	配管自重による応力 (MPa)
50A/Sch80	STPT370	■	■	■	■

## 4.2 2号機配管

### (1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している。

2号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果※1

	材料	外径 : D0 [mm]	最高 使用 圧力 : P [MPa]	許容引張 応力 : S [MPa]	公称 肉厚 [mm]	管の計算上 必要な 厚さ : t[mm]	炭素鋼 鋼管の必要 最小厚さ※2 [mm]
2号機 一次系ライン	STPG370	114.3	1.0	93	6.0	0.62	3.4
	STPG370	165.2	1.0	93	7.1	0.89	3.8
	STPG370	216.3	1.0	93	8.2	1.16	3.8
2号機 二次系ライン	STPG370	139.8	0.5	93	6.6	0.38	3.8
	STPG370	165.2	0.5	93	7.1	0.45	3.8
	STPG370	216.3	0.5	93	8.2	0.59	3.8

※1 長手継手の効率  $\eta$  は全て 1

※2 表-1 に定める値

#### ■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値および表-1 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t : 管の計算上必要な厚さ (mm)

P : 最高使用圧力 (MPa)

D<sub>0</sub> : 管の外径 (mm)

S : 最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

$\eta$  : 長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVD-3110」に定めるところによる。



表-1 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

## (2) 耐震性

一次系設備のうち、既設取合～熱交換器ユニット間の配管についての耐震性の評価結果を示す。

### 1. 解析条件

#### ・解析モデル：

既設 FG69A～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設 FE52A：KFPC-902

#### ・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G

#### ・鉛直地震力：耐震 B クラス相当の評価では求められていないが、鉛直方向における地震加速度大トリップ設定値である 100Gal の担保として 0.10G

#### ・配管仕様：解析に用いた配管仕様を以下に示す。

配管仕様	
呼び径／厚さ	100A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40
材質	STPG370
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	100℃

### 2. 評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

	一次応力[MPa]	許容応力[MPa]
既設 FG69A ～熱交換器ユニット	77	189
熱交換器ユニット ～既設 FE52A	46	189

解 析 結 果 及 び 評 価

固 有 周 期 及 び 設 計 震 度

島 敷 岡 K F P C - 9 0 1

耐震クラス		B		
適用する地震動等		S <sub>B</sub> 及び静的震度		
モード	固有周期 (s)	応 答 水 平 震 度		鉛直震度
		X 方 向	Z 方 向	Y 方 向
1 次	0.134	0.00	0.00	——
2 次	0.109	0.00	0.00	——
3 次	0.104	0.00	0.00	——
4 次	0.097	0.00	0.00	——
5 次	0.093	0.00	0.00	——
6 次	0.089	0.00	0.00	——
7 次	0.087	0.00	0.00	——
8 次	0.086	0.00	0.00	——
15 次	0.051	0.00	0.00	——
16 次	0.047	——	——	——
動 的 震 度		0.36	0.36	0.10
静 的 震 度		——	——	——

各モードに対応する刺激係数

鳥瞰図 KFPC-901

モード	固有周期 (s)	刺激係数		
		X 方向	Y 方向	Z 方向
1 次	0.134	0.177	0.018	0.127
2 次	0.109	0.308	0.001	0.083
3 次	0.104	0.007	0.007	0.102
4 次	0.097	0.303	0.036	0.076
5 次	0.093	0.012	0.251	0.020
6 次	0.089	0.059	0.016	0.241
7 次	0.087	0.440	0.005	0.026
8 次	0.086	0.048	0.068	0.214
15 次	0.051	0.067	0.084	0.068

注 記

下表に示すごとく最大応力はすべて許容応力以下である。

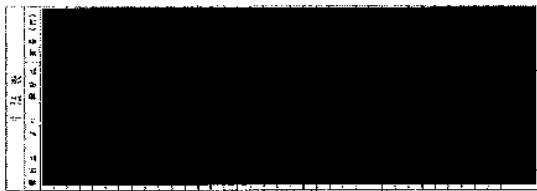
クラス 2 管

鳥 瞰 図	供 用 状 態	最大応力 評 価 点	最大応力 区 分	一 次 応 力 評 価 (MPa)		一 次 + 二 次 応 力 評 価 (MPa)		疲労評価
				計算応力 ①+②+③	許容応力 1.5・Sh 1.8・Sh Sy* 0.9・Su	計算応力 ①+②+④ ①+②+③+④ Ss (S <sub>1</sub> ) Ss (S <sub>2</sub> )	許容応力 Sa (c) Sa (d) 2・Sy 2・Sy	疲れ累積係数 US <sub>1</sub> US <sub>2</sub>
KFPC-901	(A, B)	811	①+②	61	139	33	232	—
	(A, B)	101	①+②+④	29	139	115	232	—
	(A, B)	811	①+②+③	61	167	34	251	—
	(A, B)	101	①+②+③+④	30	167	116	251	—
	C (Ⅲ <sub>A</sub> S)	101	①+②+③	77	189	74	378	—
	C (Ⅲ <sub>A</sub> S)	114	Ss (S <sub>1</sub> )	73	189	74	378	—
	D (Ⅳ <sub>A</sub> S)	—	①+②+③	—	—	—	—	—
	D (Ⅳ <sub>A</sub> S)	—	Ss (S <sub>2</sub> )	—	—	—	—	—

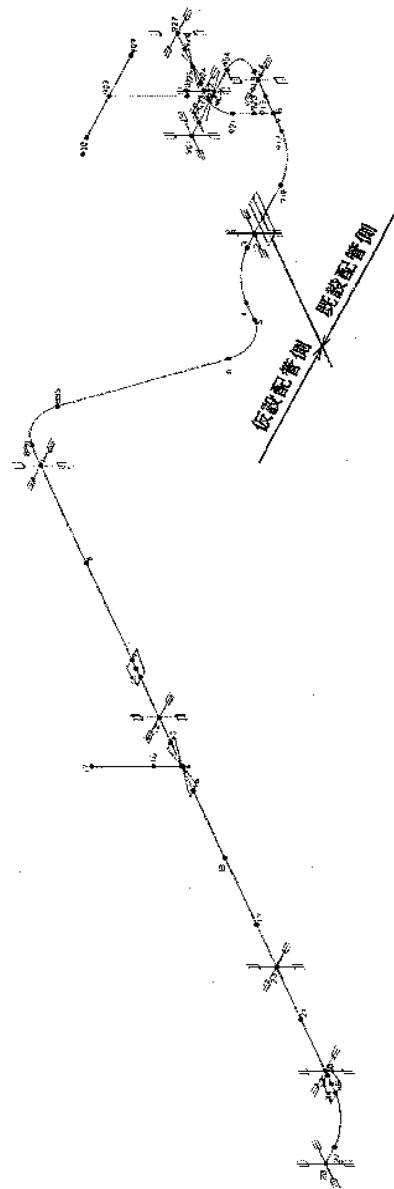
注記\*: オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については Sy と 1.2・Sh のうち大きい方の値とする。

注: ①は内圧応力(SP (SPm)) ②は自重応力(SMa) ③は地震応力(他の周期的機械荷重による応力を含む)(SMb)

④は二次応力(SMc)を示す。

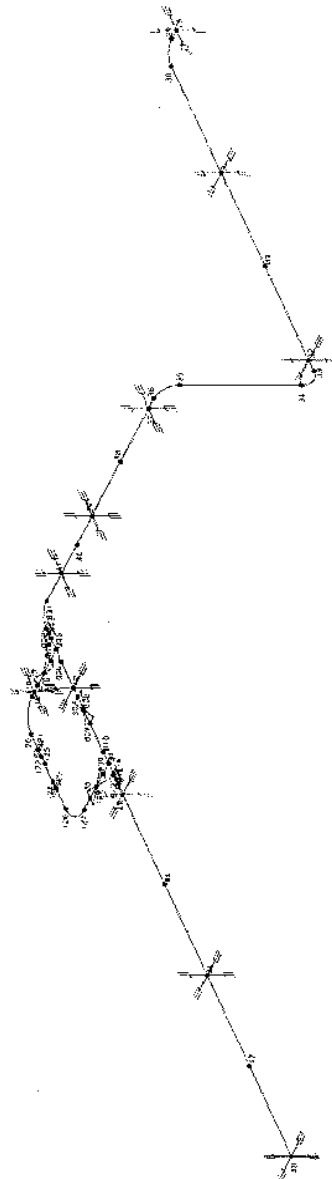


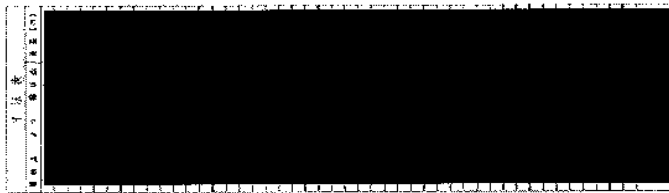
第 1 页	共 1 页
IF-2 KFC-901	
第 1 页	共 1 页



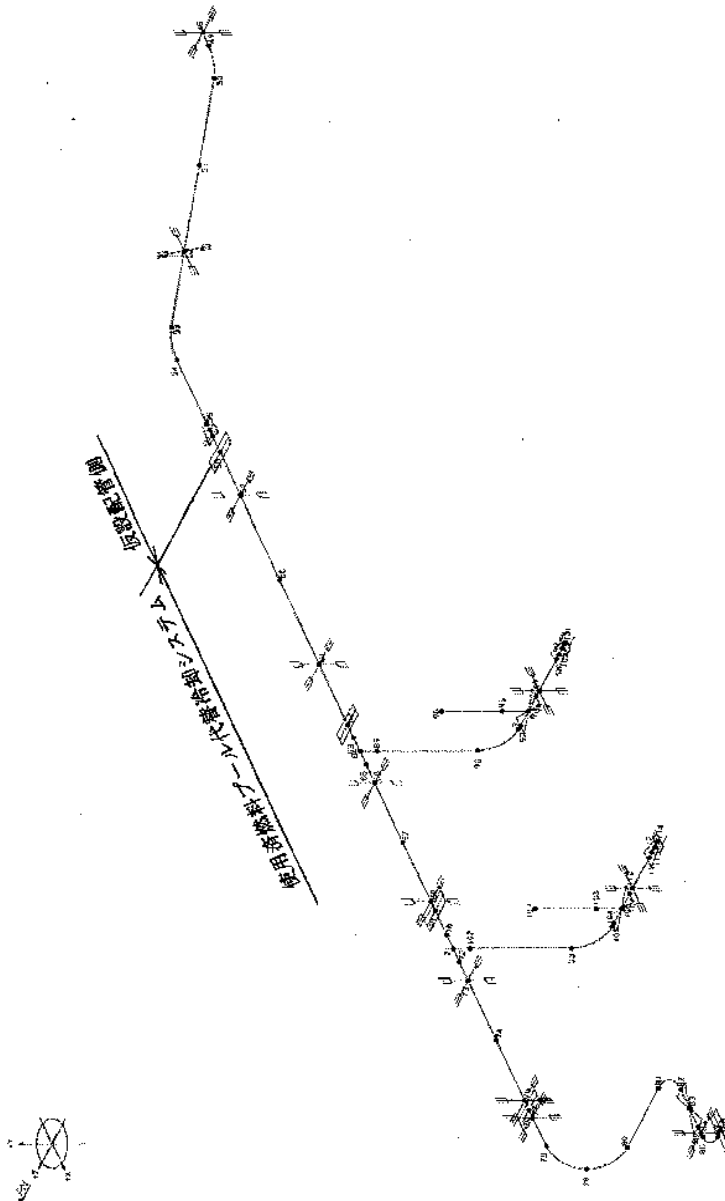


SECRET  
REF ID: A70390  
10/2/23





32 17 81  
 IF-2 KFC-01  
 3 5 图 3/3



解 析 結 果 及 び 評 価

固有周期及び設計震度

島 殿 岡 K F P C - 9 0 2

耐震クラス		B		
適用する地震動等		S <sub>B</sub> 及び静的震度		
モード	固有周期 (s)	応 答 水 平 震 度		鉛直震度
		X 方 向	Z 方 向	Y 方 向
1 次	0.089	0.00	0.00	——
2 次	0.087	0.00	0.00	——
3 次	0.072	0.00	0.00	——
4 次	0.067	0.00	0.00	——
5 次	0.061	0.00	0.00	——
6 次	0.058	0.00	0.00	——
7 次	0.057	0.00	0.00	——
8 次	0.055	0.00	0.00	——
11 次	0.051	0.00	0.00	——
12 次	0.048	——	——	——
動的震度		0.36	0.36	0.10
静的震度		——	——	——



各モードに対応する刺激係数  
島 鐵 鋼 KFP C-902

モード	周 有 周 期 (s)	刺 激 係 数		
		X 方 向	Y 方 向	Z 方 向
1 次	0.089	0.287	0.001	0.002
2 次	0.087	0.124	0.003	0.078
3 次	0.072	0.010	0.002	0.156
4 次	0.067	0.095	0.003	0.089
5 次	0.061	0.072	0.032	0.128
6 次	0.058	0.014	0.067	0.020
7 次	0.057	0.054	0.002	0.033
8 次	0.055	0.353	0.005	0.007
11 次	0.051	0.034	0.050	0.009

備 考

下表に示すように最大応力はすべて許容応力以下である

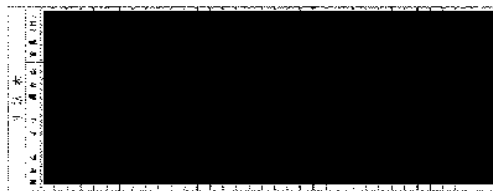
ク ラ ス 2 番

島 鐵 鋼	供 用 状 態	最大応力 評 価 値	最大応力 区 分	一 次 応 力 評 価 (MPa)		二 次 応 力 評 価 (MPa)		疲労係数
				計算応力	許容応力	計算応力	許容応力	
				$0.7 \cdot S_b$ $1.1 \cdot S_b + S_u$	$1.5 \cdot S_b$ $1.8 \cdot S_b$ $S_y +$ $0.9 \cdot S_u$	$0.1 \cdot S_b + 0.9 \cdot S_y$ $S_y (S_1)$ $S_y (S_2)$	$S_a (c)$ $S_a (d)$ $2 \cdot S_y$ $2 \cdot S_y$	
KFP C-902	(A, H)	2	第 I 部	25	139	20	232	—
	(A, B)	104	第 I 部 + 第 II 部	23	139	107	232	—
	(A, B)	2	第 II 部 + 第 III 部	25	167	20	251	—
	(A, B)	104	第 II 部 + 第 III 部 + 第 IV 部	24	167	108	251	—
	C (ⅢA S)	104	第 II 部 + 第 III 部	46	189	30	378	—
	C (ⅢA S)	114	$S_y (S_1)$	44	189	30	378	—
	D (ⅣA S)	—	第 II 部 + 第 III 部	—	—	—	—	—
	D (ⅣA S)	—	$S_y (S_2)$	—	—	—	—	—

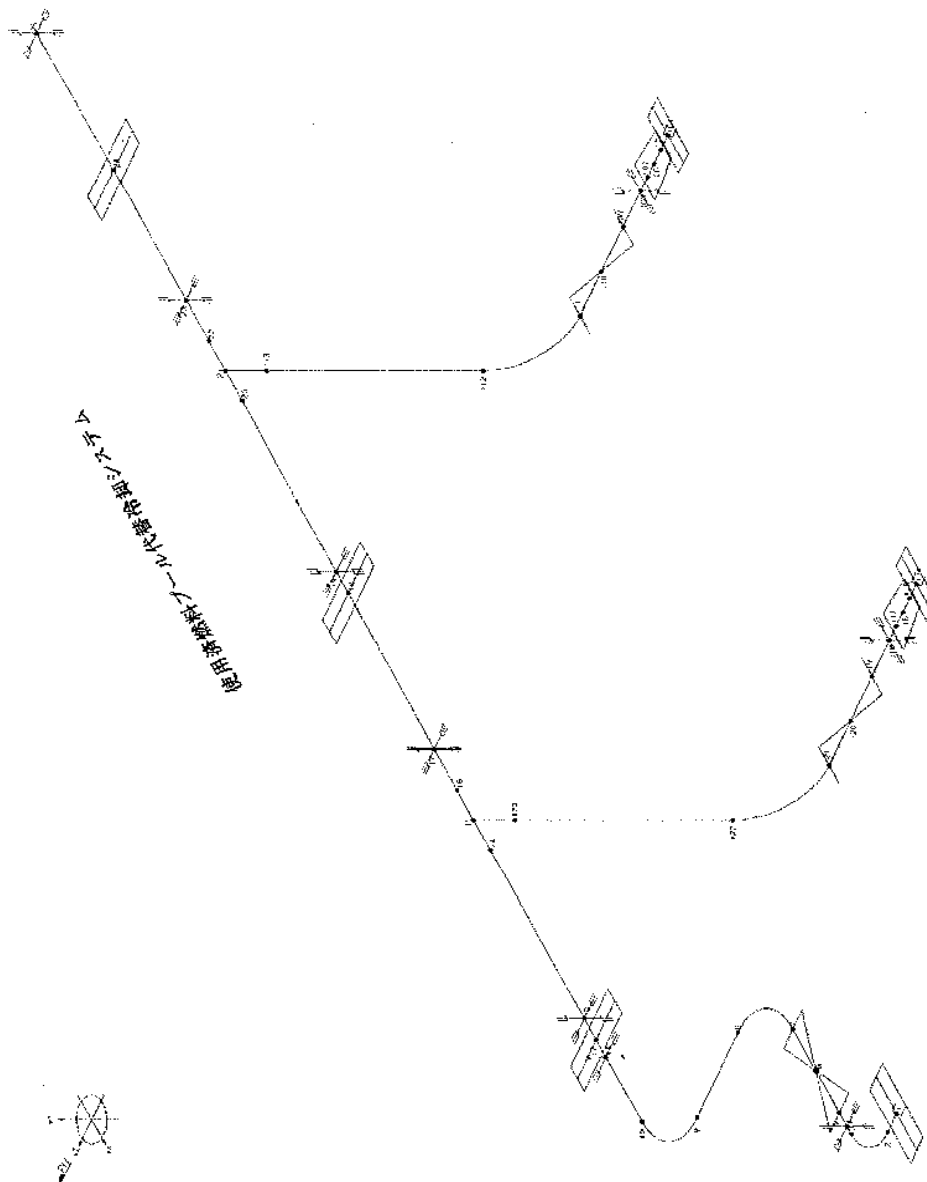
注記 \* : オーステナイト系ステンレス鋼 及び 高純度アルミニウム合金については  $S_y$  を  $1.2 \cdot S_b$  のうち大きい方の値とする。

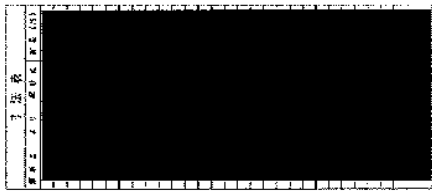
注 : 第 I 部内応力 ( $S_I$  (S P m)) は引張応力 (S M a) または曲げ応力 (他の定期的疲労荷重による応力を除く) (S M b)

第 II 部内応力 (S M c) を示す。

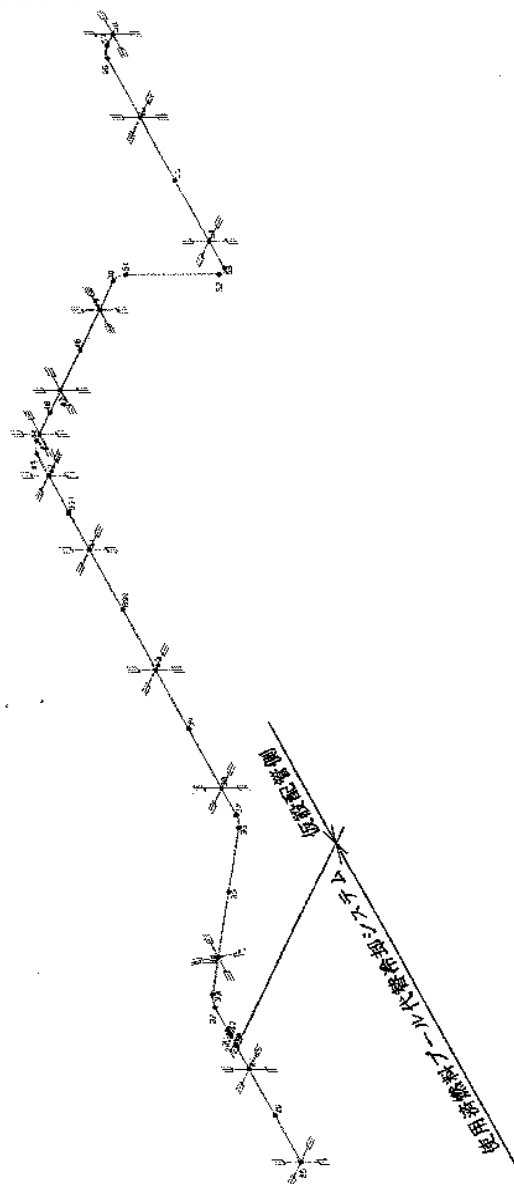


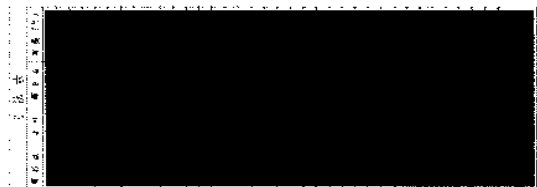
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100
---	---	---	---	---	---	---	---	---	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	-----



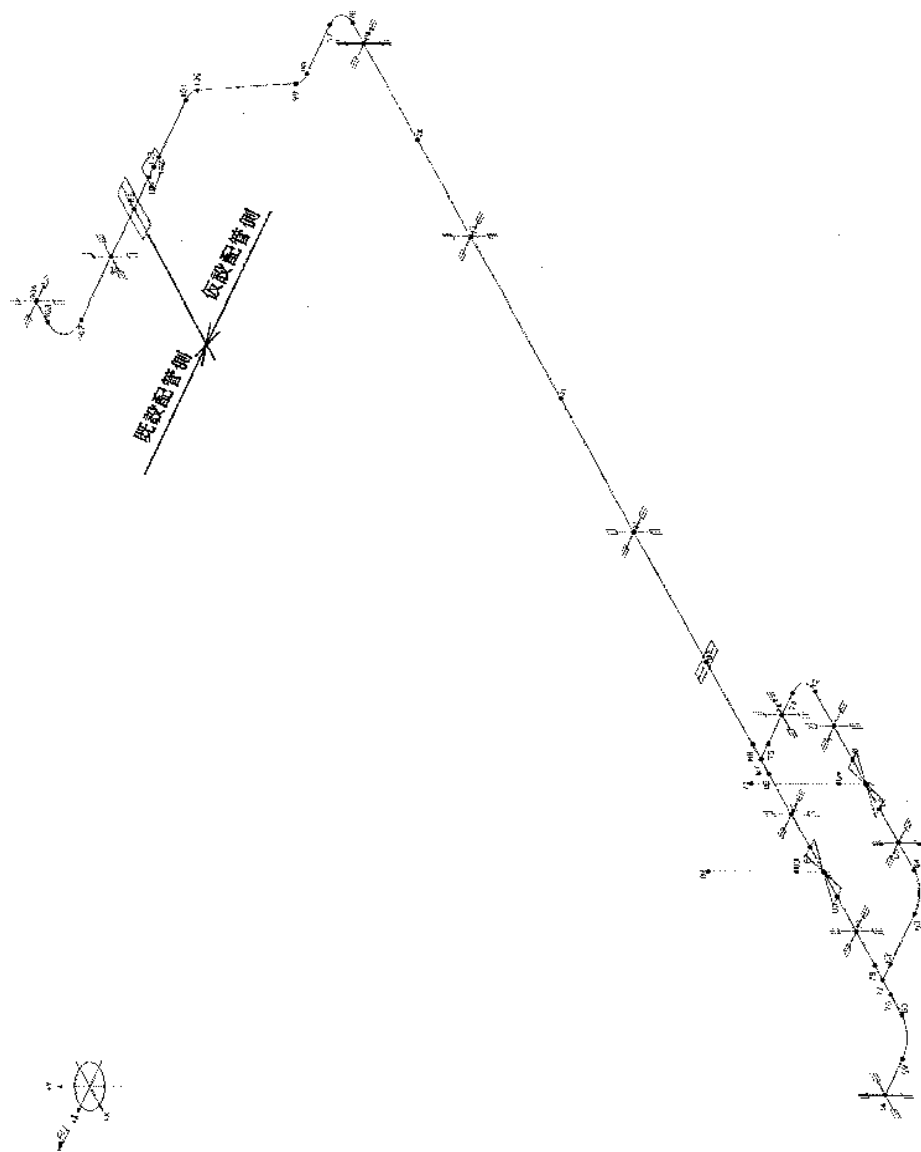


第 1 号	第 2 号
第 3 号	第 4 号





第 4 页  
 F-2 450-902  
 第 4 页



#### 4.3 3号機配管

##### (1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している。

3号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果※1

	材料	外径 : D <sub>0</sub> [mm]	最高 使用 圧力 : P [MPa]	許容引張 応力 : S [MPa]	公称 肉厚 [mm]	管の計算上 必要な 厚さ : t[mm]	炭素鋼 鋼管の必要 最小厚さ※2 [mm]
3号機 一次系ライン	STPG370	114.3	1.0	93	6.0	0.62	3.4
	STPG370	165.2	1.0	93	7.1	0.89	3.8
	STPG370	216.3	1.0	93	8.2	1.16	3.8
3号機 二次系ライン	STPG370	139.8	0.5	93	6.6	0.38	3.8
	STPG370	165.2	0.5	93	7.1	0.45	3.8
	STPG370	216.3	0.5	93	8.2	0.59	3.8

※1 長手継手の効率  $\eta$  は全て 1

※2 表-1 に定める値

##### ■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値および表-1 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t : 管の計算上必要な厚さ (mm)

P : 最高使用圧力 (MPa)

D<sub>0</sub> : 管の外径 (mm)

S : 最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

$\eta$  : 長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVD-3110」に定めるところによる。

表-1 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

## (2) 耐震性

一次系設備のうち、既設取合～熱交換器ユニット間の配管についての耐震性の評価結果を示す。

### 1. 解析条件

#### ・解析モデル：

既設 FG101B～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設ストレーナ 29B：KFPC-902

#### ・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G

#### ・鉛直地震力：耐震 B クラス相当の評価では求められていないが、鉛直方向における 地震加速度大トリップ設定値である 100Gal の担保として 0.10G

#### ・配管仕様：解析に用いた配管仕様を以下に示す。

配管仕様	
呼び径／厚さ	100A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40
材質	STPG370
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	100℃

### 2. 評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

	一次応力[MPa]	許容応力[MPa]
既設 FG101B ～熱交換器ユニット	83	173
熱交換器ユニット ～既設ストレーナ 29B	53	173

# 解析結果及び評価

## 固有周期及び設計震度

鳥 瞰 図 KFPC-901

耐震クラス		B		
適用する地震動等		S <sub>B</sub> 及び 静的 震 度		
モード	固有周期 (s)	応 答 水 平 震 度		鉛 直 震 度
		X 方 向	Z 方 向	Y 方 向
1 次	0.146	0.00	0.00	0.00
2 次	0.132	0.00	0.00	0.00
3 次	0.119	0.00	0.00	0.00
4 次	0.107	0.00	0.00	0.00
5 次	0.102	0.00	0.00	0.00
6 次	0.100	0.00	0.00	0.00
7 次	0.074	0.00	0.00	0.00
8 次	0.070	0.00	0.00	0.00
17 次	0.050	0.00	0.00	0.00
18 次	0.049	0.00	0.00	0.00
動的震度		0.00	0.00	0.00
静的震度		0.36	0.36	0.10

## 結 論

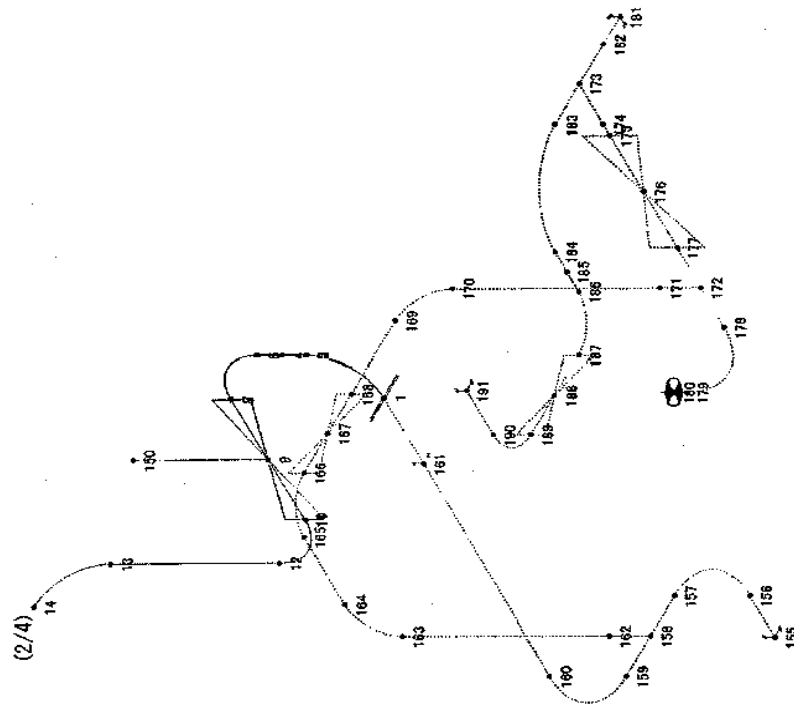
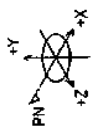
下表に示すごとく最大応力はすべて許容応力以下である。

### クラス 3 配管

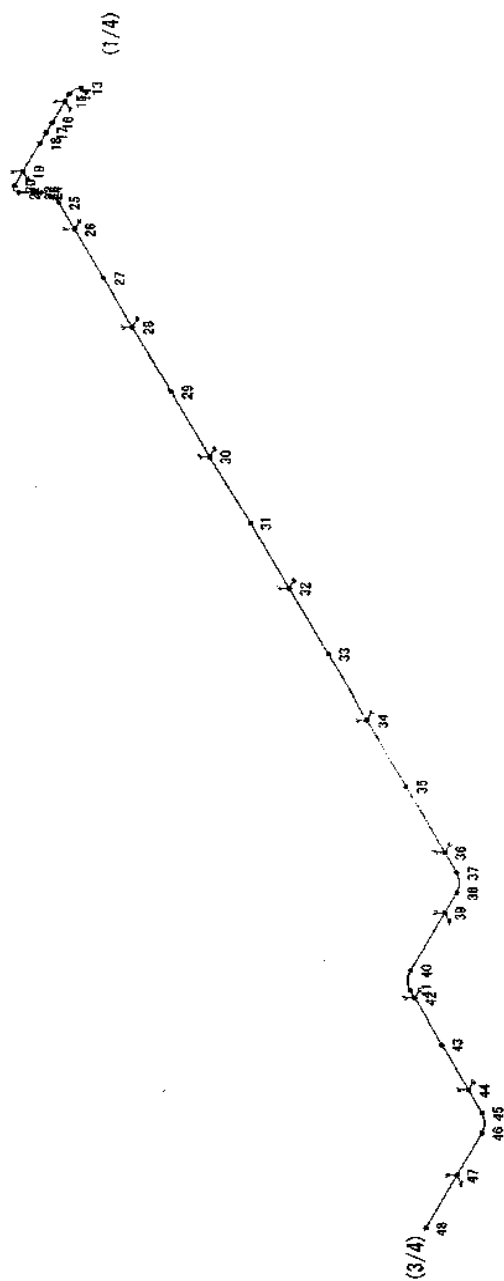
鳥 瞰 図	供 用 状 態	最大応力 評 価 点	最大応力 区 分	一 次 応 力 評 価 (MPa)		一 次 + 二 次 応 力 評 価 (MPa)	
				計 算 応 力	許 容 応 力	計 算 応 力	許 容 応 力
				①+② ①+②+③	1.5・S <sub>h</sub> 1.8・S <sub>h</sub> S <sub>y</sub> *	①+②+④ ①+②+③+④ S <sub>s</sub> (S <sub>a</sub> )	S <sub>a</sub> (c) S <sub>a</sub> (d) 2・S <sub>y</sub>
KFPC-901	(A, B)	121	①+②	39	139	84	232
	(A, B)	23	①+②+④	11	139	124	232
	(A, B)	121	①+②+③	39	167	85	251
	(A, B)	23	①+②+③+④	12	167	125	251
	C(B&S)	121	①+②+③	83	173	88	346
	C(B&S)	133	S <sub>s</sub> (S <sub>a</sub> )	73	173	94	346

注記 \*: オーステナイト系ステンレス鋼 及び 高ニッケル合金については S<sub>y</sub> と 1.2・S<sub>h</sub> のうち大きいほうの値とする。  
注: ①は内圧応力(S<sub>Pm</sub>) ②は自重応力(S<sub>Ma</sub>) ③は地震応力(他の短期的機械的荷重による応力を含む)(S<sub>Mb</sub>) を示す。

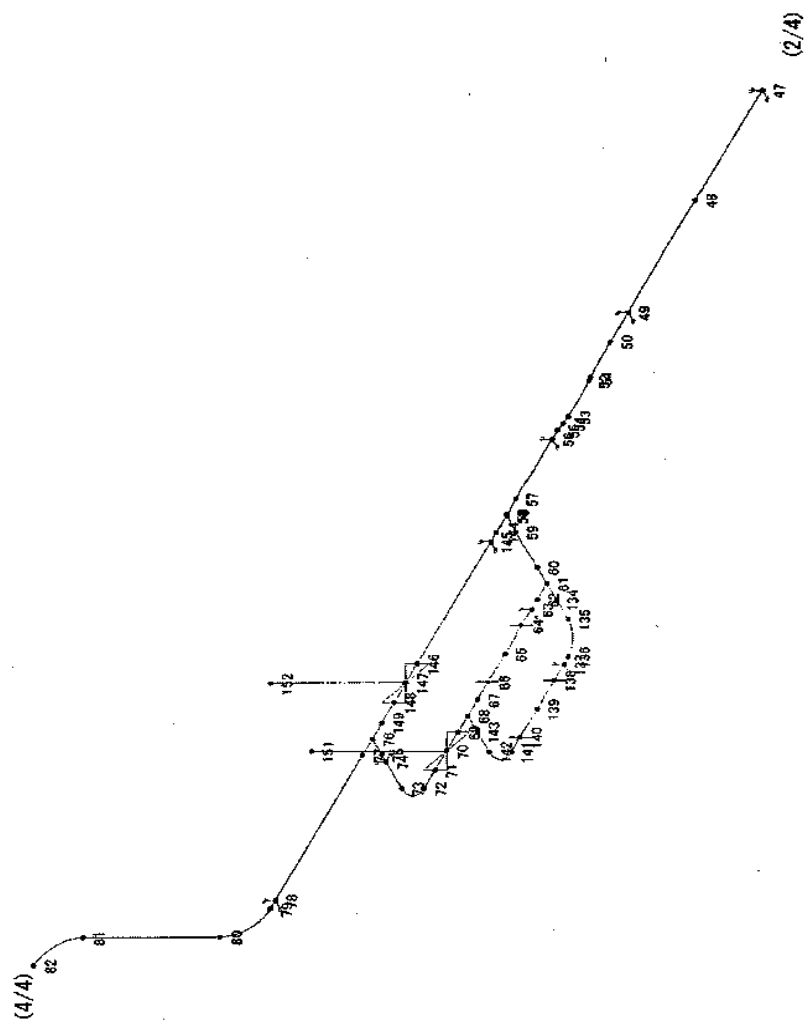




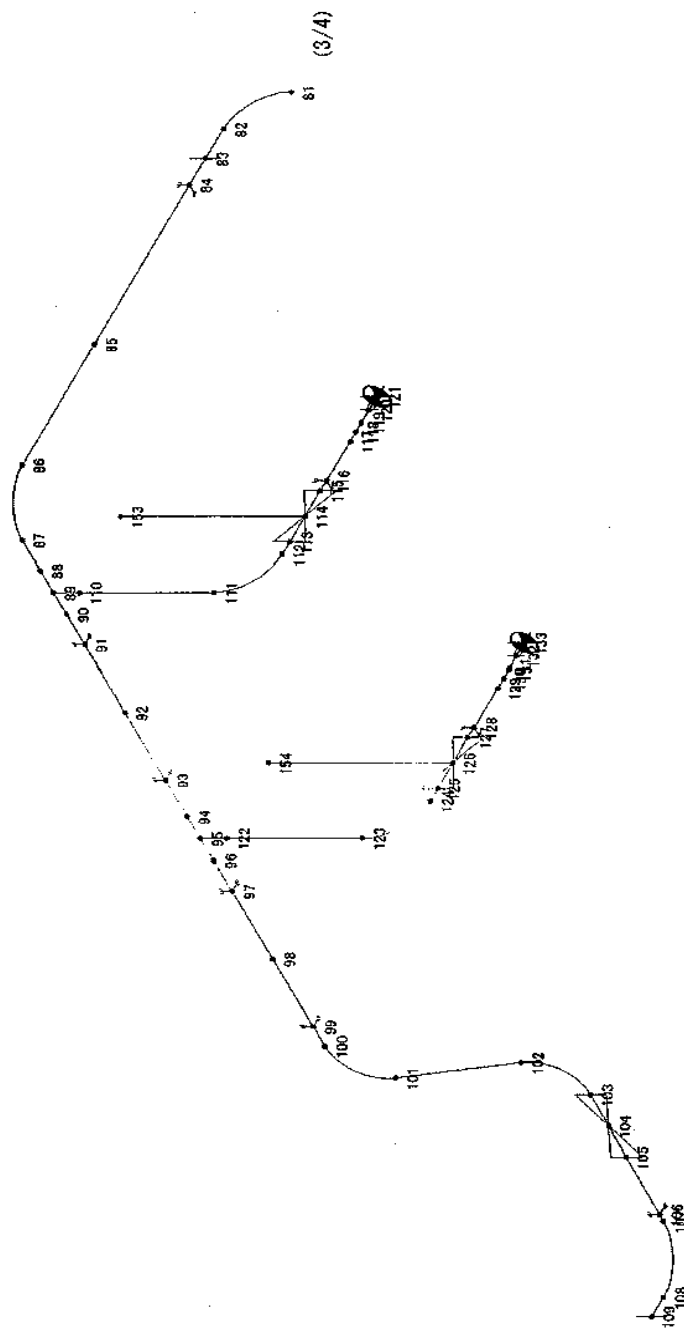
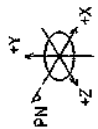
鳥瞰図 KFFC-901 (1/4)



島嶼圖 KFC-901 (2/4)



高断図 KPC-901 (3/4)



鳥瞰図 KFP-901 (4/4)

# 解析結果及び評価

## 固有周期及び設計震度

鳥 瞰 図 KFPC-902

耐震クラス		B		
適用する地震動等		S <sub>B</sub> 及び 静的震度		
モード	固有周期 (s)	応答水平震度		鉛直震度
		X 方向	Z 方向	Y 方向
1 次	0.137	0.00	0.00	0.00
2 次	0.105	0.00	0.00	0.00
3 次	0.081	0.00	0.00	0.00
4 次	0.077	0.00	0.00	0.00
5 次	0.072	0.00	0.00	0.00
6 次	0.062	0.00	0.00	0.00
7 次	0.056	0.00	0.00	0.00
8 次	0.054	0.00	0.00	0.00
9 次	0.051	0.00	0.00	0.00
10 次	0.045	—	—	—
動的震度		0.00	0.00	—
静的震度		0.36	0.36	0.10

## 結 論

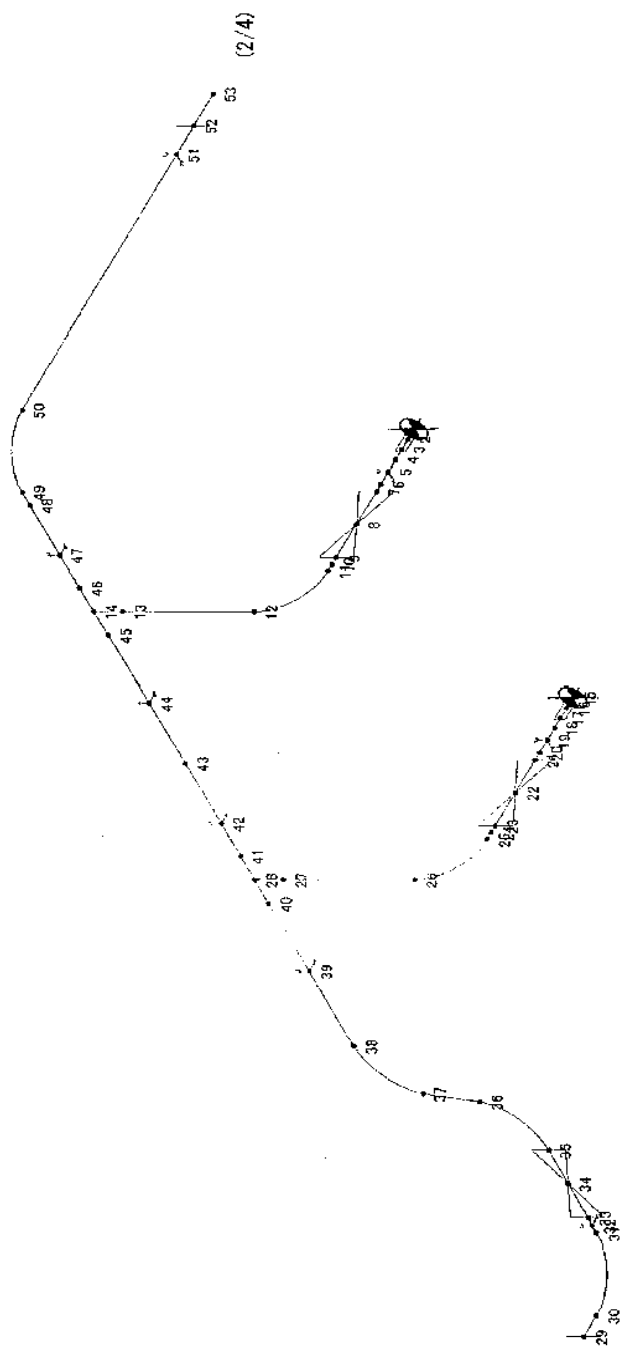
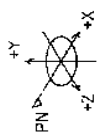
下表に示すごとく最大応力はすべて許容応力以下である。

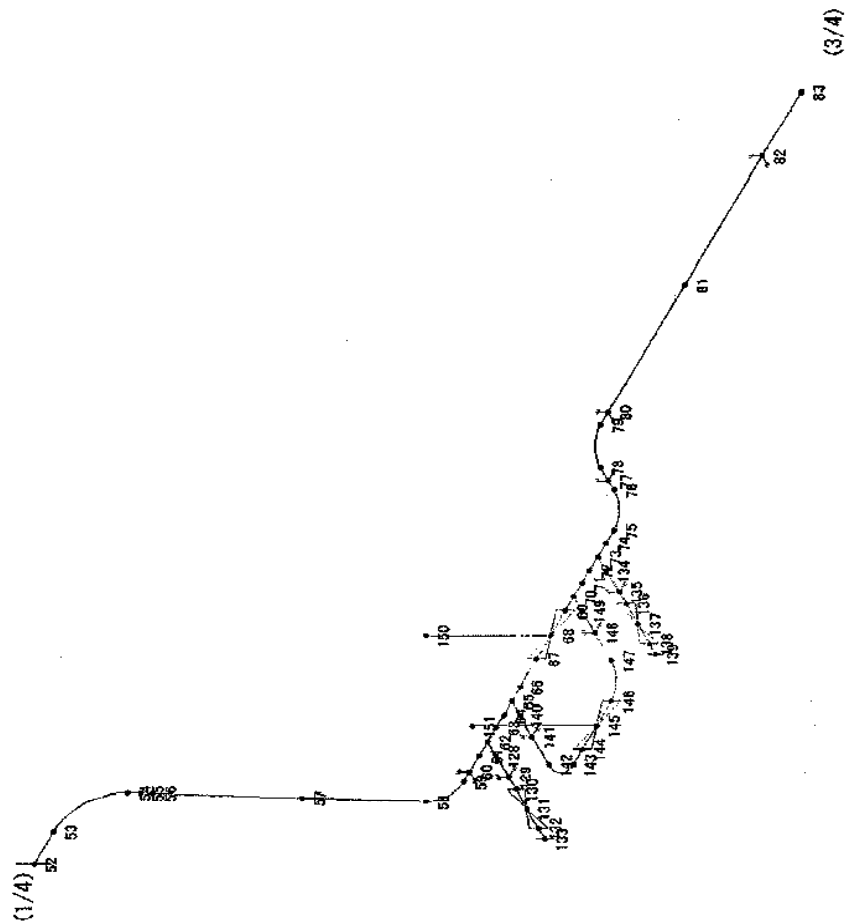
### クラス 3 配管

鳥 瞰 図	供 状	用 意	最大応力 評価点	最大応力 区分	一 次 応 力 評 価 (MPa)		一 次 + 二 次 応 力 評 価 (MPa)	
					計算応力 ①+② ①+②+③	許容応力 1.5・S <sub>h</sub> 1.8・S <sub>h</sub> S <sub>y</sub> *	計算応力 ①+②+④ ①+②+③+④ S <sub>s</sub> (S <sub>s</sub> )	許容応力 S <sub>a</sub> (c) S <sub>a</sub> (d) 2・S <sub>y</sub>
KFPC-902	(A, B)		1	①+②	30	139	115	232
	(A, B)		15	①+②+④	29	139	126	232
	(A, B)		1	①+②+③	31	167	116	251
	(A, B)		15	①+②+③+④	30	167	127	251
	G (Da S)		1	①+②+③	53	173	48	346
	C (Ba S)		1	S <sub>s</sub> (S <sub>s</sub> )	53	173	48	346

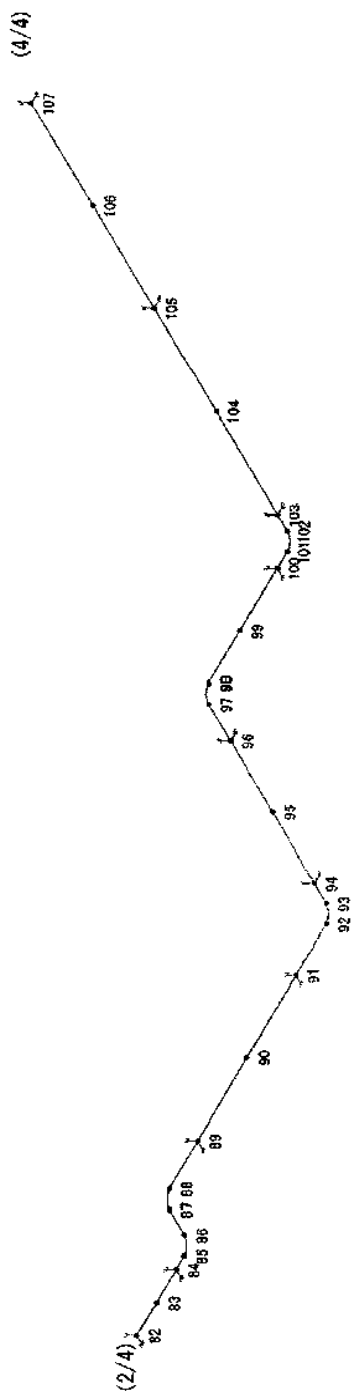
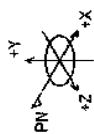
注記 \*：オーステナイト系ステンレス鋼 及び 高ニッケル合金については S<sub>y</sub> と 1.2・S<sub>h</sub> のうち大きいほうの値とする。

注：①は内圧応力 (S<sub>Pm</sub>) ②は自重応力 (S<sub>M.s</sub>) ③は応力 (他の通常の機械的荷重による応力を含む) (S<sub>M.b</sub>) を示す。



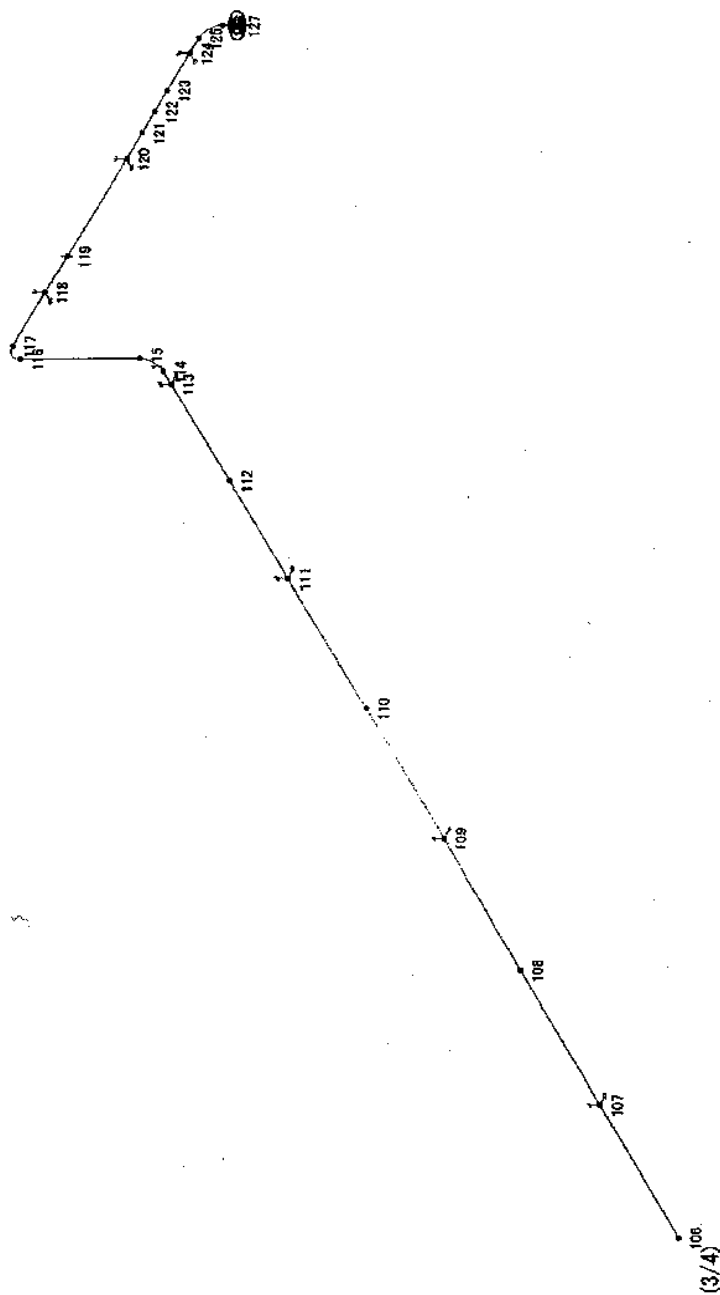
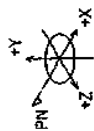


船體圖 KFC-902 (2/4)



鳥瞰図 KFGC-902 (3/4)





鳥瞰図 KEPC-902 (4/4)

#### 4.4 4号機配管

##### (1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している。

4号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果※1

	材料	外径 : D0 [mm]	最高 使用 圧力 : P [MPa]	許容引張 応力 : S [MPa]	公称 肉厚 [mm]	管の計算上 必要な 厚さ : t[mm]	炭素鋼 鋼管の必要 最小厚さ※2 [mm]
4号機 一次系ライン	STPT370	114.3	1.0	93	6.0	0.62	3.4
	STPT370	165.2	1.0	93	7.1	0.89	3.8
	STPT410	114.3	1.0	103	6.0	0.56	3.4
	STPT410	165.2	1.0	103	7.1	0.80	3.8
	SUS304TP	114.3	1.0	122	6.0	0.47	—
4号機 二次系ライン	STPG370	114.3	1.0	93	6.0	0.62	3.4
	STPG370	139.8	1.0	93	6.6	0.75	3.8
	STPG370	165.2	1.0	93	7.1	0.89	3.8
	STPG370	216.3	1.0	93	8.2	1.16	3.8
	STPT370	114.3	1.0	93	6.0	0.62	3.4
	STPT370	216.3	1.0	93	8.2	1.16	3.8

※1 長手継手の効率  $\eta$  は全て 1

※2 表-1 に定める値

##### ■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 I-1) により計算した値および表-1 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 I-1})$$

t: 管の計算上必要な厚さ (mm)

P: 最高使用圧力 (MPa)

D<sub>0</sub>: 管の外径 (mm)

S: 最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

$\eta$ : 長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVD-3110」に定めるところによる。

表-1 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

## (2) 耐震性

一次系、二次系設備のうち、配管の耐震性についての評価結果を示す。

### 1. 評価条件

配管は、基本的に、配管軸直角 2 方向拘束サポートを用いた、両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸方向については、サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数 0.52<sup>2)</sup>よりも小さいものとし、地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は、耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とする。

### 2. 評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく、地震により管軸方向は動かないと考えられることから、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.6)式で表すことができる。

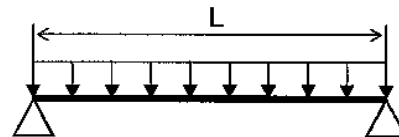
$$\bullet \quad S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

$S_w$ : 自重による応力 [MPa]

$L$ : サポート支持間隔 [mm]

$Z$ : 断面係数 [mm<sup>3</sup>]

$w$ : 等分布荷重 [N/mm]



両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

$$\bullet \quad S_s = \alpha S_w \quad (4.6)$$

$S_w$ : 自重による応力 [MPa]

$S_s$ : 地震による応力 [MPa]

$\alpha$ : 水平方向震度

注) 日本機械学会編 機械工学便覧  $\alpha$ 、基礎編 表 4-1,  $\alpha$  2-27

また、崩壊制限に「JEAG4601 (1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態 Ds の場合の

一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(4.7)式で表すことができる。

$$\bullet S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha S_w = S_p + (1 + \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (4.7)$$

$S_p$ : 内圧による応力 [MPa]

$S_w$ : 自重による応力 [MPa]

$S_s$ : 地震による応力 [MPa]

$S$ : 内圧、自重、地震による応力 [MPa]

$\alpha$ : 水平方向震度

従って、上記(4.7)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管の崩壊は抑制できる。

### 3. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力  $S_w=40$ [MPa]の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の 0.36、内圧による応力  $S_p=10$ [MPa]、自重による応力  $S_w=40$ [MPa]、許容応力を STPT370[100℃]の  $0.9S_u=315$ [MPa]とし、(4.7)に代入すると以下となる。

$$\bullet S = S_p + (1 + \alpha) S_w = 10 + (1 + 0.36) \times 40 = 64.4 \text{ [MPa]} \leq 0.9 S_u = 315 \text{ [MPa]} \quad (4.8)$$

また、継手がある場合には、応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし、(4.8)式の自重による応力  $S_w$  に 3 を乗じ、 $S_w=120$ [MPa]とすると以下となる。

$$\bullet S = S_p + (1 + \alpha) S_w \times 3 = 10 + (1 + 0.36) \times 120 = 173.2 \text{ [MPa]} \leq 0.9 S_u = 315 \text{ [MPa]} \quad (4.9)$$

以上のことから、両端単純支持はりで自重による応力  $S_w$  を 40[MPa]程度の配管サポート配置とした場合、発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

なお、4 号機代表配管に対するサポート支持間隔等の値を以下に示す。

(サポート支持間隔が最も長くなる配管を選定)

口径	材質	サポート支持間隔(mm)	断面係数 (mm <sup>3</sup> )	配管自重 (N/mm)	配管自重による応力 (MPa)
150A/Sch40	STPT370	■	■	■	■

#### 4.5 1～4号機フレキシブルチューブ

##### (1) 耐震性

1～4号機フレキシブルチューブは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。フレキシブルチューブの仕様を以下に示す。

フレキシブルチューブ仕様

名 称	仕 様	
1号機二次系フレキシブルチューブ	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当／0.5mm SUS304 1.0MPa 60℃
2号機二次系フレキシブルチューブ	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当／0.5mm 200A 相当／0.6mm SUS304 0.5MPa 100℃
3号機二次系フレキシブルチューブ	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当／0.5mm 200A 相当／0.6mm SUS304 0.5MPa 100℃
4号機一次系フレキシブルチューブ	呼び径／厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当／0.4mm 150A 相当／0.5mm SUS316L 1.0MPa 100℃
4号機二次系フレキシブルチューブ	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当／0.5mm SUS316L 1.0MPa 60℃

#### 4.6 1号機／4号機ポリエチレン管

##### (1) 耐震性

1／4号機ポリエチレン管は、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。ポリエチレン管の仕様を以下に示す。

ポリエチレン管仕様

名 称	仕 様	
1号機二次系ポリエチレン管	呼び径／厚さ	100A 相当／11.4mm 150A 相当／16.4mm
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃
4号機二次系ポリエチレン管	呼び径／厚さ	50A 相当／5.8mm 150A 相当／16.4mm
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃

## 5. エアフィンクーラ、冷却塔

### 5.1 1号機エアフィンクーラ

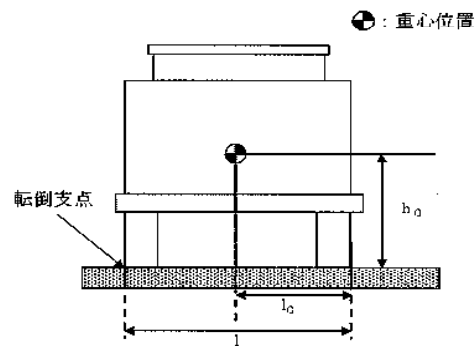
#### (1) 耐震性

1号機エアフィンクーラは、弁、配管と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（以下、エアフィンクーラユニット）することで耐震性を向上させている。また、エアフィンクーラユニットについては、1号機原子炉建屋脇の屋外に設置し、敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、敷鉄板との溶接を考慮しない状態で、エアフィンクーラユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

#### a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。



$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot l_G}{l \cdot n_i}$$

$$= \frac{\{0.36 \times \text{[redacted]} \times \text{[redacted]} - (\text{[redacted]} - 0) \times \text{[redacted]}\} \times 9.80665}{\text{[redacted]} \times \text{[redacted]}}$$

$$= -2248.5[N] \rightarrow -2248[N]$$

ここに、  
 $F_H$  : 設計水平地震力 ( $K_H \cdot W$ ) =  $0.36 \cdot \text{[redacted]} = \text{[redacted]} [kg]$   
 $K_H$  : 設計用水平震度 = 0.36  
 $W$  : 機器重量 =  $\text{[redacted]} [kg]$   
 $h_G$  : 据付面より機器重心までの高さ =  $\text{[redacted]} [mm]$   
 $F_V$  : 設計用鉛直地震力 = 0  
 $l_G$  : 検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離 =  $\text{[redacted]} [mm]$   
 $l$  : 検討する方向から見た評価点スパン =  $\text{[redacted]} [mm]$   
 $n_i$  : 機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数 =  $\text{[redacted]}$

#### 転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
1号機エアフィンクーラユニット	-2248	転倒しない



## 5.2 2号機冷却塔

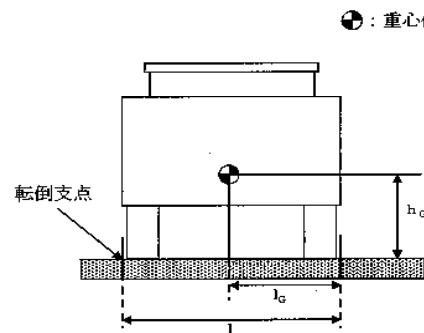
### (1) 耐震性

2号機冷却塔は、2号機FSTR建屋（フィルター・スラッジタンクルーム）の屋外に設置し、杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、冷却塔に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

#### a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。



$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot l_G}{l \cdot n_t}$$

$$= \frac{\{0.36 \times \text{[redacted]} \times \text{[redacted]} - (\text{[redacted]} - 0) \times \text{[redacted]}\} \times 9.80665}{\text{[redacted]} \times \text{[redacted]}}$$

$$= -680.3[N] \rightarrow -680[N]$$

ここに、

$F_H$  : 設計水平地震力 ( $K_H \cdot W$ ) =  $0.36 \cdot \text{[redacted]} = \text{[redacted]}[kg]$

$K_H$  : 設計用水平震度 = 0.36

$W$  : 機器重量 =  $\text{[redacted]}[kg]$

$h_G$  : 据付面より機器重心までの高さ =  $\text{[redacted]}[mm]$

$F_V$  : 設計用鉛直地震力 = 0

$l_G$  : 検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離 =  $\text{[redacted]}[mm]$

$l$  : 検討する方向から見た評価点スパン =  $\text{[redacted]}[mm]$

$n_t$  : 機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数 =  $\text{[redacted]}$

#### 転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
2号機冷却塔	-680	転倒しない

### 5.3 3号機冷却塔

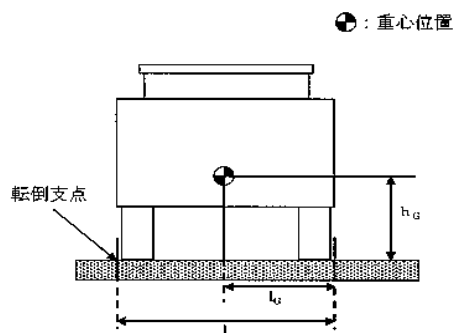
#### (1) 耐震性

3号機冷却塔は、3号機廃棄物処理建屋の屋外に設置し、杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、冷却塔に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

#### a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。



$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot l_G}{l \cdot n_t}$$

$$= \frac{\{0.36 \times \text{[value]} \times \text{[value]} - (\text{[value]} - 0) \times \text{[value]}\} \times 9.80665}{\text{[value]} \times \text{[value]}}$$

$$= -3587.3[N] \rightarrow -3587[N]$$

ここに、  
 $F_H$  : 設計水平地震力 ( $K_H \cdot W$ ) =  $0.36 \cdot \text{[value]} = \text{[value]} [kg]$   
 $K_H$  : 設計用水平震度 = 0.36  
 $W$  : 機器重量 =  $\text{[value]} [kg]$   
 $h_G$  : 据付面より機器重心までの高さ =  $\text{[value]} [mm]$  (機器重心高さ  $\text{[value]} [mm]$  + 架台高さ  $\text{[value]} [mm]$ )  
 $F_V$  : 設計用鉛直地震力 = 0  
 $l_G$  : 検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離 =  $\text{[value]} [mm]$   
 $l$  : 検討する方向から見た評価点スパン =  $\text{[value]} [mm]$   
 $n_t$  : 機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数 =  $\text{[value]}$

#### 転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
3号機冷却塔	-3587	転倒しない

#### 5.4 4号機エアフィンクーラ

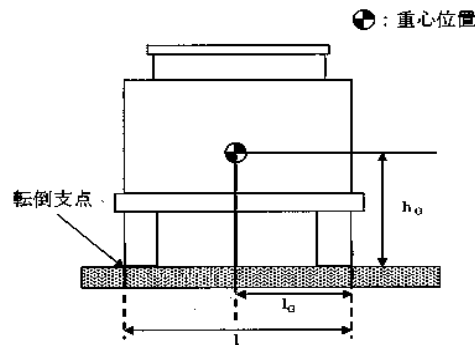
##### (1) 耐震性

4号機エアフィンクーラは、弁、配管と共にトレーラ上に搭載し、トレーラ含めてユニット化（以下、エアフィンクーラユニット）することで耐震性を向上させている。また、エアフィンクーラユニットについては、4号機共用プール建屋脇の屋外に設置し、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、敷鉄板との溶接を考慮しない状態で、エアフィンクーラユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

##### a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。



$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot l_G}{l \cdot n_t}$$

$$= \frac{\{0.36 \times \text{[redacted]} \times \text{[redacted]} - (\text{[redacted]} - 0) \times \text{[redacted]}\} \times 9.80665}{\text{[redacted]} \times \text{[redacted]}}$$

$$= -2248.5[N] \rightarrow -2248[N]$$

ここに、  
 $F_H$  : 設計水平地震力 ( $K_H \cdot W$ ) =  $0.36 \cdot \text{[redacted]} = \text{[redacted]} [kg]$   
 $K_H$  : 設計用水平震度 = 0.36  
 $W$  : 機器重量 =  $\text{[redacted]} [kg]$   
 $h_G$  : 据付面より機器重心までの高さ =  $\text{[redacted]} [mm]$   
 $F_V$  : 設計用鉛直地震力 = 0  
 $l_G$  : 検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離 =  $\text{[redacted]} [mm]$   
 $l$  : 検討する方向から見た評価点スパン =  $\text{[redacted]} [mm]$   
 $n_t$  : 機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数 =  $\text{[redacted]}$

##### 転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
4号機エアフィンクーラユニット	-2248	転倒しない

## 別冊 4

原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備に係る補足説明

## I 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備の構造強度及び耐震性について

### 1. ホウ酸水タンク

#### (1) 構造強度

ホウ酸水タンクについては、定格容量  $20\text{m}^3$ （水位  $2\text{m}$ ）における静水圧に対し、実験により確認した側板及び底板の許容水圧が大きいことを確認しており、ほう酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（図-1 参照）。

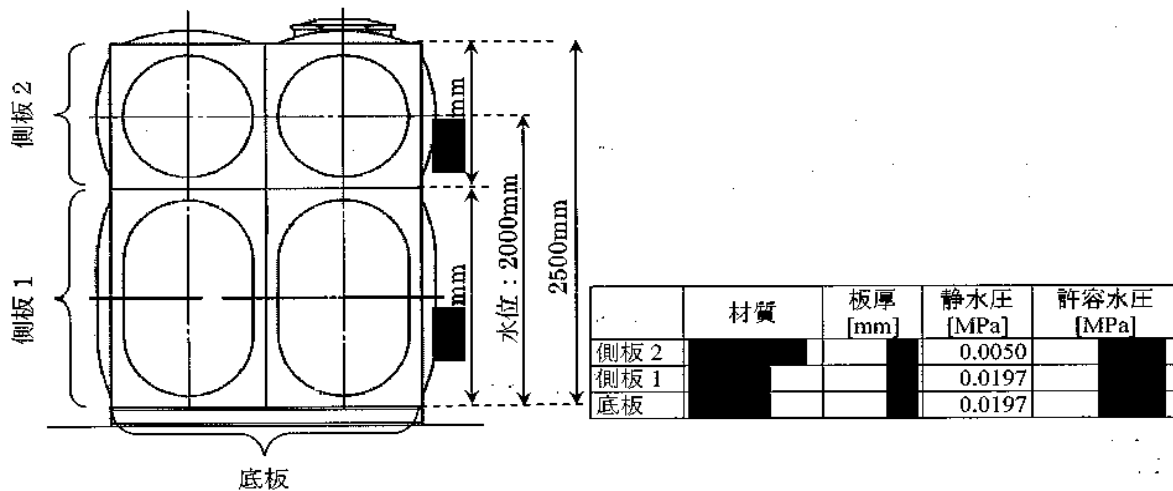


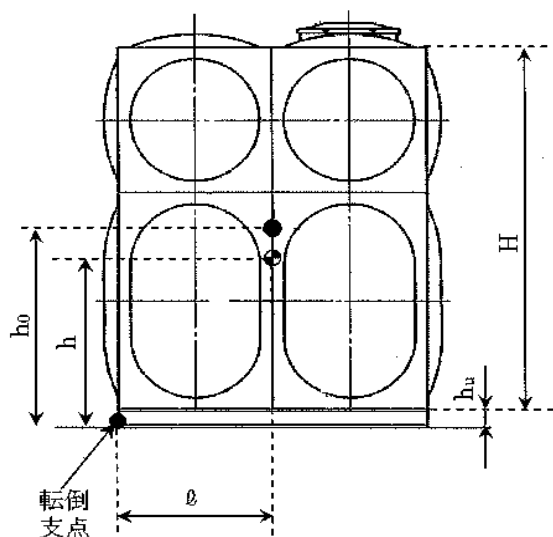
図-1 ホウ酸水タンクの構造強度評価結果

#### (2) 耐震性

ホウ酸水タンクは、事務本館脇海側駐車場に設置されており、ボルトにより固定されていないことを踏まえ、耐震性の評価として、タンクが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

##### a. ホウ酸水タンクの転倒評価

地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。タンクが転倒するのは、地震によるモーメント  $>$  自重によるモーメントの場合であるが、評価の結果、地震によるモーメント  $<$  自重によるモーメントであり、タンクが転倒しないことを確認した。



$C_H$  : 水平方向加速度

〔耐震 B クラス設備に適用される加速度 : 0.36 (1.8Ci)〕  
〔耐震 S クラス設備に適用される加速度 : 0.72 (3.6Ci)〕

$W$  : 機器重量 (■■■■ kg)

$g$  : 重力加速度

$H$  : 水槽の高さ (■■■■ mm)

$h$  : 据付面から水槽の重心までの高さ (■■■■ mm)  
(保有水ありの場合)

$h_0$  : 据付面から水槽の重心までの高さ (■■■■ mm)  
(保有水なしの場合)

$h_u$  : 受台高さ (■■■■ mm)

$\ell$  : 転倒支点から機器重心までの距離 (■■■■ mm)

地震によるモーメント :  $M_1 = W \times g \times C_H \times h$

自重によるモーメント :  $M_2 = W \times G \times \ell$

#### ■ 転倒評価 (保有水がある場合)

地震によるモーメント :  $M_1 = W \times g \times C_H \times h$

自重によるモーメント :  $M_2 = W \times g \times \ell$

$M_1 - M_2 = (WgC_H h) - (Wg\ell) = Wg(C_H h - \ell)$

$C_H = 0.36$  の場合 :  $(C_H h - \ell) = -$ ■■■■

$C_H = 0.72$  の場合 :  $(C_H h - \ell) = -$ ■■■■

#### ■ 転倒評価 (保有水がない場合)

地震によるモーメント :  $M_1 = W \times g \times C_H \times h_0$

自重によるモーメント :  $M_2 = W \times g \times \ell$

$M_1 - M_2 = (WgC_H h_0) - (Wg\ell) = Wg(C_H h_0 - \ell)$

$C_H = 0.36$  の場合 :  $(C_H h - \ell) = -$ ■■■■

$C_H = 0.72$  の場合 :  $(C_H h - \ell) = -$ ■■■■

## 2. 鋼管

### (1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、ほう酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（表-1 参照）。

表-1 ホウ酸水注入系における鋼管の構造強度評価結果※1

	材料	外径 : D <sub>0</sub> [mm]	最高 使用 圧力 : P [MPa]	許容引張 応力 : S [MPa]	公称 肉厚 [mm]	管の計算上 必要な 厚さ : t [mm]	炭素鋼 鋼管の必要 最小厚さ※2 [mm]
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダ まで	SGP	76.3	0.98	74	4.2	0.51	2.7
	SGP	89.1	0.98	74	4.2	0.59	3.0
	SGP	165.2	0.98	74	5.0	1.09	3.8

※1 長手継手の効率  $\eta$  は全て 1

※2 表-2 に定める値

#### ■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値および表-2 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t : 管の計算上必要な厚さ (mm)

P : 最高使用圧力 (MPa)

D<sub>0</sub> : 管の外径 (mm)

S : 最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

$\eta$  : 長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表-2 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8



## 別冊 5

### 汚染水処理設備等に係る補足説明

## I 汚染水処理設備等の構造強度及び耐震性について

汚染水処理設備等を構成する設備について、構造強度評価の基本方針及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性等の評価を行う。

### 1. 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

#### 1.1. 基本方針

##### 1.1.1. 構造強度評価の基本方針

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、ポリエチレン管等の非金属材料についての基準がない。

従って、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス 3 機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際、JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用できるものとし、評価を行う。

また、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等を行うことで、経年劣化の影響についての評価を行う。なお、試験等の実施が困難な場合にあっては、巡視点検等による状態監視を行うことで、健全性を確保する。

##### 1.1.2. 耐震性評価の基本方針

汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」（以下、「耐震設計技術規程」という。）等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態にあわせたものを採用する。B クラス施設に要求される水平震度に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、可撓性を有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。

なお、汚染水処理設備等のうち高濃度の滞留水を扱う設備等については、参考として S クラス相当の評価を行う。

## 1.2. 評価結果

### 1.2.1. 滞留水移送装置

#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、滞留水移送装置は必要な構造強度を有すると評価した。

#### (2) 耐震性評価

移送ポンプは、水中ポンプのため地震により有意な応力は発生しない。

### 1.2.2. 油分分離装置

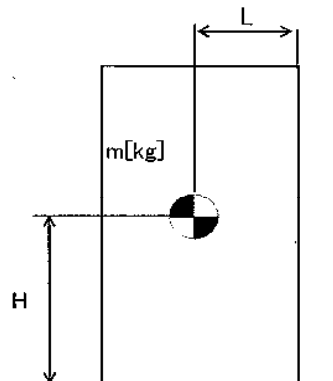
#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、油分分離装置は必要な構造強度を有すると評価した。

#### (2) 耐震性評価

##### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表-1）。



$m$  : 機器質量 (  kg )

$g$  : 重力加速度 ( 9.80665 m/s<sup>2</sup> )

$H$  : 据付面からの重心までの距離 (  m )

$L$  : 転倒支点から機器重心までの距離 (  m )

$C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36, 0.57)

地震による転倒モーメント :  $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

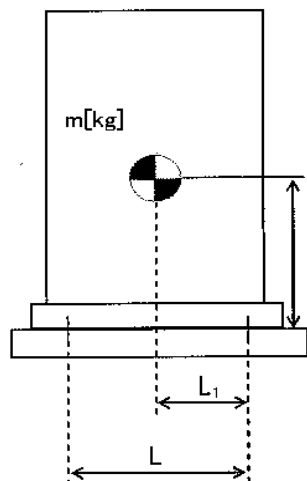
$C_H=0.36$  の場合  $M_1 = 49,615 \text{ N} \cdot \text{m} \rightarrow 50 \text{ kN} \cdot \text{m}$

$C_H=0.57$  の場合  $M_1 = 78,558 \text{ N} \cdot \text{m} \rightarrow 79 \text{ kN} \cdot \text{m}$

自重による安定モーメント :  $M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L = 83,942 \text{ N} \cdot \text{m} \rightarrow 83 \text{ kN} \cdot \text{m}$

b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－1）。



- $m$  : 機器質量 (  kg)  
 $g$  : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)  
 $H$  : 据付面からの重心までの距離 (  mm)  
 $L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離 (  mm)  
 $L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離 (  mm)  
 $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数 (  本)  
 $n$  : 基礎ボルトの本数 (  本)  
 $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積 (  mm<sup>2</sup>)  
 $C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36, 0.57)  
 $C_V$  : 鉛直方向設計震度 (0)

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力: } F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$C_H=0.36$  の場合  $F_b = -16,481 \text{ N} < 0$  よって、引張力は発生しない。

$C_H=0.57$  の場合  $F_b = -2,585 \text{ N} < 0$  よって、引張力は発生しない。

$$\text{基礎ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$C_H=0.36$  の場合  $F_b < 0$  のため、引張応力は発生しない。

$C_H=0.57$  の場合  $F_b < 0$  のため、引張応力は発生しない。

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

$C_H=0.36$  の場合  $\tau_b = 23.04 \rightarrow 24 \text{ MPa}$

$C_H=0.57$  の場合  $\tau_b = 36.48 \rightarrow 37 \text{ MPa}$

また、許容応力は、以下の式で設定した。

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力: } f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$$

ここで、F は設計・建設規格 付属図表 part5 表 8 及び表 9 より、SS400 の設計温度 66℃における Sy 値、Su 値を線形補間した値を用い、下記式にて設定した。

$$F = \min (S_y, 0.7S_u)$$

・ Sy : 表 8 より 40℃ : 235 MPa, 75℃ : 222 MPa

$$S_y = 222 + (235 - 222) \times (75-66)/(75-40) = 225 \text{ MPa}$$

・ Su 40℃ : 400 MPa, 75℃ : 381 MPa

$$S_u = 381 + (400 - 381) \times (75-66)/(75-40) = 385 \text{ MPa}$$

$$\text{従って、} F = \min (S_y, 0.7S_u) = \min (225, 0.7 \times 385) = 225 \text{ MPa}$$

基礎ボルトの許容せん断応力は以下の通りとなる。

$$f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 129 \text{ MPa}$$

表 1 油分分離装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
油分分離装置	本体	転倒	0.36	50	83	kN・m
			0.57	79		
	基礎ボルト	せん断	0.36	24	129	MPa
			0.57	37		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	<0		

### 1.2.3. 処理装置（セシウム吸着装置）

#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。

また、吸着塔の円筒型容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、内圧に耐えられることを確認した（表－2）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

$$= 6.76 \text{ mm}$$

$$\rightarrow 6.8 \text{ mm}$$

$t$  : 胴の計算上必要な厚さ  
 $D_i$  : 胴の内径 (            mm)  
 $P$  : 最高使用圧力 ( 0.97 MPa)  
 $S$  : 最高使用温度 (66℃) における材料 (SUS316L) の許容引張応力 (108 MPa)  
 $\eta$  : 長手継手の効率 (0.60)

ただし、 $t$  の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は  $t=3[\text{mm}]$  以上、その他の金属の場合は  $t=1.5[\text{mm}]$  以上とする。

表－2 セシウム吸着装置構造強度結果

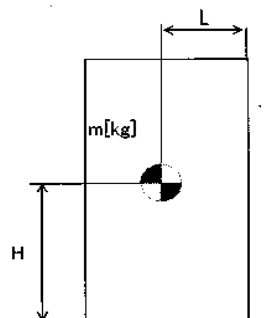
機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
セシウム吸着装置 吸着塔	板厚	6.8	9.5※

※ 最小値

#### (2) 耐震性評価

##### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価に用いた数値を表－3－1に示す。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表－3－3）。



$m$  : 機器質量  
 $g$  : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)  
 $H$  : 据付面からの重心までの距離  
 $L$  : 転倒支点から機器重心までの距離  
 $C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36, 0.51, 0.57)

地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$

表－３－１ セシウム吸着装置の転倒評価数値根拠

機器名称	m [kg]	H [m]	L [m]	$C_H$	$M_1$ [N・m]	$M_2$ [N・m]
セシウム 吸着塔				0.36	89,879 → 90 kN・m	130,209 → 130 kN・m
				0.51	127,328 → 128 kN・m	
スキッド (本体)				0.36	512,018 → 513 kN・m	881,804 → 881 kN・m
				0.57	810,695 → 811 kN・m	
スキッド (基礎)				0.36	615,632 → 616 kN・m	958,825 → 958 kN・m
				0.57	974,751 → 975 kN・m	
セシウム吸着 処理水タンク				0.36	143,165 → 144 kN・m	175,759 → 175 kN・m
				0.57	226,677 → 227 kN・m	
セシウム吸着 処理水移送 ポンプ				0.36	2,086 → 2.1 kN・m	7,293 → 7.2 kN・m
				0.57	3,303 → 3.4 kN・m	

#### b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表－３－３）。なお、Sクラス相当の評価では、セシウム吸着塔において地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから、FEMによるトラニオンとピンガイドの強度評価を行った。

地震時の水平荷重によるすべり力： $F_L = C_H \times m \times g \rightarrow F_L / (m \times g) = C_H$

接地面の摩擦力： $F_\mu = \mu \times m \times g \rightarrow F_\mu / (m \times g) = \mu$

m：機器質量

g：重力加速度

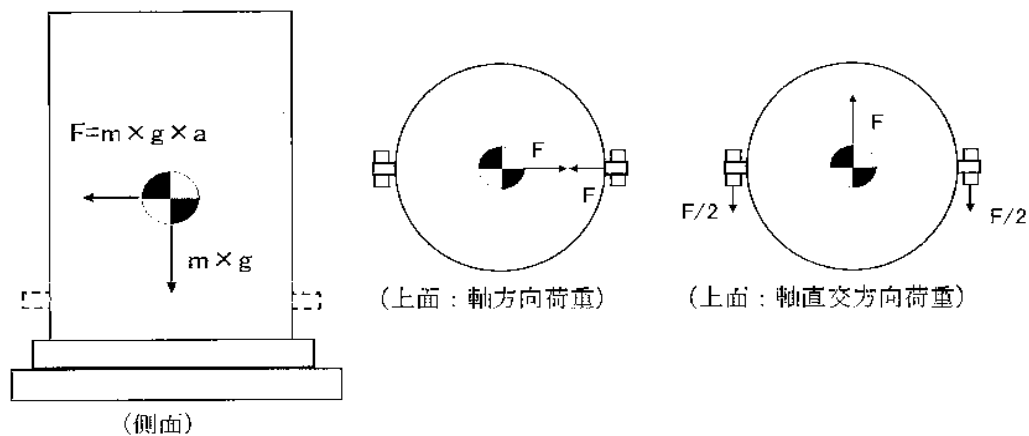
$C_H$ ：水平方向設計震度（0.36, 0.57）

$\mu$ ：摩擦係数（鉄／鉄：0.52）

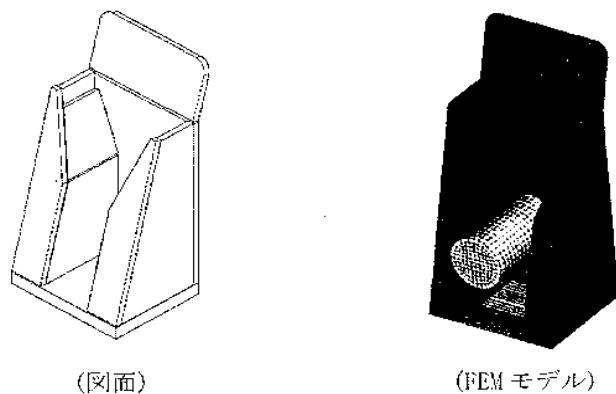
c. FEMによるトラニオンとピンガイドの強度評価

セシウム吸着塔は、本体下部に位置決めのためのトラニオンが施工されており、スキッド側ピンガイドと取合構造となっている（図－1 参照）。

b. 滑動評価において、地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから、軸方向荷重及び軸直交方向荷重を想定し、トラニオンとピンガイドの強度をFEMにより確認する。なお、FEMモデルは、ピンガイドについては各部材の中立面にシェル要素で、トラニオンはソリッド要素で作成した（図－2 参照）。FEMによる強度評価の結果ピンガイドは破断せず吸着塔を支持することを確認した（表－3－3）。



図－1 トラニオン～ピンガイド概要

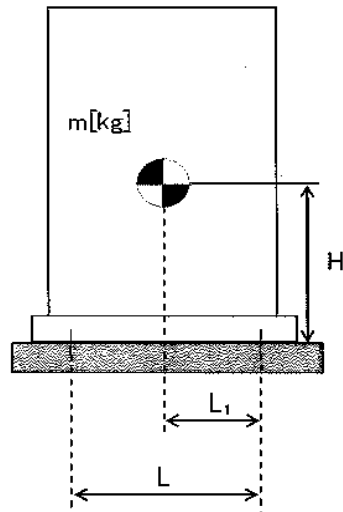


図－2 FEM モデル形状



d. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価に用いた数値を表－３－２に示す。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－３－３）。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- L<sub>1</sub> : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n<sub>f</sub> : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A<sub>b</sub> : 基礎ボルトの軸断面積
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度 (0.36, 0.57)
- C<sub>V</sub> : 鉛直方向設計震度 (0)

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力: } F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力: } \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{m \times g \times C_V}{n \times A_b}$$

また、許容応力は、以下の式で設定した。

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力: } f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$$

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力: } f_{ts} = \min(1.4f_{t0} - 1.6\tau_b, f_{t0})$$

ここで、F は設計・建設規格 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、SS400 の設計温度 66℃における Sy 値、Su 値を線形補間した値を用い、下記式にて設定した。

$$F = \min(Sy, 0.7Su)$$

$$\bullet Sy \quad 40^\circ\text{C} : 235 \text{ MPa}, 75^\circ\text{C} : 222 \text{ MPa}$$

$$Sy = 222 + (235 - 222) \times (75 - 66) / (75 - 40) = 225 \text{ MPa}$$

・ Su 40℃ : 400 MPa, 75℃ : 381 MPa

$$Su = 381 + (400 - 381) \times (75-66)/(75-40) = 385 \text{ MPa}$$

従って,  $F = \min (Sy, 0.7Su) = \min (225, 0.7 \times 385) = 225 \text{ MPa}$

基礎ボルトの許容引張応力は以下の通りとなる。

・ スキッドの場合 ( $C_H=0.57$ )

$$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 168 \text{ MPa}$$

$$f_{ts} = \min(1.4 \times 168 - 1.6 \times 52, 168) = \min(152, 168) = 152 \text{ MPa}$$

・ セシウム吸着設備処理水タンクの場合 ( $C_H=0.57$ )

$$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 168 \text{ MPa}$$

$$f_{ts} = \min(1.4 \times 168 - 1.6 \times 30, 168) = \min(187.2, 168) = 168 \text{ MPa}$$

基礎ボルトの許容せん断応力は以下の通りとなる。

・ 処理装置 (セシウム吸着装置) 共通

$$f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 129 \text{ MPa}$$

表-3-2 セシウム吸着装置の基礎ボルト強度評価数値根拠

機器名称	m [kg]	H [mm]	L [mm]	l <sub>b</sub> [mm]	n <sub>b</sub> [本]	D [本]	A <sub>b</sub> [mm <sup>2</sup> ]	C <sub>b</sub>	F <sub>b</sub> [N]	$\sigma_b$ [MPa]	$\tau_b$ [MPa]
スキッド	■	■	■	■	■	■	■	0.36	-135,115	<0	32.8 → 33
								0.57	6,270	1.4 → 2	51.9 → 52
セシウム吸着 処理水タンク	■	■	■	■	■	■	■	0.36	-17,909	<0	18.45 → 19
								0.57	27,977	22.27 → 23	29.22 → 30
セシウム吸着 処理水移送 ポンプ	■	■	■	■	■	■	■	0.36	-3,641	<0	5.62 → 6
								0.57	-2,790	<0	8.90 → 9

表-3-3 セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
セシウム 吸着塔	本体	転倒	0.36	90	130	kN・m
			0.51	128		
		滑動	0.36	0.36	0.52	-
			0.57	0.57		
	ピンガイド	相当応力	0.57	182	Sy=159 Su=459	MPa
スキッド	本体	転倒	0.36	513	881	kN・m
			0.57	811		
	基礎	転倒	0.36	616	958	kN・m
			0.57	975		
	基礎ボルト	せん断	0.36	33	129	MPa
			0.57	52		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	2	152	
セシウム吸着 処理水タンク	本体	転倒	0.36	144	175	kN・m
			0.57	227		
	基礎ボルト	せん断	0.36	19	129	MPa
			0.57	30		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	23	168	
セシウム吸着 処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	2.1	7.2	kN・m
			0.57	3.4		
	基礎ボルト	せん断	0.36	6	129	MPa
			0.57	9		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	<0		

#### 1.2.4. 処理装置（第二セシウム吸着装置）

##### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満たすものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。

また、吸着塔の円筒形容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、内圧に耐えられることを確認した（表－4）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

$$= 9.53$$

$$\rightarrow 9.6$$

$t$  : 胴の計算上必要な厚さ  
 $D_i$  : 胴の内径 ( mm)  
 $P$  : 最高使用圧力 (1.37 MPa)  
 $S$  : 最高使用温度 (66℃) における材料 (SUS316L) の許容引張応力 (108 MPa)  
 $\eta$  : 長手継手の効率 (0.60)

ただし、 $t$  の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は  $t=3[\text{mm}]$  以上、その他の金属の場合は  $t=1.5[\text{mm}]$  以上とする。

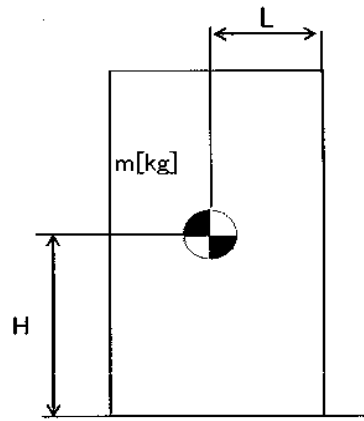
表－4 第二セシウム吸着装置構造強度結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
第二セシウム吸着装置 吸着塔	板厚	9.6	12

## (2)耐震性評価

### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価に用いた数値を表－５－１に示す。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表－５－３）。



$m$  : 機器質量  
 $g$  : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)  
 $H$  : 据付面からの重心までの距離  
 $L$  : 転倒支点から機器重心までの距離  
 $C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36, 0.42, 0.60)

地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

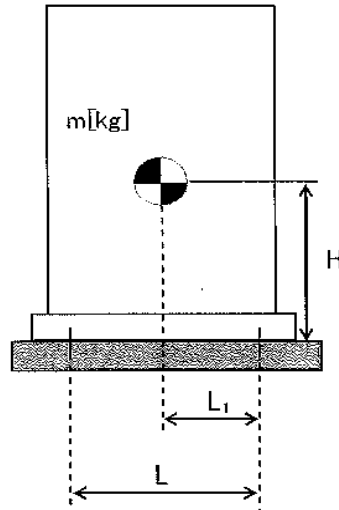
自重による安定モーメント： $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$

表－５－１ 第二セシウム吸着装置の転倒評価数値根拠

機器名称	$m$ [kg]	$H$ [m]	$L$ [m]	$C_H$	$M_1$ [N・m]	$M_2$ [N・m]
第二セシウム 吸着塔				0.36	143,794 → 144 kN・m	169,194 → 169 kN・m
				0.42	167,760 → 168 kN・m	
ポンプ スキッド				0.36	3,839.7 → 3.9 kN・m	6,936.1 → 6.9 kN・m
				0.60	6,399.5 → 6.4 kN・m	

b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価に用いた数値を表－５－２に示す。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－５－３）。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- L<sub>1</sub> : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n<sub>f</sub> : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A<sub>b</sub> : 基礎ボルトの軸断面積
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度 (0.36, 0.55, 0.60)
- C<sub>V</sub> : 鉛直方向設計震度 (0)

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_V}{n \times A_b}$$

また、許容応力は、以下の式で設定した。

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$$

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力} : f_{ts} = \min (1.4 f_{to} - 1.6 \tau_b, f_{to})$$

ここで、Fは設計・建設規格 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、SS400 の設計温度 50℃における Sy 値、Su 値を線形補間した値を用い、下記式にて設定した。

$$F = \min (Sy, 0.7Su)$$

$$\bullet \text{ Sy : 表 8 より } 40^\circ\text{C} : 235 \text{ MPa}, 75^\circ\text{C} : 222 \text{ MPa}$$

$$Sy = 222 + (235 - 222) \times (75 - 50) / (75 - 40) = 231 \text{ MPa}$$

$$\bullet \text{ Su : 表 9 より } 40^\circ\text{C} : 400 \text{ MPa}, 75^\circ\text{C} : 381 \text{ MPa}$$

$$Su = 381 + (400 - 381) \times (75 - 50) / (75 - 40) = 394 \text{ MPa}$$

従って、 $F = \min (S_y, 0.7S_u) = \min (231, 0.7 \times 394) = 231 \text{ MPa}$

基礎ボルトの許容引張応力は以下の通りとなる。

・第二セシウム吸着塔の場合 ( $C_H=0.55$ )

$$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 173 \text{ MPa}$$

$$f_{ts} = \min(1.4 \times 173 - 1.6 \times 108, 173) = \min(69.4, 173) = 69 \text{ MPa}$$

基礎ボルトの許容せん断応力は以下の通りとなる。

・処理装置（第二セシウム吸着装置）共通

$$f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 133 \text{ MPa}$$



表-5-2 第二セシウム吸着装置の基礎ボルト強度評価数値根拠

機器名称	m [kg]	H [mm]	L [mm]	L <sub>1</sub> [mm]	D <sub>1</sub> [本]	D <sub>1</sub> ' [本]	n [本]	A <sub>V</sub> [mm <sup>2</sup> ]	C <sub>0</sub>	F <sub>t</sub> [N]	$\sigma_v$ [MPa]	$\tau_v$ [MPa]
第二セシウム 吸着塔	■	■	■	■	■	■	■	■	0.36	-14,519	<0	70.2 → 71
									0.55	42,466	67.6 → 68	107.3 → 108
ポンプ スキッド	■	■	■	■	■	■	■	■	0.36	-2,258	<0	3.76 → 4
									0.60	-391	<0	6.27 → 7

表-5-3：第二セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
第二セシウム 吸着塔	本体	転倒	0.36	144	169	kN・m
			0.42	168		
	基礎ボルト	せん断	0.36	71	133	MPa
			0.55	108		
		引張	0.36	<0	69	MPa
			0.55	68		
ポンプスキッド	本体	転倒	0.36	3.9	6.9	kN・m
			0.60	6.4		
	基礎ボルト	せん断	0.36	4	133	MPa
			0.60	7		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.60	<0		

### 1.2.5. 処理装置（除染装置）

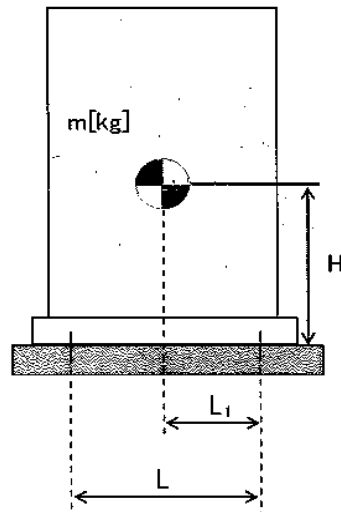
#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満たすものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、除染装置は必要な構造強度を有すると評価した。

#### (2) 耐震性評価

##### a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価に用いた数値を表-6-1に示す。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表-6-2）。



- $m$  : 機器質量
- $g$  : 重力加速度 ( $9.80665 \text{ m/s}^2$ )
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離
- $L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- $n$  : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36, 0.50, 0.60)
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度 (0)

基礎ボルトに作用する引張力：

$$\cdot \text{反応槽} \quad : F_b = \frac{4}{nD} (m \times g \times C_H \times H) - \frac{m \times g \times (1 - C_V)}{n}$$

$$\cdot \text{凝集沈殿装置 (マルチフロー)} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

また、許容応力は、以下の式で設定した。

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力: } f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$$

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力: } f_{ts} = \min(1.4f_{to} - 1.6\tau_b, f_{to})$$

ここで、Fは設計・建設規格 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、設計温度（常温）における Sy 値、Su 値を用いて設定した。

$$F = \min(Sy, 0.7Su)$$

・反応槽 (SUS304)

$$Sy: \text{表 8 より } 40^\circ\text{C}: 205 \text{ MPa}, Su: \text{表 9 より } 40^\circ\text{C}: 520 \text{ MPa}$$

$$\text{従って、} F = \min(Sy, 0.7Su) = \min(205, 0.7 \times 520) = 205 \text{ MPa}$$

・凝集沈殿装置（マルチフロー）(SS400)

$$Sy: \text{表 8 より } 40^\circ\text{C}: 235 \text{ MPa}, Su: \text{表 9 より } 40^\circ\text{C}: 400 \text{ MPa}$$

$$\text{従って、} F = \min(Sy, 0.7Su) = \min(235, 0.7 \times 400) = 235 \text{ MPa}$$

基礎ボルトの許容引張応力は以下の通りとなる。

・反応槽

$$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 153 \text{ MPa}$$

$$f_{ts} = \min(1.4 \times 153 - 1.6 \times 49, 153) = 135 \text{ MPa} \quad (C_H=0.36)$$

$$f_{ts} = \min(1.4 \times 153 - 1.6 \times 68, 153) = 105 \text{ MPa} \quad (C_H=0.60)$$

・凝集沈殿装置（マルチフロー）

$$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 176 \text{ MPa}$$

$$f_{ts} = \min(1.4 \times 176 - 1.6 \times 119, 176) = 56 \text{ MPa} \quad (C_H=0.60)$$

基礎ボルトの許容せん断応力は以下の通りとなる。

・反応槽

$$f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 118 \text{ MPa}$$

・凝集沈殿装置（マルチフロー）

$$f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 135 \text{ MPa}$$

表-6-1 除染装置の基礎ボルト強度評価数値根拠

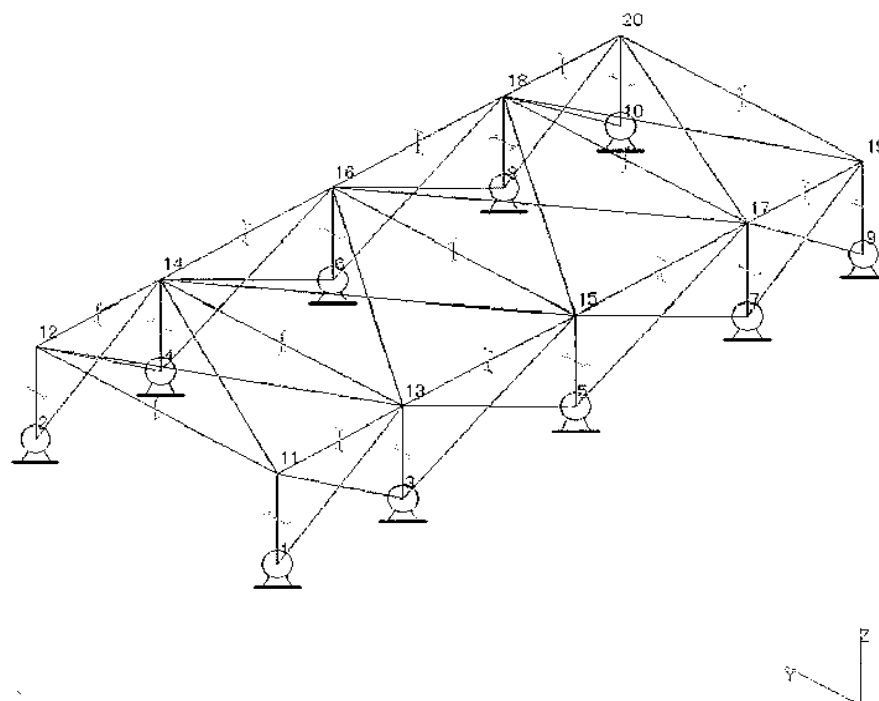
機器名称	m [kg]	R [mm]	L 又は D [mm]	L <sub>1</sub> [mm]	n <sub>α</sub> [本]	n [本]	A <sub>b</sub> [mm <sup>2</sup> ]	C <sub>gr</sub>	F <sub>t</sub> [N]	σ <sub>b</sub> [MPa]	τ <sub>v</sub> [MPa]
反応槽	■	■	■	■	■	■	■	0.36	3,260	16.2 → 17	48.9 → 49
								0.50	15,134	75.3 → 76	67.8 → 68
凝集沈殿装置 マルチフロー	■	■	■	■	■	■	■	0.36	-226,926	<0	70.8 → 71
								0.60	13,075	6.94 → 7	118.1 → 119

b. 有限要素法によるフレーム構造解析

主要設備についてはコンクリートにアンカーを打った上で架台にて強固に据え付けられていることから、加圧浮上分離装置（DAF）、凝集沈殿装置（アクチフロー）、ディスクフィルタについて有限要素法によるフレーム構造解析を用いて基礎ボルトの強度評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度に問題がないことを確認した（表－6－2）。

① 加圧浮上分離装置（DAF）

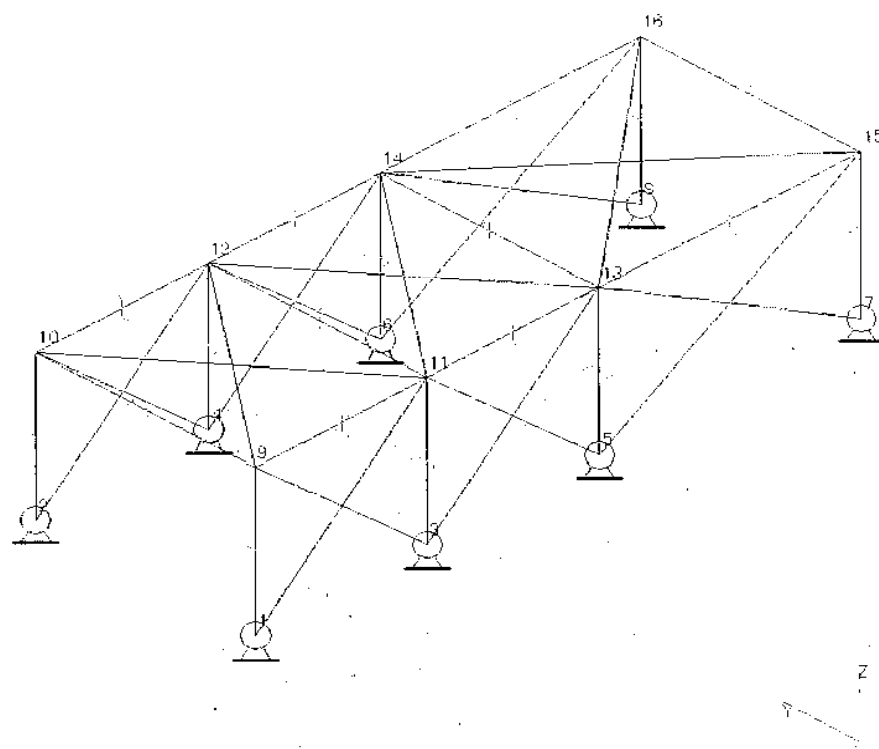
設計用水平震度：0.6G



図－3 加圧浮上分離装置（DAF）解析モデル

② 凝集沈殿装置（アクチフロー）

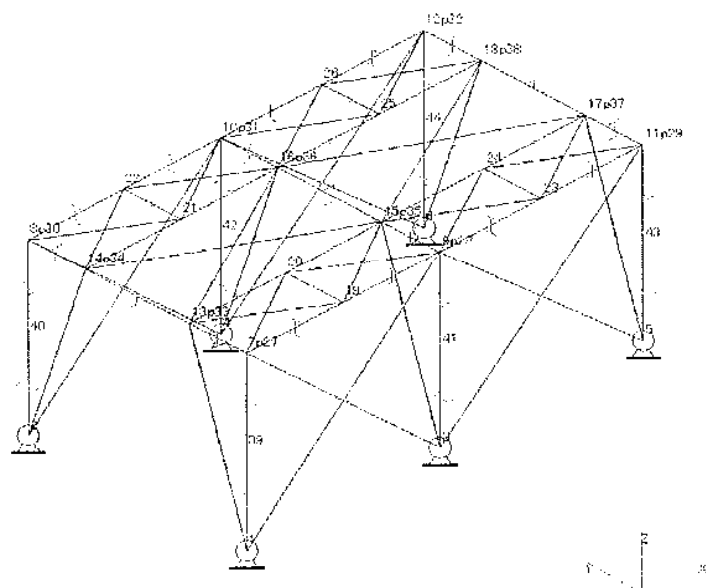
設計用水平震度：0.6G



図ー４ 凝集沈殿装置（アクチフロー）解析モデル

③ ディスクフィルタ

設計用水平震度：0.6G



図ー5 ディスクフィルタ解析モデル

c. 架台強度評価

加圧浮上分離装置（DAF）、凝集沈殿装置（マルチフロー）、凝集沈殿装置（アクチフロー）、ディスクフィルタについて有限要素法によるフレーム構造解析を用いて各部材に発生するたわみ量の評価を実施した。評価の結果、架台強度に問題がないことを確認した（表ー6ー2）。



表－６－２ 除染装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
加圧浮上分離装置 (DAF)	架台（柱脚）	変位	0.60	1/290	1/120	変位量
	基礎 ボルト	せん断	0.60	27	118	MPa
		引張	0.60	6	153	MPa
反応槽	基礎 ボルト	せん断	0.36	49	118	MPa
			0.50	68		
		引張	0.36	17	135	MPa
			0.50	76	105	
凝集沈殿装置 (マルチフロー)	本体（壁パネル）	変位	0.60	1/515	1/120	変位量
	基礎 ボルト	せん断	0.36	71	135	MPa
			0.60	119		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.60	7	56	
凝集沈殿装置 (アクチフロー)	架台（柱脚）	変位	0.6	1/936	1/120	変位量
	基礎 ボルト	せん断	0.60	38	118	MPa
		引張	0.60	51	153	MPa
ディスク フィルタ	架台（柱脚）	変位	0.6	1/527	1/120	変位量
	基礎 ルト	せん断	0.60	44	118	MPa
		引張	0.60	19	143	MPa

#### 1.2.6. 淡水化装置

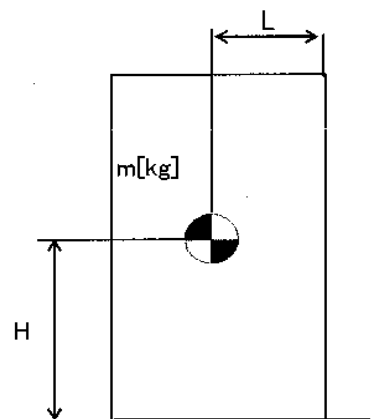
##### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満たすものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、淡水化装置は必要な構造強度を有すると評価した。

##### (2) 耐震性評価

###### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価に用いた数値を表-7-1, 2に示す。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した(表-7-6)。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 転倒支点から機器重心までの距離
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度 (0.36)

地震による転倒モーメント :  $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント :  $M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L$

(a) ポンプ、配管・弁モジュール

転倒モーメント及び安定モーメントの評価式を以下の様に変更し、評価を実施した。

$$\text{地震による転倒モーメント: } M_1 [\text{N} \cdot \text{m}] = m \times g \times C_H \times H \rightarrow M_1 / (m \times g) = C_H \times H$$

$$\text{自重による安定モーメント: } M_2 [\text{N} \cdot \text{m}] = m \times g \times L \rightarrow M_2 / (m \times g) = L$$

表-7-1 淡水化装置（ポンプ、配管・弁モジュール）の転倒評価数値根拠

機器名称	水平 震度	H [m]	算出値 $C_H \times H$ [m]	許容値 L [m]
SPT 受入水移送ポンプ	0.36	■	0.202 → 0.21	■ → 0.77
廃液 RO 供給ポンプ	0.36	■	0.200 → 0.21	■ → 0.92
RO 処理水供給ポンプ	0.36	■	0.202 → 0.21	■ → 0.77
RO 処理水移送ポンプ	0.36	■	0.467 → 0.47	■ → 0.77
RO 濃縮水供給ポンプ	0.36	■	0.202 → 0.21	■ → 0.77
RO 濃縮水貯槽移送ポンプ	0.36	■	0.350 → 0.36	■ → 0.77
RO 濃縮水移送ポンプ	0.36	■	0.347 → 0.35	■ → 0.71
濃縮水供給ポンプ	0.36	■	0.194 → 0.20	■ → 0.78
蒸留水移送ポンプ	0.36	■	0.202 → 0.21	■ → 0.86
濃縮処理水供給ポンプ	0.36	■	0.194 → 0.20	■ → 0.78
濃縮処理水移送ポンプ	0.36	■	0.347 → 0.35	■ → 0.71
濃縮水移送ポンプ	0.36	■	0.194 → 0.20	■ → 0.77
配管・弁モジュール	0.36	■	0.185 → 0.19	■ → 0.28

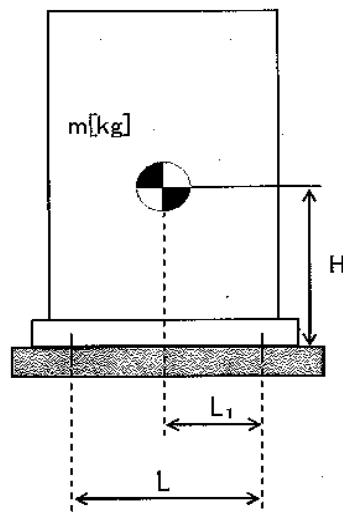
(b) 逆浸透膜装置（RO-2, RO-3）

表-7-2 淡水化装置（RO-2, RO-3）の転倒評価数値根拠

機器名称	m [kg]	H [m]	L [m]	$M_1$ [kN・m]	$M_2$ [kN・m]
逆浸透膜装置 RO-2	■	■	■	19.06 → 19.1	20.83 → 20.8
逆浸透膜装置 RO-3	■	■	■	1.691 → 1.70	1.801 → 1.80

b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価に用いた数値を表－7－3，4，5に示す。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－7－6）。



- $m$  : 機器質量
- $g$  : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離
- $L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- $n$  : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36)
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度 (0)

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

$$\text{アンカーに作用するせん断荷重} : Q = \frac{m \times g \times C_H}{n}$$

(a) 淡水化装置（逆浸透膜装置 R0-1A, 1B）

表－7－3 淡水化装置（逆浸透膜装置 R0-1A, 1B）の基礎ボルト強度評価数値根拠

	$m$ [kg]	$h$ [mm]	$L$ [mm]	$L_1$ [mm]	$n_f$ [本]	$n$ [本]	$C_H$	$F_b$ [N]	$Q$ [N]
逆浸透膜装置 (R0-1A)	■	■	■	■	■	■	0.36	-7,700 → <0	1,147.4 → 1,148
逆浸透膜装置 (R0-1B)	■	■	■	■	■	■	0.36	-7,781 → <0	1,059.1 → 1,060

アンカーの許容せん断荷重は以下の式で設定した。

$$Qa = 0.74 \cdot \phi_{S3} \left( 0.5 \cdot s_c \cdot a \cdot \sqrt{F_c \cdot E_c} \right) \quad \phi_{S3} : \text{短期荷重に対する低減係数} \\ (0.6) \\ = 23,419.7 \quad s_c a : \text{定着部の断面積} \quad ( \text{mm}^2 ) \\ \rightarrow 23,419 \text{ N} \quad F_c : \text{コンクリートの圧縮強度} \\ ( \text{N/mm}^2 ) \\ E_c : \text{コンクリートのヤング率} \\ ( \text{N/mm}^2 )$$

(b) 淡水化装置 (蒸発濃縮装置-1A, 1B, 1C)

表-7-4 淡水化装置 (蒸発濃縮装置-1A, 1B, 1C) の基礎ボルト強度評価数値根拠

	m [kg]	h [mm]	L [mm]	L <sub>1</sub> [mm]	n <sub>r</sub> [本]	n [本]	A <sub>b</sub> [mm <sup>2</sup> ]	C <sub>H</sub>	F <sub>t</sub> [N]	τ [MPa]
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1A)					1	1		0.36	-9,373 → <0	29.3 → 30
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1B)					1	1		0.36	-9,567 → <0	38.1 → 39
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1C)					1	1		0.36	-4,000 → <0	35.1 → 36

また、基礎ボルトの許容せん断応力は以下の式で設定した。

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力: } f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$$

ここで、F は設計・建設規格 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、SS400 の設計温度 60℃における Sy 値、Su 値を線形補間した値を用い、下記式にて設定した。

$$F = \min (Sy, 0.7Su)$$

$$\bullet \text{ Sy } 40^\circ\text{C} : 235 \text{ MPa}, 75^\circ\text{C} : 222 \text{ MPa}$$

$$\text{Sy} = 222 + (235 - 222) \times (75-60)/(75-40) = 227 \text{ MPa}$$

$$\bullet \text{ Su } 40^\circ\text{C} : 400 \text{ Pa}, 75^\circ\text{C} : 381 \text{ MPa}$$

$$\text{Su} = 381 + (400 - 381) \times (75-60)/(75-40) = 389 \text{ MPa}$$

$$\text{従って、} F = \min (Sy, 0.7Su) = \min (227, 0.7 \times 389) = 227 \text{ MPa}$$

基礎ボルトの許容せん断応力は以下の通りとなる。

$$f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 131 \text{ MPa}$$

(c) 淡水化装置（蒸発濃縮装置-2A, 2B, 3A, 3B, 3C）

表-7-5 淡水化装置（蒸発濃縮装置-2A, 2B, 3A, 3B, 3C）の  
基礎ボルト強度評価数値根拠

	m [kg]	h [mm]	L [mm]	L <sub>t</sub> [mm]	n <sub>t</sub> [本]	n [本]	A <sub>b</sub> [mm <sup>2</sup> ]	C <sub>H</sub>	F <sub>b</sub> [N]	τ [MPa]
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-2A, B) (濃縮装置)	■	■	■	■	■	■	■	0.36	-55,702 → <0	87.8 → 88
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-3A, B, C) (濃縮装置)	■	■	■	■	■	■	■	0.36	-106,472 → <0	97.5 → 98

また、基礎ボルトの許容せん断応力は以下の式で設定した。

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力: } f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$$

ここで、Fは設計・建設規格 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、SUS304 の設計温度 66℃における Sy 値、Su 値を線形補間した値を用い、下記式にて設定した。

$$F = \min (Sy, 0.7Su)$$

・ Sy 40℃ : 205 MPa, 75℃ : 183 MPa

$$Sy = 183 + (205 - 183) \times (75-66)/(75-40) = 188 \text{ MPa}$$

・ Su 40℃ : 520 Pa, 75℃ : 466 MPa

$$Su = 466 + (520 - 466) \times (75-66)/(75-40) = 479 \text{ MPa}$$

$$\text{従って、} F = \min (Sy, 0.7Su) = \min (188, 0.7 \times 479) = 188 \text{ MPa}$$

基礎ボルトの許容せん断応力は以下の通りとなる。

$$f_{sb} = 1.5 \frac{F}{1.5\sqrt{3}} = 108 \text{ MPa}$$

#### c. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表-7-6）。

地震時の水平荷重によるすべり力 :  $F_L = C_H \times m \times g \rightarrow F_L / (m \times g) = C_H$

接地面の摩擦力 :  $F_\mu = \mu \times m \times g \rightarrow F_\mu / (m \times g) = \mu$

$m$  : 機器質量

$g$  : 重力加速度

$C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36, 0.57)

$\mu$  : 摩擦係数 (コンクリート鉄 : 0.40)

表-7-6 淡水化装置耐震評価結果 (1/2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
SPT 受入水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
廃液 RO 供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.92	m
RO 処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.47	0.77	m
RO 濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 濃縮水貯槽移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.36	0.77	m
RO 濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
蒸留水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.86	m
濃縮処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
濃縮処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.77	m
配管・弁モジュール	本体	転倒	0.36	0.19	0.28	m
逆浸透膜装置 (RO-1A)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,148	23,419	N
		引張	0.36	<0	-	N
逆浸透膜装置 (RO-1B)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,060	23,419	N
		引張	0.36	<0	-	N
逆浸透膜装置 (RO-2)	本体	転倒	0.36	19.1	20.8	kN・m
		滑動	0.36	0.36	0.40	-
逆浸透膜装置 (RO-3)	本体	転倒	0.36	1.70	1.80	kN・m

表－7－6 淡水化装置耐震評価結果 (2/2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1A)	基礎	せん断	0.36	30	131	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1B)	基礎	せん断	0.36	39	131	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1C)	基礎	せん断	0.36	36	131	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-2A, B) (濃縮装置)	本体	転倒	0.36	<0	－	kN
	基礎 ボルト	せん断	0.36	88	108	MPa
		引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-3A, B, C) (濃縮装置)	本体	転倒	0.36	<0	－	kN
	基礎 ボルト	せん断	0.36	98	108	MPa
		引張	0.36	<0	－	MPa



### 1.2.7. 高濃度滞留水受タンク

#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、気密試験等を行い、漏えいがないことを確認した。

また、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施し、内圧に耐えられることを確認した（表－8）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

$$= 5.34 \text{ mm}$$

$$\rightarrow 5.4 \text{ mm}$$

$t$  : 胴の計算上必要な厚さ  
 $D_i$  : 胴の内径 (            mm)  
 $P$  : 最高使用圧力 (0.2 MPa)  
 $S$  : 最高使用温度 (66℃) における  
           材料 (SS400) の許容引張応力 (100 MPa)  
 $\eta$  : 長手継手の効率 (0.6)

ただし、 $t$  の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は  $t=3[\text{mm}]$  以上、その他の金属の場合は  $t=1.5[\text{mm}]$  以上とする。

表－8 円筒型タンク（横置き）板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
高濃度滞留水受タンク	100m <sup>3</sup> 容量 円筒型（横置き）	タンク板厚	5.4	9

#### (2) 耐震性評価

当該タンクは地中に埋設され、タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり、設備全体としては耐震クラス B に相当することから、地中構造物の耐震 B クラスに要求される水平地震力  $K_h=0.3$  に対する静的解析により、その耐震安全性を評価した。その結果、B クラスに要求される強度を有するものと評価した（表－9）。詳細は別添－1 に示す。

表－9 円筒型タンク（横置き）耐震評価結果

機器名称		評価項目	作用震度	算出値	許容値	単位
高濃度滞留水 受タンク	100m <sup>3</sup> 容量 円筒型 （横置き）	曲げ	B クラス	21.9	210	N/mm <sup>2</sup>
			S クラス	60.0	245	
		せん断	B クラス	0.019	120	N/mm <sup>2</sup>
			S クラス	0.311	141	

#### 1.2.8. 中低濃度タンク

##### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、水頭圧による漏えい試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認した。また、タンクは全て大気開放のため、水頭圧以上の内圧が作用することは無い。

以上のことから、中低濃度タンクは必要な構造強度を有していると評価できる。

また、円筒型タンクについては、主要仕様から必要肉厚を評価し、十分な肉厚を有していることを確認した。

なお、サプレッションプール水サージタンクは、工事計画認可申請書(57 資庁第 2974 号 昭和 57 年 4 月 20 日認可)において確認を実施している。

##### a. 円筒型タンク

円筒型タンクについては、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価に用いた数値を表-10-1 に示す。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した(表-10-2)。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ  
Di : 胴の内径  
H : 水頭  
ρ : 液体の比重  
S : 最高使用温度における材料の許容引張応力  
η : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は t=3[mm] 以上、その他の金属の場合は t=1.5[mm] 以上とする。また、内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

表-10-1 円筒型タンク板厚評価の数値根拠

機器名称		Di [m]	H [m]	$\alpha$	材料	温度 [°C]	S [MPa]	$n$	t [mm]
RO 処理水貯槽	300m <sup>3</sup> 容量	■	■※3	1	SS400	常温	100	1.00	2.88 → 4.5※1
	450m <sup>3</sup> 容量	■	■※3	1	SS400	常温	100	1.00	3.24 → 4.5※1
RO 濃縮水貯槽	500m <sup>3</sup> 容量	■	■※3	1	SS400	常温	100	1.00	3.77 → 4.5※1
RO 処理水貯槽 RO 濃縮水貯槽 蒸発濃縮処理水貯槽 多核種処理水貯槽	1000m <sup>3</sup> 容量	■	■※3	1	SS400	常温	100	1.00	5.69 → 5.7
RO 濃縮水貯槽 多核種処理水貯槽	1000m <sup>3</sup> 容量 (溶接)	■	■※3	1	SS400	常温	100	0.65	8.78 → 8.8
濃縮廃液貯槽	100m <sup>3</sup> 容量 円筒型 (横置き)	■	■	1	SS400	常温	100	0.60	0.84 → 3.0※2
RO 濃縮水貯槽	120m <sup>3</sup> 容量 円筒型 (横置き)	■	■	1	SS400	常温	100	0.60	0.94 → 3.0※2

※1 : 内径 5[m] 以上のため、内径区分により 4.5[mm] となる。

※2 : 炭素鋼の必要厚さにより 3[mm] となる。

※3 : 水位計 100% での水頭。

表-10-2 円筒型タンク板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
RO 処理水貯槽	300m <sup>3</sup> 容量	タンク板厚	4.5	9.0
	450m <sup>3</sup> 容量	タンク板厚	4.5	9.0*
RO 濃縮水貯槽	500m <sup>3</sup> 容量	タンク板厚	4.5	9.0*
RO 処理水貯槽 RO 濃縮水貯槽 蒸発濃縮処理水貯槽 多核種処理水貯槽	1000m <sup>3</sup> 容量	タンク板厚	5.7	12.0
RO 濃縮水貯槽 多核種処理水貯槽	1000m <sup>3</sup> 容量 (溶接)	タンク板厚	8.8	12.0
濃縮廃液貯槽	100m <sup>3</sup> 容量 (円筒型 (横置き))	タンク板厚	3.0	9.0
RO 濃縮水貯槽	120m <sup>3</sup> 容量 (円筒型 (横置き))	タンク板厚	3.0	9.0

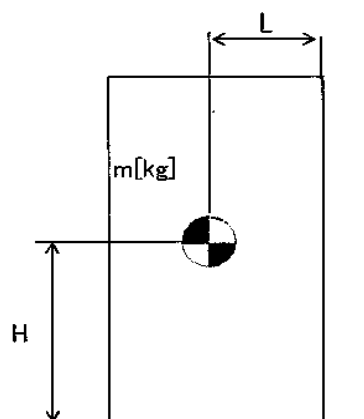
※ 最小値

## (2)耐震性評価

サプレッションプール水サージタンクは、工事計画認可申請書(57資庁第2974号 昭和57年4月20日認可)において確認を実施している。その他の中低濃度タンクに関する耐震性評価を以下に示す。

### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価に用いた数値を表-11-1, 2に示す。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した(表-11-3)。



- $m$  : 機器質量
- $g$  : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $L$  : 転倒支点から機器重心までの距離
- $C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36)

(各記号の下付文字は、下記を意味する。)

- $t$  : タンク,  $w$  : 保有水,
- $b$  : ベース

地震による転倒モーメント:

$$\begin{aligned} M_1 [\text{N} \cdot \text{m}] &= m \times g \times C_H \times H \\ &= g \times C_H \times (m_t \times H_t + m_w \times H_w + m_b \times H_b) \end{aligned}$$

自重による安定モーメント:

$$\begin{aligned} M_2 [\text{N} \cdot \text{m}] &= m \times g \times L \\ &= (m_t \times L_t + m_w \times L_w + m_b \times L_b) \times g \end{aligned}$$

表-11-1 タンク・槽類の転倒評価計算根拠

機器名称		$m_1$ [t]	$m_2$ [t]	H [m]	$H_1$ [m]	$B_1$ [m]	$L_{1/2}$ [m]	$M_1$ [kN・m]	$M_2$ [kN・m]
SPT 受入水タンク								574 → $5.8 \times 10^2$	2,927 → $2.9 \times 10^3$
廃液 RO 供給 タンク	35m <sup>3</sup> 容量							170.3 → $1.8 \times 10^2$	425 → $4.2 \times 10^2$
	40m <sup>3</sup> 容量							223 → $2.3 \times 10^2$	544 → $5.4 \times 10^2$
	42m <sup>3</sup> 容量							194 → $2.0 \times 10^2$	557 → $5.5 \times 10^2$
	110m <sup>3</sup> 容量							574 → $5.8 \times 10^2$	2,927 → $2.9 \times 10^3$
RO 処理水受タンク								574 → $5.8 \times 10^2$	2,927 → $2.9 \times 10^3$
RO 処理水 一時貯槽	16m <sup>3</sup> 容量							68.2 → $6.9 \times 10^1$	178 → $1.7 \times 10^2$
	35m <sup>3</sup> 容量							159 → $1.6 \times 10^2$	389.7 → $3.8 \times 10^2$
	42m <sup>3</sup> 容量							189 → $1.9 \times 10^2$	534 → $5.3 \times 10^2$
RO 処理水 貯槽	300m <sup>3</sup> 容量				※1			5,234 → $5.3 \times 10^3$	11,553 → $1.1 \times 10^4$
	450m <sup>3</sup> 容量				※1			6,658 → $6.7 \times 10^3$	22,079 → $2.2 \times 10^4$
	1000m <sup>3</sup> 容量				※1			20,183 → $2.1 \times 10^4$	70,252 → $7.0 \times 10^4$
RO 濃縮水受タンク								574 → $5.8 \times 10^2$	2,927 → $2.9 \times 10^3$
RO 濃縮水 貯槽	500m <sup>3</sup> 容量				※1			8,939 → $9.1 \times 10^3$	25,587 → $2.5 \times 10^4$
	1000m <sup>3</sup> 容量				※1			19,911 → $2.0 \times 10^4$	69,408 → $6.9 \times 10^4$
多核種処理水貯槽					※1			19,911 → $2.0 \times 10^4$	69,408 → $6.9 \times 10^4$
濃縮水受タンク								205 → $2.1 \times 10^2$	544 → $5.4 \times 10^2$
蒸留水タンク								205 → $2.1 \times 10^2$	544 → $5.4 \times 10^2$
濃縮処理水タンク								205 → $2.1 \times 10^2$	544 → $5.4 \times 10^2$
蒸発濃縮処理水貯槽					※1			20,183 → $2.1 \times 10^4$	70,252 → $7.0 \times 10^4$
濃縮水タンク								205 → $2.1 \times 10^2$	544 → $5.4 \times 10^2$

※1 : 水位計 100%での据付面から重心までの距離。

表-111-2 円筒横置きタンクの転倒評価計算根拠

機器名称	$m[t]$	$H[m]$	$L[m]$	$M_t[kN\cdot m]$	$M_b[kN\cdot m]$
RO 濃縮水貯槽 120m <sup>3</sup> 容量	$m_t$	$H_t$	$L_t$	1,332 $\rightarrow$ 1.4 $\times 10^3$	3,264 $\rightarrow$ 3.2 $\times 10^3$
	$m_w$	$H_w$	$L_w$		
	$m_{b1}$	$H_{b1}$	$L_{b1}$		
	$m_{b2}$	$H_{b2}$	$L_{b2}$		
濃縮廃液貯槽	$m_t$	$H_t$	$L_t$	1,023 $\rightarrow$ 1.1 $\times 10^3$	2,330 $\rightarrow$ 2.3 $\times 10^3$
	$m_w$	$H_w$	$L_w$		
	$m_{b1}$	$H_{b1}$	$L_{b1}$		
	$m_{b2}$	$H_{b2}$	$L_{b2}$		

表-11-3 タンク・槽類の転倒評価結果

機器名称		評価部位	評価項目	水平地震動	算出値	許容値	単位
SPT 受入水タンク		本体	転倒	0.36	$5.8 \times 10^2$	$2.9 \times 10^3$	kN・m
廃液 RO 供給タンク	35m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$1.8 \times 10^2$	$4.2 \times 10^2$	kN・m
	40m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$2.3 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
	42m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$2.0 \times 10^2$	$5.5 \times 10^2$	kN・m
	110m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$5.8 \times 10^2$	$2.9 \times 10^3$	kN・m
RO 処理水受タンク		本体	転倒	0.36	$5.8 \times 10^2$	$2.9 \times 10^3$	kN・m
RO 処理水 一時貯槽	16m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$6.9 \times 10^1$	$1.7 \times 10^2$	kN・m
	35m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$1.6 \times 10^2$	$3.8 \times 10^2$	kN・m
	42m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$1.9 \times 10^2$	$5.3 \times 10^2$	kN・m
RO 処理水 貯槽	300m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$5.3 \times 10^3$	$1.1 \times 10^4$	kN・m
	450m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$6.7 \times 10^3$	$2.2 \times 10^4$	kN・m
	1000m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^4$	$7.0 \times 10^4$	kN・m
RO 濃縮水受タンク		本体	転倒	0.36	$5.8 \times 10^2$	$2.9 \times 10^3$	kN・m
RO 濃縮水 貯槽	120m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$1.4 \times 10^3$	$3.2 \times 10^3$	kN・m
	500m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$9.0 \times 10^3$	$2.5 \times 10^4$	kN・m
	1000m <sup>3</sup> 容量	本体	転倒	0.36	$2.0 \times 10^4$	$6.9 \times 10^4$	kN・m
多核種処理水貯槽		本体	転倒	0.36	$2.0 \times 10^4$	$6.9 \times 10^4$	kN・m
濃縮水受タンク		本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
蒸留水タンク		本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
濃縮処理水タンク		本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
蒸発濃縮処理水貯槽		本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^4$	$7.0 \times 10^4$	kN・m
濃縮水タンク		本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
濃縮廃液貯槽		本体	転倒	0.36	$1.1 \times 10^3$	$2.3 \times 10^3$	kN・m

b. 基準地震動 S s に対する評価

円筒型タンクに対し、基準地震動 S s による地震力にて発生する応力等を算出し許容値と比較することにより、タンクの貯水機能維持について評価を実施した。評価の結果、基準地震動による地震力に対して発生する応力等は許容値よりも小さく、機能が維持されることを確認した（表－１２）。

表－１２ 円筒型タンクの基準地震動 S s に対する評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	算出値	許容値	単位
R0 処理水貯槽 R0 濃縮水貯槽 蒸発濃縮処理水貯槽	側板	膜応力	246	360	MPa
		座屈	0.66	1	-
	接続ボルト (水平方向)	引張	355	525	MPa
	接続ボルト (鉛直方向)	引張	506	525	MPa



### 1.2.9. 地下貯水槽

#### (1) 構造強度評価

設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、社団法人雨水貯留浸透技術協会「プラスチック製地下貯留浸透施設技術指針」に準じたプラスチック製枠材及び日本遮水工協会により製品認定を受けている遮水シートを使用することで、高い信頼性を確保する。

#### (2) 耐震性評価

##### (2)-1.1. 評価の項目・目的

地下貯水槽の耐震性評価は次の 2 項目について実施する。

- ① 地下貯水槽の地震発生時の止水シートの強度（止水性）の確認
- ② 地下貯水槽に地震が作用した場合の貯水槽内部の貯水枠材の強度の確認
  - a) 地表面載荷荷重として  $10\text{kN/m}^2$  を考慮した場合
  - b) 地下貯水槽の上盤に車両が載った場合

表－13 に、それぞれの評価項目の目的及び内容についてまとめたものを示す。このうち、最も重要なのは①にあげた地震発生時の止水性の確認であり、貯水枠材の強度に関しては、仮に貯水枠材が破壊に至っても不具合事象としては上盤の陥没等が発生する程度と想定され、最も重要な貯水槽の性能である止水性に悪影響はないと考えられる。

表－13 評価項目毎の目的・内容

評価項目	目的・内容	想定不具合事象
①止水シート強度	○ 地震力が作用した場合の止水シートの発生ひずみ量を解析し、シートが破断しないか、即ち漏えい事象が発生しないかを確認する。	○ 止水シートが破断すると、地中に貯水が漏えい拡散するリスクが生じる。
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 $10\text{kN/m}^2$	○ 貯水枠材に地震力が作用した場合の貯水枠材応力度を検討して枠材の強度を確認する。	○ 貯水枠材が破壊すると、枠材が崩れて貯水槽の上盤が陥没する。それにより、上盤に敷設している PE シートが破断する可能性があるが、このシートは雨水混入防止用のものであり、漏えいには直接関係ない。
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	○ 貯水槽の上盤に車両が載った場合(自動車荷重を考慮した場合)の貯水枠材の強度を確認する。	

(2)-1.2. 計算条件

各評価項目の作用荷重等の与条件の概要を表-14に示す。

表-14 評価項目毎の与条件

評価項目	作用震度	作用荷重
①止水シート強度	Bクラス：水平震度 0.3 Sクラス：水平震度 0.6	各自重
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m <sup>2</sup>	Bクラス：水平震度 0.3 Sクラス：水平震度 0.6 鉛直震度 0.3	地表載荷荷重 覆土荷重 貯水枠材荷重 地震時水平土圧
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	鉛直震度 0.3	自動車荷重 (T-25) 覆土荷重

(2)-1.3. 照査結果

照査結果を表-15に示す。また各項目の検討の詳細は表-15に示す別添資料に示す。

表-15 評価項目毎の照査結果

評価項目	照査対象	作用震度	計算結果	許容値	詳細
①止水シート強度	止水シートの ひずみ量	Bクラス	0.148%	560%	別添-2
		Sクラス	0.206%	560%	
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m <sup>2</sup>	貯水枠材の 水平・鉛直 強度	Bクラス	水平：23.0kN/m <sup>2</sup>	30.0kN/m <sup>2</sup>	別添-3
		Sクラス	水平：46.8kN/m <sup>2</sup> 垂直：33.7kN/m <sup>2</sup>	52.5kN/m <sup>2</sup> 102.1kN/m <sup>2</sup>	
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	貯水枠材の 鉛直強度	—	77.3kN/m <sup>2</sup>	102.1kN/m <sup>2</sup>	別添-4

(3) スロッシングに対する評価

地下貯水槽の場合、プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 25cm 以下と小規模であり、スロッシングのような長周期問題は顕在化しないと考えられる。なお、検討の詳細については別添-5に示す。

#### (4) 地下貯水槽を設置する地盤の評価

地下貯水槽は地盤を掘削して設置するため、掘削完了時の地盤は加圧密状態となっている。また設置するプラスチック製枠材と貯留する水の重量は、掘削した土砂（地盤）よりも小さいことから、地下貯水槽が掘削完了後の地盤上に設置されても、地盤が強度破壊等の不具合を発生することはないと考えられる。しかしながら、念のため、表層 0.5m の部分にはセメント系改良材による地盤改良を施し、地盤を補強する。

#### 1.2.10. ポンプ

##### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満たすものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、ポンプは必要な構造強度を有すると評価した。

なお、海外製の一部ポンプを除き、JIS 規格に準用したポンプを使用している。

#### 1.2.11. 配管等

##### (1) 構造強度評価

###### a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満たすものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、配管は必要な構造強度を有すると評価した。

また、配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価に用いた数値を表－16－1 に示す。評価の結果、最高使用圧力に耐えられることを確認した（表－16－2）。

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ

D<sub>o</sub> : 管の外径

P : 最高使用圧力[MPa]

S : 最高使用温度における

材料の許容引張応力[MPa]

η : 長手継手の効率

表－１６－１ 配管構造強度評価の計算根拠

評価 機器	口径	Sch.	材質	P [MPa]	温度 [℃]	Do [mm]	S [MPa]	$\eta$	t [mm]
配管①	100A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	114.3	93	1.00	0.837 → 0.84
配管②	200A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	216.3	93	1.00	1.584 → 1.6
配管③	50A	40	SUS316L	1.37	66	60.5	108	1.00	0.382 → 0.39
配管④	80A	40	SUS316L	1.37	66	89.1	108	1.00	0.562 → 0.57
配管⑤	50A	20S	SUS316L	0.3	50	60.5	110	0.60	0.137 → 0.14
配管⑥	80A	20S	SUS316L	0.3	50	89.1	110	0.60	0.202 → 0.21
配管⑦	100A	20S	SUS316L	0.3	50	114.3	110	0.60	0.259 → 0.26
配管⑧	150A	20S	SUS316L	0.3	50	165.2	110	0.60	0.375 → 0.38
配管⑨	200A	20S	SUS316L	0.3	50	216.3	110	0.60	0.491 → 0.50
配管⑩	50A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	60.5	93	1.00	0.443 → 0.45
配管⑪	80A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	89.1	93	1.00	0.652 → 0.66
配管⑫	150A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	165.2	93	1.00	1.210 → 1.3
配管⑬	25A	80	STPG370	0.5	66	34.0	93	1.00	0.091 → 0.10
配管⑭	50A	80	STPG370	0.5	66	60.5	93	1.00	0.162 → 0.17
配管⑮	80A	80	STPG370	0.5	66	89.1	93	1.00	0.239 → 0.24
配管⑯	100A	80	STPG370	0.5	66	114.3	93	1.00	0.307 → 0.31
配管⑰	50A	40	SUS316L	0.97	66	60.5	108	1.00	0.271 → 0.28
配管⑱	80A	40	SUS316L	0.97	66	89.1	108	1.00	0.399 → 0.40
配管⑲	50A	40	SUS316L	1.37	66	60.5	108	0.60	0.634 → 0.64
配管⑳	80A	40	SUS316L	1.37	66	89.1	108	0.60	0.934 → 0.94

表－16－2 配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	必要肉厚 (mm)	肉厚 (mm)
配管①	100A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.84	8.6
配管②	200A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.6	12.7
配管③	50A	40	SUS316L	1.37	66	0.39	3.9
配管④	80A	40	SUS316L	1.37	66	0.57	5.5
配管⑤	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.14	3.5
配管⑥	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.21	4.0
配管⑦	100A	20S	SUS316L	0.3	50	0.26	4.0
配管⑧	150A	20S	SUS316L	0.3	50	0.38	5.0
配管⑨	200A	20S	SUS316L	0.3	50	0.50	6.5
配管⑩	50A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.45	5.5
配管⑪	80A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.66	7.6
配管⑫	150A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.3	11.0
配管⑬	25A	80	STPG370	0.5	66	0.10	4.5
配管⑭	50A	80	STPG370	0.5	66	0.17	5.5
配管⑮	80A	80	STPG370	0.5	66	0.24	7.6
配管⑯	100A	80	STPG370	0.5	66	0.31	8.6
配管⑰	50A	40	SUS316L	0.97	66	0.28	3.9
配管⑱	80A	40	SUS316L	0.97	66	0.40	5.5
配管⑲	50A	40	SUS316L	1.37	66	0.64	3.9
配管⑳	80A	40	SUS316L	1.37	66	0.94	5.5

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験等を行い、漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。従って、耐圧ホースは、必要な構造強度を有していると評価した。

c. ポリエチレン管

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定している。また、ポリエチレン管は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保している。

- ・ 日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用。
- ・ 継手は可能な限り融着構造とする。
- ・ 敷設時に漏えい試験等を行い、運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことから、ポリエチレン管は、必要な構造強度を有するものと評価した。

1.2.12. ろ過水タンク

(1) 構造強度評価

ろ過水タンクは、本来ろ過水を貯留するため、設計・建設規格に準拠して設計されていない。

今回、逆浸透膜装置の廃水を貯留することから、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価に用いた数値を表-17-1に示す。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した（表-17-2）。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ  
Di : 胴の内径  
H : 水頭  
ρ : 液体の比重  
S : 最高使用温度における  
材料の許容引張応力  
η : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は t=3[mm] 以上、その他の金属の場合は t=1.5[mm] 以上とする。また、内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

表－１７－１ No.1 ろ過水タンク板厚評価の数値根拠

機器名称		Di [m]	H [m]	$\rho$	材料	温度 [℃]	S [MPa]	$\eta$	t [mm]
No.1 ろ過水タンク	最下段	24.8	9.6	1	SM400C	常温	100	0.70	16.7 → 17
	下から４段目	24.8	0.6	1	SS400	常温	100	0.70	1.04 → 6※1

※１ : 内径 16[m] 以上のため、内径区分により 6[mm] となる。

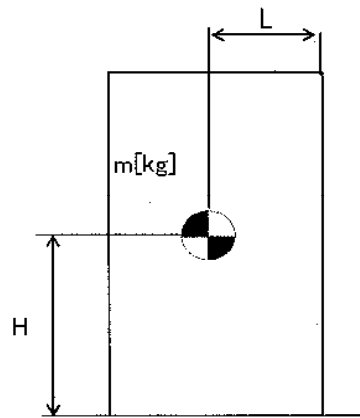
表－１７－２ No.1 ろ過水タンク 板厚評価結果

評価部位	必要肉厚 [mm]	実厚 [mm]
板厚 (最下段)	17	18
板厚 (下から４段目)	6	8

## (2) 耐震性評価

### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価に用いた数値を表－１８－１に示す。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表－１８－２）。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- w : 機器重量 (m × g)
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 転倒支点から機器重心までの距離
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度 (0.36)

各記号の下付文字は、下記を意味する。  
t : タンク, r : 屋根,  
w : 保有水

地震による転倒モーメント：

$$M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H = g \times C_H \times (m_t \times H_t + m_r \times H_r + m_w \times H_w)$$

自重による安定モーメント：

$$M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L = (m_t \times L_t + m_r \times L_r + m_w \times L_w) \times g$$

表－１８－１ No.1 ろ過水タンクの転倒評価計算根拠

機器名称	W[kN]		H[m]		L[m]		M <sub>t</sub> [kN・m]	M <sub>s</sub> [kN・m]
No. 1 ろ過水タンク	m <sub>t</sub>		H <sub>t</sub>		L <sub>t</sub>		93,324 → 9.4×10 <sup>4</sup>	613,165 → 6.1×10 <sup>5</sup>
	m <sub>r</sub>		H <sub>r</sub>		L <sub>r</sub>			
	m <sub>w</sub>		H <sub>w</sub>		L <sub>w</sub>			

表－１８－２ No.1 ろ過水タンク 転倒評価結果

水平震度	転倒モーメント M <sub>t</sub> [kN・m]	安定モーメント M <sub>s</sub> [kN・m]
0.36	9.4×10 <sup>4</sup>	6.1×10 <sup>5</sup>

b. スロッシング評価

容器構造設計指針（日本建築学会）を参考にスロッシング波高の評価を行った結果、スロッシング時のタンク内の液位はろ過水タンク高さ以下であることを確認した（表－１９）。

$$\eta_s = 0.802 \cdot Z_s \cdot I \cdot S_{v1} \sqrt{(D/g) \tanh(3.682 \cdot H_l/D)}$$

$\eta_s$  : スロッシング波高

$Z_s$  : 地域係数 (1)

$I$  : 用途係数 (1.2)

$S_{v1}$  : 設計応答スペクトル値 (2.11 m/s)

$D$  : 貯槽内径 (24.8 m)

$g$  : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)

$H_l$  : 液高さ (9.6 m)

$$\eta_s = 3.05$$

$$\rightarrow 3.1 \text{ m}$$

表－１９ No.1 ろ過水タンク スロッシング評価

スロッシング波高 [m]	スロッシング時液位 [m]	タンク高さ [m]
3.1	12.7※１	18.1

※１ 4600m<sup>3</sup>貯留時の液位 9.6m にスロッシング波高を加えたもの



## 2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

### 2.1. 基本方針

#### 2.1.1. 構造強度評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器のうち放射性物質を内包する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」で定めるクラス 3 機器と位置づけられ、原則としてクラス 3 機器に要求される基準を満足するように設計する。万一適合しないものがある場合においても、温度、圧力、使用環境等を考慮し、一般民間規格に従う産業品を使用するとともに、機器の設計、製作、設置、検査等の各段階において、適切なものとなっていることを確認し、クラス 3 機器と同等以上の構造強度を持たせる。

#### 2.1.2. 耐震性評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが、必要に応じて現実的な評価を行う。

また、配管に関しては、変位による破壊を防止するため、定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定や、可撓性のある材料を使用する。

なお、廃スラッジ一時保管施設等は、高濃度の放射性物質を貯蔵することから参考として S クラス相当の評価を行う。

### 2.2. 評価結果

#### 2.2.1. 使用済セシウム吸着塔保管施設

##### (1) 構造強度評価

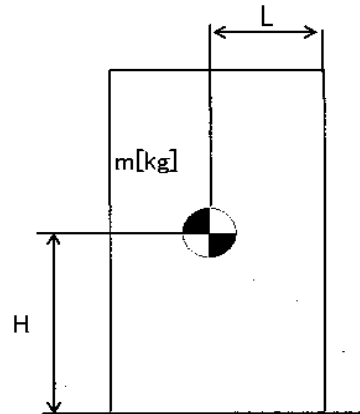
材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。また、吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

以上のことから、吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

## (2)耐震性評価

### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価に使用した数値を表-20-1に示す。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから、転倒しないことを確認した(表-20-2)。



$m$  : 機器質量  
 $g$  : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)  
 $w$  : 機器重量 ( $m \times g$ )  
 $H$  : 据付面からの重心までの距離  
 $L$  : 転倒支点から機器重心までの距離  
 $C_H$  : 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$

表-20-1 使用済セシウム吸着塔仮保管施設の転倒評価数値根拠

機器名称	$m / w$	$H[m]$	$L[m]$	$C_H$	$M_1[kN \cdot m]$	$M_2[kN \cdot m]$
ボックス カルバート	[kN]			0.30	136 → $1.4 \times 10^2$	298 → $2.9 \times 10^2$
セシウム吸着装置 吸着塔	[kN]			0.36	81.1 → $8.2 \times 10^1$	124 → $1.2 \times 10^2$
第二セシウム 吸着装置吸着塔	吸着塔 [t]			0.36	180.3 → $1.9 \times 10^2$	421 → $4.2 \times 10^2$
	架台 [t]			0.60	300.1 → $3.1 \times 10^2$	

b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表－２０－２）。

$$\text{地震時の水平荷重によるすべり力} : F_L = C_H \times m \times g \rightarrow F_L / (m \times g) = C_H$$

$$\text{接地面の摩擦力} : F_u = \mu \times m \times g \rightarrow F_u / (m \times g) = \mu$$

m : 機器質量

g : 重力加速度

C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度 (0.36, 0.57)

μ : 摩擦係数 (コンクリート/鉄 : 0.40, 鉄/鉄 : 0.52)

表－２０－２ 使用済セシウム吸着塔仮保管施設耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
ボックス カルバート	本体	転倒	0.30	$1.4 \times 10^2$	$2.9 \times 10^2$	kN・m
		滑動	0.30	0.30	0.40	－
セシウム吸着装置 吸着塔	本体	転倒	0.36	$8.2 \times 10^1$	$1.2 \times 10^2$	kN・m
		滑動	0.36	0.36	0.52	－
第二セシウム 吸着装置吸着塔	本体	転倒	0.36	$1.9 \times 10^2$	$4.2 \times 10^2$	kN・m
			0.60	$3.1 \times 10^2$		
		滑動	0.36	0.36	0.52	－
			0.52	0.52		

## 2.2.2. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。また、吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

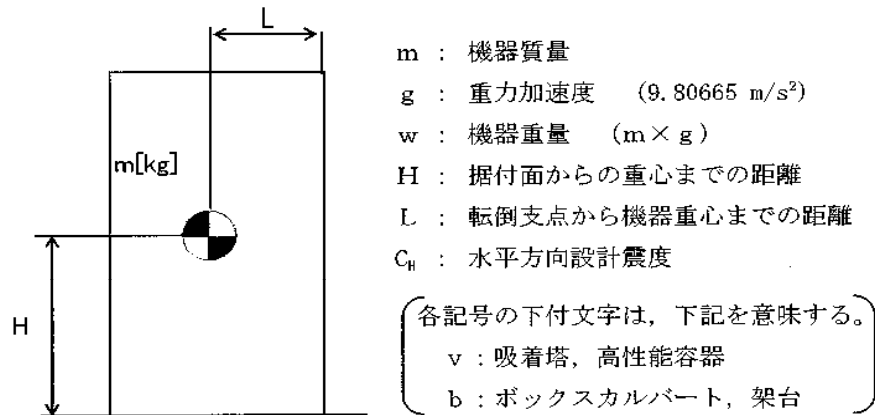
以上のことから、吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

### (2) 耐震性評価

#### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。なお、セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納するボックスカルバートと合わせて吸着塔 32 塔と蓋付ボックスカルバート 16 基での評価、第二セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納する架台と合わせて吸着塔 10 塔と架台 2 台（一組）で評価を実施した。

評価に用いた数値を表 2 1 - 1 に示す。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから、転倒しないことを確認した（表 2 1 - 2）。



$$\begin{aligned}
 \text{地震による転倒モーメント: } M_1 [\text{N} \cdot \text{m}] &= m \times g \times C_H \times H \\
 &= g \times C_H \times (m_v \times H_v + m_b \times H_b)
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \text{自重による安定モーメント: } M_2 [\text{N} \cdot \text{m}] &= m \times g \times L \\
 &= (m_v \times L_v + m_b \times L_b) \times g
 \end{aligned}$$

表-21-1 使用済セシウム吸着塔一時保管施設の耐震評価数値根拠

機器名称	数量	m / w	H [m]	L [m]	水平 震度	M <sub>1</sub> [kN・m]	M <sub>2</sub> [kN・m]
吸着塔+カルバート (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ボックスカルバート 16 基)	吸着塔	32	■■■■ [kN]	■■■■ ※1	0.36	7,864 → 7.9×10 <sup>3</sup> ※2	18,120 → 1.8×10 <sup>4</sup> ※3
	ボックス カルバート	16	■■■■ [kN]	■■■■			
	ボックス カルバート蓋	16	■■■■ [kN]	■■■■	0.60	13,107 → 1.4×10 <sup>4</sup> ※2	
	遮へい	2	■■■■ [kN]	■■■■			
吸着塔+架台 (第二セシウム吸着装置 吸着塔 10 本と架台 2 台)	吸着塔	10	■■■■ [kg]	■■■■	0.36	1,685 → 1.7×10 <sup>3</sup>	3,775 → 3.7×10 <sup>3</sup>
	架台	2	■■■■ [kg]	■■■■	0.60	2,808 → 2.9×10 <sup>3</sup>	
高性能容器		1	■■■■ [kg]	■■■■	0.36	20.3 → 2.1×10 <sup>1</sup>	45.6 → 4.5×10 <sup>1</sup>
					0.60	33.9 → 3.4×10 <sup>1</sup>	

※1：ボックスカルバートへの荷重作用高さ

※2：吸着塔の水平荷重の半分がボックスカルバートに作用するとして評価

※3：ボックスカルバート及び遮へい（吸着塔を含まず）の評価

b. 滑動評価

セシウム吸着装置吸着塔については、ボックスカルバートとあわせ地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表－2 1－2）。なお、S クラス相当の評価では、地震時の水平荷重によるすべり力が設置面の摩擦力より大きくなり、滑動する結果となったことから、別途すべり量の評価を実施した。

$$\begin{aligned} \text{地震時の水平荷重によるすべり力} & : F_L = C_H \times m \times g \rightarrow F_L / (m \times g) = C_H \\ \text{接地面の摩擦力} & : F_\mu = \mu \times m \times g \rightarrow F_\mu / (m \times g) = \mu \end{aligned}$$

$m$  : 機器質量

$g$  : 重力加速度

$C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36, 0.57)

$\mu$  : 摩擦係数 (コンクリート/鉄 : 0.40, 鉄/鉄 : 0.52)

第二セシウム吸着装置吸着塔については、基礎ボルトにて固定していることから基礎ボルトに作用するせん断荷重と許容せん断荷重を比較することより滑動評価を実施した。基礎ボルトの許容せん断荷重は「日本建築学会：各種合成構造設計指針・同解説」に基づき次式を用いた。評価の結果、基礎ボルトの破断による滑動が生じないことを確認した（表－2 1－2）。

$$\begin{aligned} q &= mg(C_H - \alpha) \div n \\ &= g(m_v + m_b)(C_H - \alpha) \div n \\ q_a &= 0.75 \cdot \phi_{s3} (0.5 \cdot_{sc} a \cdot \sqrt{F_c \cdot E_c}) \end{aligned}$$

$q$  : アンカーボルト一本に作用するせん断荷重

$q_a$  : アンカーボルト一本当たりの許容せん断荷重

$C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36, 0.60)

$m$  : 機器重量 (吸着塔  $m_v$  : ■ kg, 架台  $m_b$  : ■ kg)

$g$  : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)

$\alpha$  : 機器と床版の摩擦係数 (0.4)

$n$  : 機器あたりのアンカーボルト本数 (■ 本)

$\phi_{s3}$  : 短期荷重に対する低減係数 (0.6)

$_{sc}a$  : アンカーボルトの定着部の断面積 (■ mm<sup>2</sup>)

$F_c$  : コンクリート設計基準強度 (■ N/mm<sup>2</sup>)

$E_c$  : コンクリートのヤング率 (■ N/mm<sup>2</sup>)

$C_H=0.36$  の場合  $q = -1.6 \text{ kN} \rightarrow$  せん断荷重は発生しない。

$C_H=0.60$  の場合  $q = 7.9 \text{ kN} \rightarrow 8 \text{ kN}$

$q_a = 77.4 \text{ kN} \rightarrow 77 \text{ kN}$

### c. すべり量評価

吸着塔と架台等の地震時におけるすべり量は、剛体の地震時変形量評価手法である Newmark 法を用いて算出する。評価の結果すべり量が架台間の許容値を超えないことを確認した（表－２２）。

表－２１－２ 使用済セシウム吸着塔一時保管施設耐震評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔＋カハート (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ボックルカハート 16 基)	転倒	0.36	$7.9 \times 10^3$	$1.8 \times 10^4$	$\text{kN} \cdot \text{m}$
		0.60	$1.4 \times 10^4$		
	滑動	0.36	0.36	0.40	—
		0.60	0.60		
吸着塔＋架台 (第二セシウム吸着装置 吸着塔 10 本と架台 2 台)	転倒	0.36	$1.7 \times 10^3$	$3.7 \times 10^3$	$\text{kN} \cdot \text{m}$
		0.6	$2.9 \times 10^3$		
	滑動 (ボルトせん断)	0.36	<0	77	kN
		0.6	8		
高性能容器	転倒	0.36	$2.1 \times 10^1$	$4.5 \times 10^1$	$\text{kN} \cdot \text{m}$
		0.60	$3.4 \times 10^1$		
	滑動	0.36	0.36	0.40	—
		0.60	0.60		

表－２２ 使用済セシウム吸着塔一時保管施設すべり量評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔＋カハート (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ボックルカハート 16 基)	すべり量	0.60	93.3	494	mm

### 2.2.3. 廃スラッジ一時保管施設

#### (1) 構造強度評価

スラッジ貯槽について、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した（表－２３）。

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

$t$  : 胴の計算上必要な厚さ  
 $Di$  : 胴の内径 (            mm)  
 $H$  : 水頭 (            mm)  
 $\rho$  : 液体の比重 (1.2)  
 $S$  : 最高使用温度 (50℃) における  
       材料 (SS400) の許容引張応力 (100 MPa)  
 $\eta$  : 長手継手の効率 (0.7)

$= 0.86$   
 $\rightarrow 0.9$

ただし、 $t$  の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は  $t=3$ [mm] 以上、その他の金属の場合は  $t=1.5$ [mm] 以上とする。また、内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

表－２３ スラッジ貯槽板厚評価結果

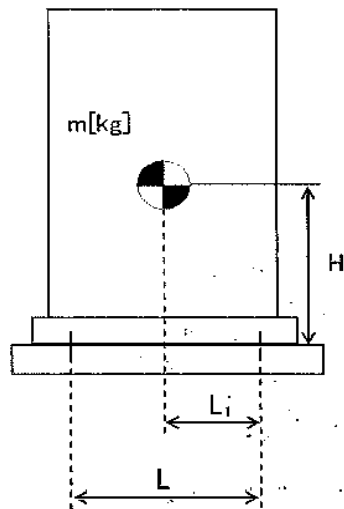
機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
スラッジ貯槽	円筒型（横置き）	タンク板厚	3.0	25.0



## (2)耐震性評価

### a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程に準拠して評価を行った結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－２４）。



- $m$  : 機器質量
- $g$  : 重力加速度 (9.80665 m/s<sup>2</sup>)
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離
- $L_i$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- $n$  : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度 (0)

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_i)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_V}{n \times A_b}$$

表－２４ スラッジ貯槽の基礎ボルトの強度評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラッジ貯槽	基礎ボルト	引張	0.36	11	439	MPa
			0.94	131		
		せん断	0.36	42	337	MPa
			0.94	122		

## 2.2.4. 配管等

### (1) 構造強度評価

#### a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、配管は必要な構造強度を有すると評価した。

また、配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価に用いた数値を表-25-1に示す。評価の結果、最高使用圧力に耐えられることを確認した（表-25-2）。

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

$t$  : 管の計算上必要な厚さ  
 $D_o$  : 管の外径  
 $P$  : 最高使用圧力[MPa]  
 $S$  : 最高使用温度における材料の許容引張応力[MPa]  
 $\eta$  : 長手継手の効率

表-25-1 配管構造強度評価の計算根拠

評価機器	口径	Sch.	材質	温度 [℃]	P [MPa]	D <sub>o</sub> [mm]	S* [MPa]	η	t [mm]
配管①	50A	20S	SUS316L	50	0.3	60.5	110	1.00	0.082 → 0.09
配管②	80A	20S	SUS316L	50	0.3	89.1	110	1.00	0.121 → 0.13
配管③	50A	20S	SUS316L	50	0.98	60.5	110	1.00	0.269 → 0.27
配管④	80A	20S	SUS316L	50	0.98	89.1	110	1.00	0.395 → 0.40
配管⑤	50A	40	SUS316L	50	0.98	60.5	110	1.00	0.269 → 0.27
配管⑥	80A	40	SUS316L	50	0.98	89.1	110	1.00	0.395 → 0.40
配管⑦	80A	40	SUS329J4L	50	0.98	89.1	110	1.00	0.395 → 0.40
配管⑧	100A	40	SUS329J4L	50	0.98	114.3	110	1.00	0.507 → 0.51
配管⑨	125A	40	SUS329J4L	50	0.98	139.8	110	1.00	0.621 → 0.63
配管⑩	100A	40	SUS316L	50	0.98	114.3	110	1.00	0.507 → 0.51

※：SUS329J4Lの許容引張応力は設計・建設規格にて定められていないため、保守的にSUS316Lの値を使用。

表－２５－２ 配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	必要肉厚 (mm)	肉厚 (mm)
配管①	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.09	3.5
配管②	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.13	4.0
配管③	50A	20S	SUS316L	0.98	50	0.27	3.5
配管④	80A	20S	SUS316L	0.98	50	0.40	4.0
配管⑤	50A	40	SUS316L	0.98	50	0.27	3.9
配管⑥	80A	40	SUS316L	0.98	50	0.40	5.5
配管⑦	80A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.40	5.5
配管⑧	100A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.51	6.0
配管⑨	125A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.63	6.6
配管⑩	100A	40	SUS316L	0.98	50	0.51	6.0

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験等を行い、漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。従って、耐圧ホースは、必要な構造強度を有していると評価した。

以上

## 別冊 6

原子炉格納容器ガス管理設備に係る補足説明

## I 原子炉格納容器ガス管理設備の構造強度及び耐震性について

### 1. 1号機

#### (1) 排気ファンの構造強度及び耐震性

##### (a) 構造強度

排気ファンについては、工場試験にて締切運転（約 6kPa）を実施し、異常がないことを確認しており、排気ファンの運転にあたり十分な構造強度を有していると評価する。

##### (b) 耐震性

排気ファンの耐震性評価として、「JEAG4601(1987 年度)」を準用し、ファン基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力（1号機：0.21G）を採用した。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 D における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト 1 本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-I 参照）。

$$\text{ボルトに作用する引張力} \quad : \quad F_b = \frac{W(C_H + C_P) \cdot h + M_P - W(1 - C_P) \cdot l_1}{1/2 \cdot n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

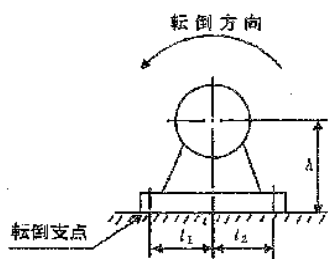
$$\text{ボルトの引張応力} \quad : \quad \sigma_b = \frac{F_b}{A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力} \quad : \quad Q_b = W(C_H + C_P)$$

$$\text{ボルトのせん断応力} \quad : \quad \tau_b = \frac{Q_b}{n \cdot A_b}$$

$$\text{ボルトの許容引張応力} \quad : \quad 1.5f_t^* = 1.5 \times \frac{F^*}{2} \quad , \quad F^* = \min[1.2S_y, 0.7S_u]$$

$$\text{ボルトの許容せん断応力} \quad : \quad 1.5f_s^* = 1.5 \times \frac{F^*}{1.5\sqrt{3}}$$



$C_H$  : 水平方向設計震度 (0.21)  
 $C_p$  : ファン振動による震度 ( )  
 $M_p$  : ファン回転により働くモーメント ( N・mm)  
 $l_1$  : 軸心と基礎ボルト間の距離 ( mm)  
 $l_2$  : 軸心と基礎ボルト間の距離( $l_1 \leq l_2$ ) ( mm)  
 $d$  : 基礎ボルトの呼び径 ( mm)  
 $n$  : 基礎ボルトの本数 ( )  
 $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数 ( )  
 $h$  : 据付面から重心までの距離 ( mm)  
 $W$  : 据付面に作用する重量 ( N)  
 $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積 ( mm<sup>2</sup>)  
 $S_y$  : 設計降伏応力 ( MPa, )  
 $S_u$  : 設計引張強さ ( MPa, )

表-1 排気ファンの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重 [MPa]	許容荷重 [MPa]
1	A, B	引張	5	174
		せん断	2	133

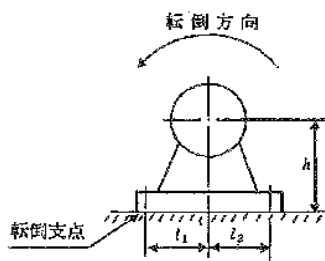
## (2) フィルタユニットの構造強度及び耐震性

### (a) 構造強度

フィルタユニットについては、最高使用圧力 0.35MPa に対し、工場にて 0.5MPa の耐圧試験を実施し、破損等の異常がないことを確認している。以上のことから、フィルタユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

### (b) 耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JBAG4601(1987年度)」を準用し、1.(1)(b)と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(1号機:0.21G)を採用した。基礎ボルトの許容応力については、供用状態Dにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とした。ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-2参照)。



$C_H$  : 水平方向設計震度 (0.21)  
 $C_p$  : ファン振動による震度 ( )  
 $M_P$  : ファン回転により働くモーメント ( N・mm)  
 $l_1$  : 軸心と基礎ボルト間の距離 ( mm)  
 $l_2$  : 軸心と基礎ボルト間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ ) ( mm)  
 $d$  : 基礎ボルトの呼び径 ( mm)  
 $n$  : 基礎ボルトの本数 ( )  
 $n_t$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数 ( )  
 $h$  : 据付面から重心までの距離 ( mm)  
 $W$  : 据付面に作用する重量 ( N)  
 $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積 ( mm<sup>2</sup>)  
 $S_y$  : 設計降伏応力 ( MPa, )  
 $S_u$  : 設計引張強さ ( MPa, )

ボルトに作用する引張力 : 
$$F_b = \frac{W(C_H + C_p) \cdot h + M_P - W(1 - C_p) \cdot l_1}{1/2 \cdot n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

ボルトの引張応力 : 
$$\sigma_b = \frac{F_b}{A_b}$$

ボルトに作用するせん断力 : 
$$Q_b = W(C_H + C_p)$$

ボルトのせん断応力 : 
$$\tau_b = \frac{Q_b}{n \cdot A_b}$$

ボルトの許容引張応力 : 
$$1.5f_t^* = 1.5 \times \frac{F^*}{2}, \quad F^* = \min[1.2S_y, 0.7S_u]$$

ボルトの許容せん断応力 : 
$$1.5f_s^* = 1.5 \times \frac{F^*}{1.5\sqrt{3}}$$

表-2 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A, B	引張	作用しない	174
		せん断	10	133

### (3) 凝縮配管室空調機ユニットの耐震性

#### (a) 構造強度

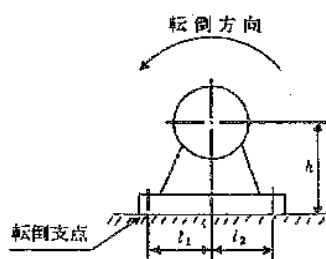
凝縮配管室空調機については、凝縮配管室内の空気を冷却するものであり原子炉格納容器から抽気したガスを通気するものではなく、一般的な汎用機器を使用している。

(b) 耐震性

凝縮配管室空調機ユニットの耐震性評価として、「JEAG4601(1987年度)」を準用し、1.(1)(b)と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(1号機:0.21G)を採用した。基礎ボルトの許容応力については、保守的に供用状態Dにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とした。ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-3参照)。

表-3 凝縮配管室空調機ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
I	A, B	引張	作用しない	174
		せん断	8	133



$C_H$ : 水平方向設計震度 (0.21)  
 $C_p$ : ファン振動による震度 ( )  
 $M_P$ : ファン回転により働くモーメント ( N・mm)  
 $l_1$ : 軸心と基礎ボルト間の距離 ( mm)  
 $l_2$ : 軸心と基礎ボルト間の距離( $l_1 \leq l_2$ ) ( mm)  
 $d$ : 基礎ボルトの呼び径 ( mm)  
 $n$ : 基礎ボルトの本数 ( )  
 $n_f$ : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数 ( )  
 $h$ : 据付面から重心までの距離 ( mm)  
 $W$ : 据付面に作用する重量 ( N)  
 $A_b$ : 基礎ボルトの軸断面積 (113mm<sup>2</sup>)  
 $S_y$ : 設計降伏応力 ( MPa, )  
 $S_u$ : 設計引張強さ ( MPa, )

(4) 管の構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

配管については、「設計・建設規格(2005年版)」に基づき、クラス4配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、十分な構造強度を有していると評価している(表-4参照)。



表-4 配管強度確認結果

外径[mm]	型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
34.0	円型	4.5	0.5
60.5	円型	5.5	0.5
89.1	円型	5.5	0.5
114.3	円型	6.0	0.5
165.2	円型	7.1	0.5

(b) 耐震性

a. 評価条件

配管は、配管軸直角2方向拘束サポートを用いた両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸方向については地震により管軸方向は動かないものとし、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。水平方向震度は、0.21Gとする。

b. 評価方法

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(1)式で表すことができる。

$$S_s = \alpha S_w \quad (1)$$

$S_s$ :地震による応力 [MPa]

$\alpha$ :水平方向震度[-]

$S_w$ :自重による応力[MPa]

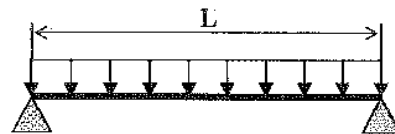
$$\text{ここで, } S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

$S_w$ :自重による応力[MPa]

$L$ :サポート支持間隔[mm]

$Z$ :断面係数[mm<sup>3</sup>]

$w$ :等分布荷重[N/mm]



両端単純支持はりの等分布荷重より  
求まる自重による応力

また、崩壊制限に「JFAG4601（1984年度）」を準用し、供用状態Dの場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(2)式で表すことができる。

$$S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha S_w = S_p + (1 + \alpha) S_w < 0.9 S_u \quad (2)$$

$S_p$ :内圧による応力[MPa]

$S_w$ :自重による応力[MPa]

$S_s$ :地震による応力[MPa]

$S$ :内圧, 自重, 地震による応力[MPa]

$\alpha$ :水平方向震度[-]

従って、上記(2)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管の崩壊は抑制できる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力  $S_w$  が 40 MPa 程度の配管サポート配置とした場合、発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有すると評価した。

一例として、この時の 150A (Sch. 40) 配管のサポート間隔  $L$  は約 9.7m となる。

$Z$  : 断面係数 (  $1.337 \times 10^5 \text{ mm}^3$  )

$w$  : 等分布荷重 ( 0.45 N/mm )

- ・内圧による応力  $S_p$  10 MPa, 許容応力を STPT370 (100°C) の 0.9 $S_u$  = 315 MPa とし、(2)式に代入すると以下となる。

$$S = 59 \text{ MPa} \leq 0.9S_u = 315 \text{ MPa} \quad (3)$$

- ・継手がある場合には、応力係数も存在する。応力係数を 3 とし、以下となる。

$$S = S_p + (1 + \alpha) S_w \times 3 = 156 \text{ MPa} \leq 0.9S_u = 315 \text{ MPa} \quad (4)$$

## 2. 2／3号機

### (1) 排気ファンユニットの構造強度及び耐震性

#### (a) 構造強度

排気ファンについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、ファンの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

#### (b) 耐震性

ファンを鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し、ストッパをボルト（2号：鋳アンカ、3号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力（2、3号機：0.21G）による評価を行った。

##### a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008 を準用し、ボルト 1 本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-5 参照）。

表-5 排気ファンユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	A	引張	作用しない	200
		せん断	158	200
	B	引張	作用しない	200
		せん断	167	200
3	A	引張	作用しない	2843
		せん断	474	1725
	B	引張	作用しない	2843
		せん断	502	1725

ボルトに作用するせん断力 :  $Q = \frac{C_H \cdot m \cdot g}{n}$

ボルトに作用する引張力 :  $F = \frac{C_H \cdot m \cdot g \cdot h - m \cdot g \cdot L_1}{n_f \cdot (L_1 + L_2)}$

$C_H$  : 水平方向設計震度 ( 0.21 )

$m$  : 機器の運転時質量 ( A 系 : ■ kg、 B 系 : ■ kg )、

$h$  : 重心高さ ( A 系 : ■ mm、 B 系 : ■ mm )

$L_1, L_2$  : 重心とボルト間の水平距離 ( $L_1 \leq L_2$ )

( A 系 :  $L_1 = \text{■ mm}$ ,  $L_2 = \text{■ mm}$ 、 B 系 :  $L_1 = \text{■ mm}$ ,  $L_2 = \text{■ mm}$  )

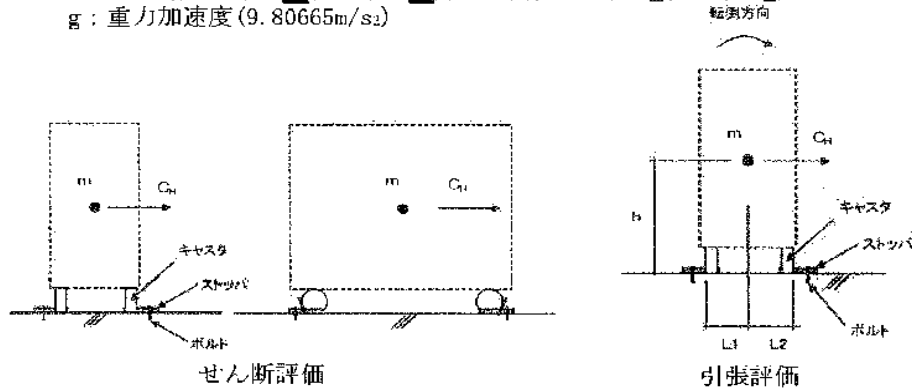
$n_f$  : 評価上引張力を受けるボルト本数

2号機 ( A 系 : ■、 B 系 : ■ )、 3号機 ( A 系 : ■、 B 系 : ■ )

$n$  : 評価上せん断力を受けるボルト本数

2号機 ( A 系 : ■、 B 系 : ■ )、 3号機 ( A 系 : ■、 B 系 : ■ )

$g$  : 重力加速度 ( 9.80665 m/s<sup>2</sup> )

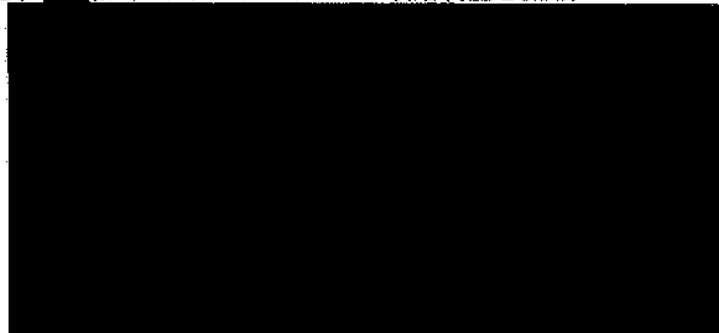


ここで、2号機の鋳アンカ及び3号機のメカニカルアンカの許容荷重の設定については以下の通り。

- 2号機 (鋳メーカの製品カタログから ■ の値を採用)

許容安全荷重			
ピンコンクリート貫入長	$14\text{mm} \leq h_{\text{ピン}} < 18\text{mm}$	$18\text{mm} \leq h_{\text{ピン}} < 22\text{mm}$	$22\text{mm} \leq h_{\text{ピン}}$
引張荷重	■		
せん断荷重	■		

- 3号機 (柏崎刈羽原子力発電所6号機建設時の後打ちアンカ使用基準に基づき、■ 相当のメカニカルアンカの許容荷重を採用)



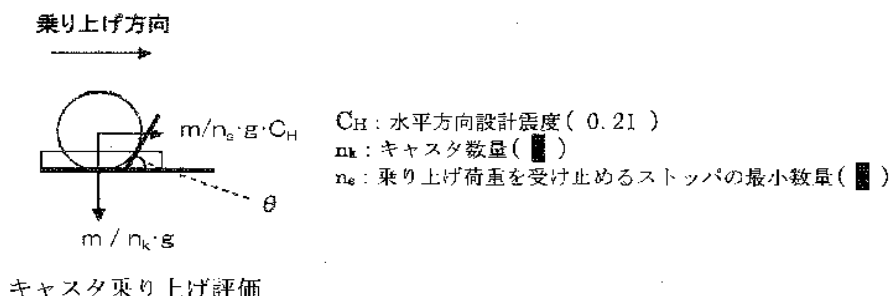
b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し，地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果，乗り越え最大角度は約  $23^\circ$  と計算され，実際の据え付け角度  $60^\circ$  より小さいことから，キャスタの乗り越えは発生しないことを確認した（表-6 参照）。

表-6 排気ファンユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り越え最大角度
2, 3	A, B	$60^\circ$	約 $23^\circ$

$$\text{乗り越えないためのストッパ角度： } \theta \geq \tan^{-1} \left( \frac{\frac{m}{n_s} \cdot g \cdot C_H}{\frac{m}{n_k} \cdot g} \right) = \tan^{-1} \left( \frac{C_H \cdot n_k}{n_s} \right)$$



(2) フィルタユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

フィルタユニットについては，系統最高使用圧力 5.2kPa に対し，工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，フィルタユニットについては，系統の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

フィルタを鋼材と共にユニット化し，支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し，ストッパをボルト（2号：鋳アンカ，3号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ，耐震性の評価として，2.(1)(b)と同様，ボル

トの強度が確保されること及びキャストがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力（2，3号機：0.21G）による評価を行った。

#### a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、IEAC4601-2008を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-7参照）。

$$\text{ボルトに作用するせん断力} : Q = \frac{C_H \cdot m \cdot g}{n}$$

$$\text{ボルトに作用する引張力} : F = \frac{C_H \cdot m \cdot g \cdot h - m \cdot g \cdot L_1}{n_f \cdot (L_1 + L_2)}$$

$C_H$ ：水平方向設計震度（0.21）

$m$ ：機器の運転時質量（ $\blacksquare$  kg）

$h$ ：重心高さ（ $\blacksquare$  mm）

$L_1, L_2$ ：重心とボルト間の水平距離（ $L_1 \leq L_2$ ）（ $L_1 = \blacksquare$  mm、 $L_2 = \blacksquare$  mm）

$n_f$ ：評価上引張力を受けるボルト本数2号機（ $\blacksquare$ ）、3号機（ $\blacksquare$ ）

$n$ ：評価上せん断力を受けるボルト本数2号機（ $\blacksquare$ ）、3号機（ $\blacksquare$ ）

$g$ ：重力加速度（9.80665m/s<sup>2</sup>）

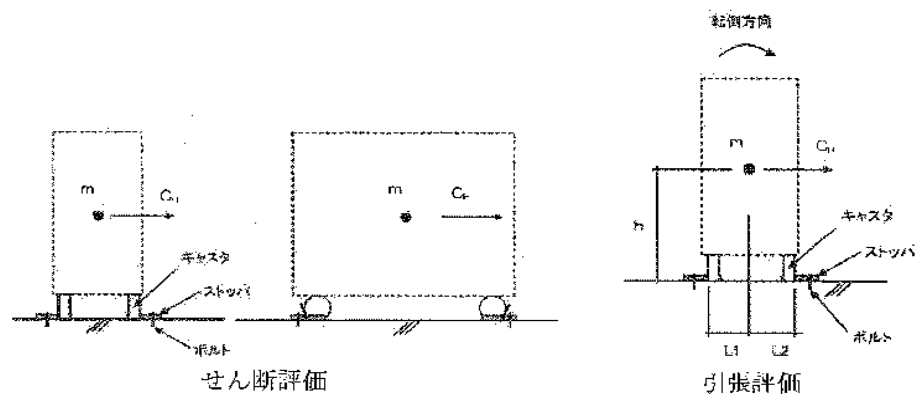


表-7 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	—※	引張	作用しない	200
		せん断	169	200
3	—※	引張	作用しない	2843
		せん断	506	1725

※ フィルタは2つ(2系統)で1つのユニットとなっている。

b. キャスタ乗り上げ評価

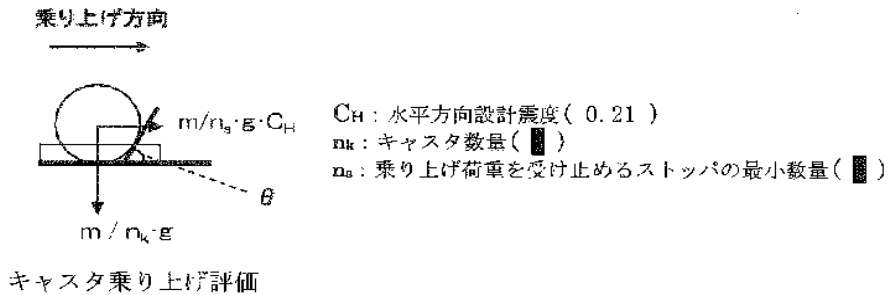
キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り上げ最大角度は約23°と計算され、実際の据え付け角度60°より小さいことから、キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した(表-8参照)。

表-8 フィルタユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2, 3	—※	60°	約23°

※ フィルタは2つ(2系統)で1つのユニットとなっている。

$$\text{乗り越えないためのストッパ角度: } \theta \geq \tan^{-1} \left( \frac{\frac{m}{n_s} \cdot g \cdot C_H}{\frac{m}{n_k} \cdot g} \right) = \tan^{-1} \left( \frac{C_H \cdot n_k}{n_r} \right)$$



### (3) 放熱器ユニットの構造強度及び耐震性

#### (a) 構造強度

放熱器ユニットについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、放熱器ユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

#### (b) 耐震性

放熱器を鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し、ストッパをボルト（2号：鋳アンカ、3号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、2. (1) (b) 同様、ボルトの強度が確保されること、及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力（2, 3号機：0.21G）による評価を行った。

##### a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008 を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-9 参照）。

表-9 放熱器ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

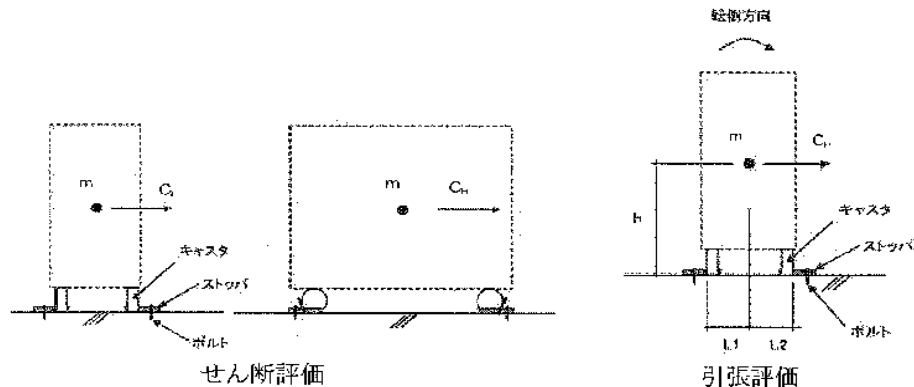
号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	A, B	引張	作用しない	200
		せん断	149	200
3	A, B	引張	作用しない	2843
		せん断	447	1725

$$\text{ボルトに作用するせん断力: } Q = \frac{C_H \cdot m \cdot g}{n}$$

$$\text{ボルトに作用する引張力: } F = \frac{C_H \cdot m \cdot g \cdot h - m \cdot g \cdot L_1}{n_f \cdot (L_1 + L_2)}$$



$C_H$  : 水平方向設計震度 ( 0.21 )  
 $m$  : 機器の運転時質量 (  kg )  
 $h$  : 重心高さ (  mm )  
 $L1, L2$  : 重心とボルト間の水平距離 ( $L1 \leq L2$ ) ( $L1 =$  $$ mm、 $L2 =$  $$ mm)  
 $nf$  : 評価上引張力を受けるボルト本数 2 号機 (  ), 3 号機 (  )  
 $n$  : 評価上せん断力を受けるボルト本数 2 号機 (  ), 3 号機 (  )  
 $g$  : 重力加速度 ( 9.80665 m/s<sup>2</sup> )



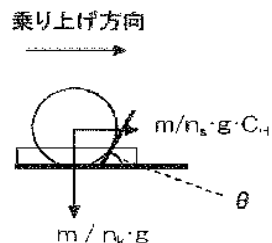
#### b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り越え最大角度は約 37° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り越えは発生しないことを確認した (表-10 参照)。

表-10 放熱器ユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り越え最大角度
2, 3	A, B	60°	約 37°

$$\text{乗り越えないためのストッパ角度: } \theta \geq \tan^{-1} \left( \frac{\frac{m}{n_s} \cdot g \cdot C_H}{\frac{m}{n_k} \cdot g} \right) = \tan^{-1} \left( \frac{C_H \cdot n_k}{n_s} \right)$$



キャスタ乗り上げ評価

$C_H$  : 水平方向設計震度 ( 0.21 )  
 $n_k$  : キャスタ数量 (  )  
 $n_s$  : 乗り越え荷重を受け止めるストッパの最小数量 (  )

(4) 管の構造強度及び耐震性

(4) - 1 鋼管及び鋼板ダクト

(a) 構造強度

鋼管及び鋼板ダクトについては、「設計・建設規格(2005年版)」を準用し、クラス4配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、原子力格納容器ガス管理設備における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する(表-11 参照)。

表-11 配管強度確認結果

外径[mm]	型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
27.2	円型	2.8	0.5
60.5	円型	3.5	0.5
60.5	円型	3.8	0.5
139.8	円型	2.0	0.5
139.8	円型	3.4	0.5
139.8	円型	5.0	0.5
216.3	円型	6.5	0.6
260.0	角型	5.0	0.8
267.4	円型	4.0	0.6
267.4	円型	6.5	0.6

(b) 耐震性

鋼管及び鋼板ダクトは分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが、その前後はフレキシビリティを有したフレキシブルチューブ(SUS製)・ダクトホース(シリコン製)・防振継手と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

(4) - 2 ダクトホース

(a) 構造強度

ダクトホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(b) 耐震性

ダクトホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

(4) - 3 フレキシブルホース

(a) 構造強度

フレキシブルホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(b) 耐震性

フレキシブルホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

## 別冊 7

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明

## I 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性について

### 1. 構造強度

燃料取り出し用カバー換気設備は、その用途から換気空調設備に類似すると考える。当該設備は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が  $37\text{mBq}/\text{cm}^3$  未満であることから適用除外の設備と位置付けられるが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

### 2. 耐震性

#### 2.1 基本方針

燃料取り出し用カバーの換気設備は、換気空調系であるCクラス相当と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

#### 2.2 主要設備の耐震構造

「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」等を準用し、静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い、Cクラス相当の耐震性を有するものと評価する。

#### 2.3 第4号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

##### 2.3.1 送風機・排風機の耐震性

送風機・排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、送風機・排風機基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた  $0.36G$  を採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態Dにおける許容応力を適用し、溶接部の評価温度は  $50^\circ\text{C}$  とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表4参照）。

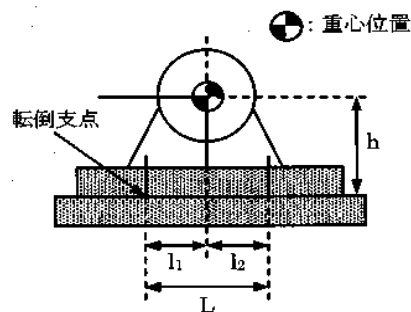


図1 送風機・排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎の溶接部
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 送風機・排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向のせん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\frac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向のせん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向のせん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{水平方向のせん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

M<sub>p</sub> : 送風機・排風機回転により働くモーメント

※基礎溶接部に M<sub>p</sub> は作用しない

l<sub>1</sub> : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

l<sub>2</sub> : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離 (l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)

n<sub>f</sub> : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n : 基礎の溶接部の箇所数

A<sub>w</sub> : 基礎の溶接部の断面積

C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

C<sub>p</sub> : 送風機・排風機振動による震度

表 1 送風機緒言

W (kg)	g (m/s <sup>2</sup> )	h (mm)	l <sub>1</sub> (mm)	l <sub>2</sub> (mm)
2520	9.80665	860	305	345
n <sub>f</sub>	n	A <sub>w</sub> (mm <sup>2</sup> )	C <sub>H</sub>	C <sub>p</sub>
2	4	353.6	0.36	0.1
Sy (MPa)※	Su (MPa)※	F (MPa)※		
211	394	114		

※発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NCI-2005) の Sy, Su を 50℃換算による。

表 2 排風機緒言

W (kg)	g (m/s <sup>2</sup> )	h (mm)	l <sub>1</sub> (mm)	l <sub>2</sub> (mm)
3460	9.80665	1130	365	425
n <sub>f</sub>	n	A <sub>w</sub> (mm <sup>2</sup> )	C <sub>H</sub>	C <sub>p</sub>
2	4	353.6	0.36	0.1
Sy (MPa)※	Su (MPa)※	F (MPa)※		
211	394	114		

※発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) の  $S_y$ ,  $S_u$  を  $50^\circ\text{C}$  換算による。

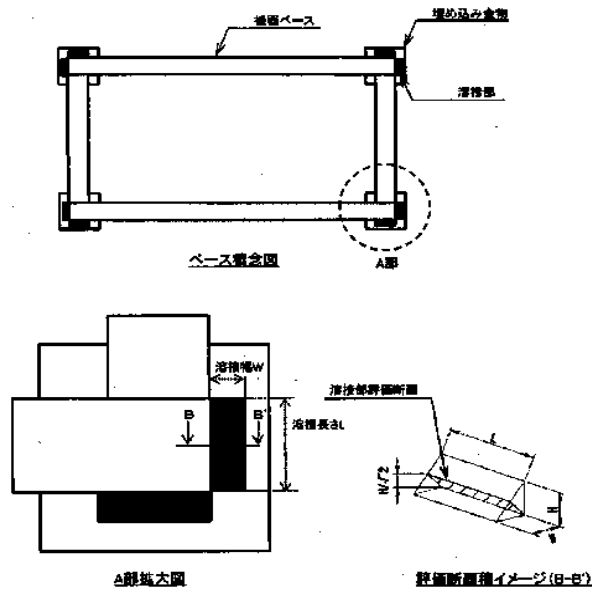


図2 送風機・排風機機器ベース溶接箇所概念図

表3 送風機・排風機機器ベース緒言

機器名称	溶接長さ L (mm)	溶接幅 W (mm)	溶接高さ H (mm)	のど厚 [ $(H/\sqrt{2})$ ] (mm)	溶接部 断面積 $A_w$ ( $\text{mm}^2$ )
送風機	50	10	10	7.071	353.6
排風機	50	10	10	7.071	353.6

以下に代表として送風機の計算過程を示す。

<算出応力>

$$Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_F) \cdot h + M_F - W \cdot g \cdot (1 - C_F) \cdot l_1}{\frac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$= \frac{2520 \times 9.80665 \times (0.36 + 0.0968679) \times 860 + 0 - 2520 \times 9.80665 \times (1 - 0.0968679) \times 305}{\frac{1}{2} \times 2 \times (305 + 345)} = 4465.45(\text{N})$$

$$\tau_v = \frac{Q_v}{A_w} = \frac{4465.45}{353.553} = 12.6303(\text{MPa}) \rightarrow 13(\text{MPa})$$

$$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_F) = 2520 \times 9.80665 \times (0.36 + 0.0968679) = 11290.5(\text{N})$$

$$\tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w} = \frac{11290.5}{4 \times 353.553} = 7.98360(\text{MPa}) \rightarrow 8(\text{MPa})$$

鉛直方向のせん断応力  $\tau_v$  と水平方向のせん断応力  $\tau_H$  の最大値が 13 (MPa) となる。

#### <許容応力>

許容応力については、発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) による。

F は、 $1.2S_y$  と  $0.7S_u$  の小さい値の 0.45 倍。

$$\text{許容せん断応力} = \frac{F}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = \frac{114}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 65.8179 (\text{MPa}) \rightarrow 65 (\text{MPa})$$

表 4 送風機・排風機基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
送風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	13	65
排風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	23	65

#### 2.3.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態 D における許容応力を適用し、溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した (表 9 参照)。

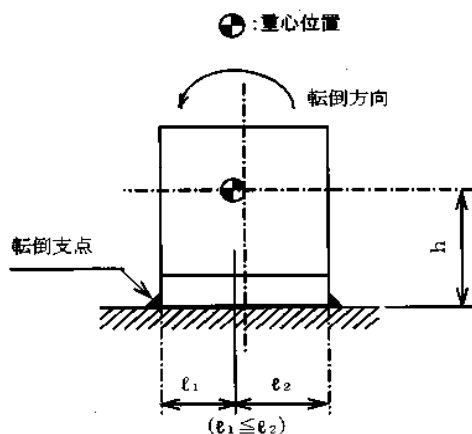


図 3 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎の溶接部
- ・考慮する荷重：地震荷重



・計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向せん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向せん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向せん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{水平方向せん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

$l_1$  : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離

$l_2$  : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ )

$n_f$  : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n : 基礎の溶接部の箇所数

$A_w$  : 基礎の溶接部の断面積

$C_H$  : 水平方向設計震度

$C_v$  : 鉛直方向設計震度

表5 給気フィルタユニット（プレフィルタ）緒言

W(kg)	g(m/s <sup>2</sup> )	h(mm)	$l_1$ (mm)	$l_2$ (mm)
4139	9.80665	1471	1043.4	1856.6
$n_f$	n	$A_w$ (mm <sup>2</sup> )	$C_H$	$C_v$
2	4	353.6	0.36	0
Sy(MPa)*	Su(MPa)*	F(MPa)*		
211	394	114		

※発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) の Sy, Su を 50℃換算による。

表6 給気フィルタユニット（高性能粒子フィルタ）緒言

W(kg)	g(m/s <sup>2</sup> )	h(mm)	$l_1$ (mm)	$l_2$ (mm)
3600	9.80665	1326.5	1010	1240
$n_f$	n	$A_w$ (mm <sup>2</sup> )	$C_H$	$C_v$
2	4	353.6	0.36	0
Sy(MPa)*	Su(MPa)*	F(MPa)*		
211	394	114		

※発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) の Sy, Su を 50℃換算による。

表 7 排気フィルタユニット緒言

W (kg)	g (m/s <sup>2</sup> )	h (mm)	l <sub>1</sub> (mm)	l <sub>2</sub> (mm)
6215	9.80665	1404	1012	1238
n <sub>f</sub>	n	A <sub>w</sub> (mm <sup>2</sup> )	C <sub>H</sub>	C <sub>V</sub>
2	4	495.0	0.36	0
Sy (MPa) *	Su (MPa) *	F (MPa) *		
211	394	114		

※発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) の Sy, Su を 50℃換算による。

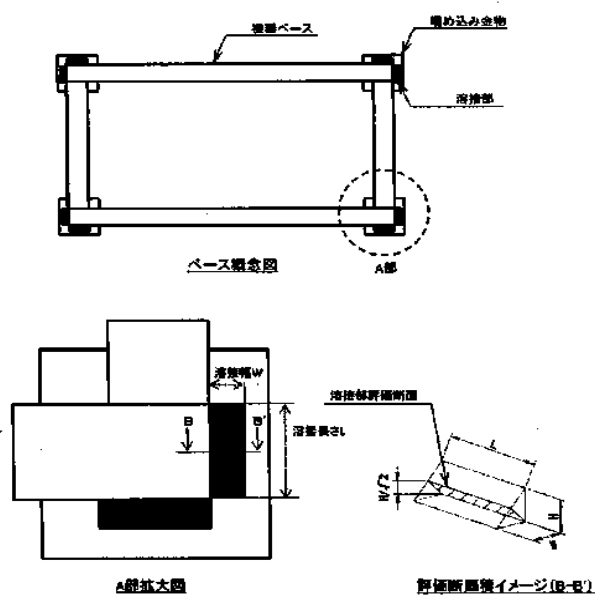


図 4 フィルタユニット機器ベース溶接箇所概念図

表 8 フィルタユニット機器ベース緒言

機器名称	溶接長さ L (mm)	溶接幅 W (mm)	溶接高さ H (mm)	のど厚 [(H/√2)] (mm)	溶接部断面積 A <sub>w</sub> (mm <sup>2</sup> )
給気フィルタユニット (プレフィルタ)	50	10	10	7.071	353.6
給気フィルタユニット (高性能粒子フィルタ)	50	10	10	7.071	353.6
排気フィルタユニット	50	14	14	9.899	495.0

以下に代表として給気フィルタユニット（プレフィルタ）の計算過程を示す。

<計算応力>

$$Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$= \frac{4139 \times 9.80665 \times 0.36 \times 1471 - 4139 \times 9.80665 \times (1 - 0) \times 1043.4}{2 \times (1043.4 + 1856.6)} = -3595.96(\text{N})$$

$$\tau_v = \frac{Q_v}{A_w} = \frac{-3595.96}{353.553} = -10.1709(\text{MPa}) \rightarrow -10(\text{MPa})$$

$$Q_H = W \cdot g \cdot C_H = 4139 \times 9.80665 \times 0.36 = 14612.3(\text{N})$$

$$\tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w} = \frac{14612.3}{4 \times 353.553} = 10.3325(\text{MPa}) \rightarrow 11(\text{MPa})$$

鉛直方向のせん断応力  $\tau_v$  と水平方向のせん断応力  $\tau_H$  の最大値が 11 (MPa) となる。

<許容応力>

許容応力については、発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) による。

F は、1.2Sy と 0.7Su の小さい値の 0.45 倍。

$$\text{許容せん断応力} = \frac{F}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = \frac{114}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 65.8179(\text{MPa}) \rightarrow 65(\text{MPa})$$

表 9 フィルタユニット基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
給気フィルタユニット (プレフィルタ)	基礎の 溶接部	SS400 相当	せん断	11	65
給気フィルタユニット (高性能粒子フィルタ)	基礎の 溶接部	SS400 相当	せん断	9	65
排気フィルタユニット	基礎の 溶接部	SS400 相当	せん断	11	65

### 2.3.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 11）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、燃料取り出し用カバーのクレーン支持用架構を利用している（添付資料－3－1 図 2.2 参照）。クレーン支持用架構は、添付資料－4－2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」で、基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析を実施し崩壊しないことを確認していることから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

#### ①角ダクトの耐震計算

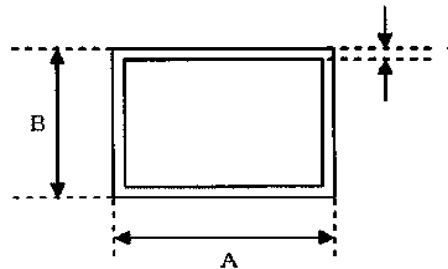


図7 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_x \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_x}{M_{x_a}} = \frac{M_y}{M_{y_a}} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔 } L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{x_a}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{y_a}}}}$$

L : 基準支持間隔

$M_x$  : 水平方向座屈曲げモーメント  
 $M_{x a}$  : 水平方向許容座屈曲げモーメント  
 $M_y$  : 鉛直方向座屈曲げモーメント  
 $M_{y a}$  : 鉛直方向許容座屈曲げモーメント  
 $W$  : ダクト単位長さ当たり質量  
 $g$  : 重力加速度 (=9.80665)  
 $C_H$  : 水平方向設計震度

表 10 角ダクトの基準支持間隔

A (mm)	B (mm)	t (mm)	W (kg/m)	$M_{x a}$ (N・mm)	$M_{y a}$ (N・mm)	$C_H$	L (mm)
1100	1100	1.0	66.3	13371009	13371009	0.36	10998
850	850	1.0	41.0	12835422	12835422	0.36	13703

以下に計算過程の 1 例を示す。

<計算基準支持間隔>

$$\begin{aligned}
 L &= \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{x a}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{y a}}}} \\
 &= \frac{1}{\sqrt{\frac{66.3 \times 9.80665}{1000 \times 8 \times 13371009} + 0.36 \frac{66.3 \times 9.80665}{1000 \times 8 \times 13371009}}} = 10998.7(\text{mm}) \rightarrow 10998(\text{mm})
 \end{aligned}$$

表 11 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	10998
850×850×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	13703

## 2.4 第3号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

### 2.4.1 排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として、「JEA4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、排風機の基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重・応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した(表 13, 15 参照)。

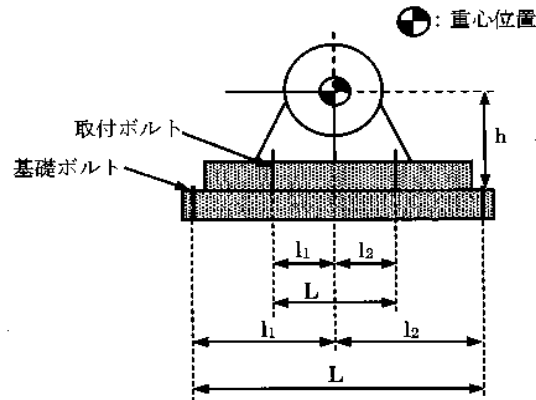


図5 排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

M<sub>p</sub> : 排風機回転により働くモーメント

※基礎ボルト・取付ボルト部に M<sub>p</sub> は作用しない

l<sub>1</sub> : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l<sub>2</sub> : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離 (l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)

n<sub>f</sub> : 評価上引張を受けるボルト本数

- $n$  : 全ボルト本数  
 $A_b$  : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積  
 $C_H$  : 水平方向設計震度  
 $C_P$  : 排風機振動による震度

①排風機基礎ボルトの耐震計算

表 12 排風機基礎ボルト緒言

W(kg)	g(m/s <sup>2</sup> )	h(mm)	$l_1$ (mm)	$l_2$ (mm)
4250	9.80665	1688	1074.5	1418
$n_f$	$n$	$A_b$ (mm <sup>2</sup> )	$C_H$	$C_P$
3	8	113.1	0.36	0.11

以下に計算過程を示す。

<計算荷重>

$$Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$= \frac{4250 \times 9.80665 \times (0.36 + 0.11) \times 1688 + 0 - 4250 \times 9.80665 \times (1 - 0.11) \times 1074.5}{3 \times (1074.5 + 1418)} = -908.226(\text{N})$$

$$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P) = 4250 \times 9.80665 \times (0.36 + 0.11) = 19588.8(\text{N})$$

引張荷重  $Q_v$  はマイナスとなるため作用しない。

せん断荷重  $Q_H$  は 19588.8(N) となり、ボルト 8 本で取り付けられていることから、ボルト 1 本当たり荷重は 2449(N) となる。

<許容荷重>

許容荷重（せん断：3900(N)，引張：4900(N)）は設計値

表 13 排風機の基礎ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位※	材料	評価 項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎 ボルト	SS400	荷重	2449	作用 しない	3900	4900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

②排風機取付ボルトの耐震計算

表 14 排風機取付ボルト緒言

W (kg)	g (m/s <sup>2</sup> )	h (mm)	l <sub>1</sub> (mm)	l <sub>2</sub> (mm)
2220	9.80665	900	528	652
n <sub>f</sub>	n	A <sub>b</sub> (mm <sup>2</sup> )	C <sub>H</sub>	C <sub>P</sub>
5	10	314	0.36	0.11
Sy (MPa)※	Su (MPa)※	F (MPa)※		
241	394	276		

※発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) の Sy, Su を 50℃換算による。

以下に計算過程を示す。

<計算応力>

$$Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$= \frac{2220 \times 9.80665 \times (0.36 + 0.11) \times 900 + 0 - 2220 \times 9.80665 \times (1 - 0.11) \times 528}{5 \times (528 + 652)} = -173.132(\text{N})$$

$$\tau_v = \frac{Q_v}{A_b} = \frac{-173.132}{314} = -0.551375(\text{MPa})$$

$$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P) = 2220 \times 9.80665 \times (0.36 + 0.11) = 10232.3(\text{N})$$

$$\tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b} = \frac{10232.3}{10 \times 314} = 3.25870(\text{MPa}) \rightarrow 4(\text{MPa})$$

引張応力  $\tau_v$  はマイナスとなるため作用しない。

せん断応力  $\tau_H$  は、4 (MPa) となる。

<許容応力>

許容応力については、発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) による。

F は、1.2Sy と 0.7Su の小さい値。

$$\text{許容引張応力} = \frac{F}{2} \times 1.5 = \frac{276}{2} \times 1.5 = 207(\text{MPa}) \rightarrow 207(\text{MPa})$$

$$\text{許容せん断応力} = \frac{F}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = \frac{276}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 159.348(\text{MPa}) \rightarrow 159(\text{MPa})$$

表 15 排風機の取付ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位	材料	評価 項目	算出応力 (MPa)		許容応力 (MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	取付 ボルト	SS400	応力	4	作用 しない	159	207



#### 2.4.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.4.1 項と同様の方法で基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重及び応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 17, 19 参照）。

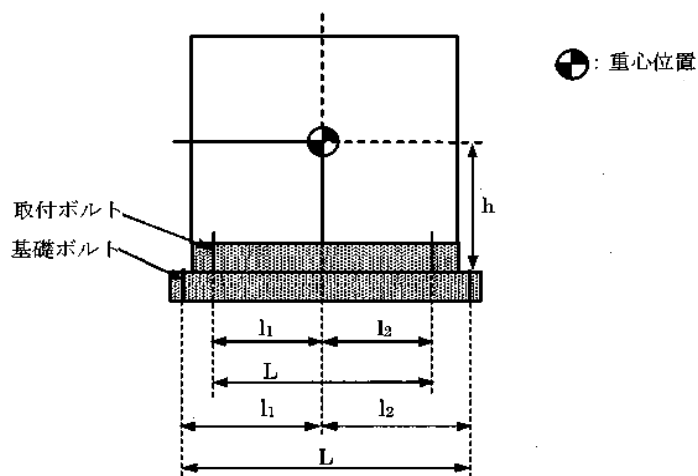


図6 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

l<sub>1</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l<sub>2</sub> : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

(l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)

$n_f$  : 評価上引張を受けるボルト本数  
 $n$  : 全ボルト本数  
 $A_b$  : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積  
 $C_H$  : 水平方向設計震度  
 $C_V$  : 鉛直方向設計震度

①フィルタユニットの基礎ボルトの耐震計算

表 16 フィルタユニットの基礎ボルト結言

W(kg)	g(m/s <sup>2</sup> )	h(mm)	$l_1$ (mm)	$l_2$ (mm)
6110	9.80665	2020	1221	1704
$n_f$	n	$A_b$ (mm <sup>2</sup> )	$C_H$	$C_V$
4	10	113.1	0.36	0

以下に計算過程を示す。

<計算荷重>

$$Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_V) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$= \frac{6110 \times 9.80665 \times 0.36 \times 2020 - 6110 \times 9.80665 \times (1 - 0) \times 1221}{4 \times (1221 + 1704)} = -2528.87(\text{N})$$

$$Q_H = W \cdot g \cdot C_H = 6110 \times 9.80665 \times 0.36 = 21570.8(\text{N})$$

引張荷重  $Q_v$  はマイナスとなるため作用しない。

せん断荷重  $Q_H$  は 21570.8(N) となり、ボルト 10 本で取り付けられていることから、ボルト 1 本当たり荷重は 2158(N) となる。

<許容荷重>

許容荷重（せん断：3900(N)、引張：4900(N)）は設計値

表 17 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	2158	作用しない	3900	4900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

②フィルタユニットの取付ボルトの耐震計算

表 18 フィルタユニットの取付ボルト緒言

W(kg)	g(m/s <sup>2</sup> )	h(mm)	l <sub>1</sub> (mm)	l <sub>2</sub> (mm)
1150	9.80665	1100	329	329
n <sub>f</sub>	n	A <sub>b</sub> (mm <sup>2</sup> )	C <sub>H</sub>	C <sub>V</sub>
4	8	113.1	0.36	0
Sy(MPa)※	Su(MPa)※	F(MPa)※		
231	394	276		

※発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) の Sy, Su を 50℃換算による。

以下に計算過程を示す。

<計算応力>

$$Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$= \frac{1150 \times 9.80665 \times 0.36 \times 1100 - 1150 \times 9.80665 \times (1 - 0) \times 329}{4 \times (329 + 329)} = 287.083(\text{N})$$

$$\tau_v = \frac{Q_v}{A_b} = \frac{287.083}{113.1} = 2.53832(\text{MPa}) \rightarrow 3(\text{MPa})$$

$$Q_H = W \cdot g \cdot C_H = 1150 \times 9.80665 \times 0.36 = 4059.96(\text{N})$$

$$\tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b} = \frac{4059.96}{8 \times 113.1} = 4.48714(\text{MPa}) \rightarrow 5(\text{MPa})$$

引張応力  $\tau_v$  は、3 (MPa) となる。

せん断応力  $\tau_H$  は、5 (MPa) となる。

<許容応力>

許容応力については、発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) による。

F は、1.2Sy と 0.7Su の小さい値。

$$\text{許容引張応力} = \frac{F}{2} \times 1.5 = \frac{276}{2} \times 1.5 = 207(\text{MPa}) \rightarrow 207(\text{MPa})$$

$$\text{許容せん断応力} = \frac{F}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = \frac{276}{1.5 \times \sqrt{3}} \times 1.5 = 159.348(\text{MPa}) \rightarrow 159(\text{MPa})$$

表 19 フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力 (MPa)		許容応力 (MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	取付ボルト	SS400	応力	5	3	159	207

### 2.4.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 21, 23 参照）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、使用済燃料プール上に配置しないことから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

#### ①角ダクトの耐震計算

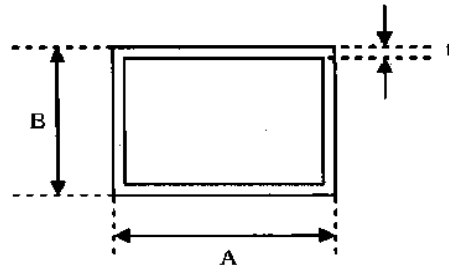


図7 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_x \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_x}{M_{xa}} = \frac{M_y}{M_{ya}} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{ya}}}}$$

- L : 基準支持間隔
- $M_x$  : 水平方向座屈曲げモーメント
- $M_{xa}$  : 水平方向許容座屈曲げモーメント
- $M_y$  : 鉛直方向座屈曲げモーメント

$M_{Y_a}$  : 鉛直方向許容座屈曲げモーメント  
 $W$  : ダクト単位長さ当たり質量  
 $g$  : 重力加速度 (=9.80665)  
 $C_H$  : 水平方向設計震度

表 20 角ダクトの基準支持間隔

A (mm)	B (mm)	t (mm)	W (kg/m)	$M_{X_a}$ (N・mm)	$M_{Y_a}$ (N・mm)	$C_H$	L (mm)
1100	1100	3.2	161.0	380135185	380135185	0.36	37633
900	900	3.2	132.0	364014675	364014675	0.36	40671
650	500	3.2	85.4	262049779	300286615	0.36	43643
1100	1100	2.3	127.7	144288561	144288561	0.36	26033
1300	1300	1.2	148.5	23486326	23486326	0.36	9740
1300	1000	1.2	126.7	22241400	23486326	0.36	10334
1100	1100	1.2	101.2	22662712	22662712	0.36	11589
900	900	1.2	67.9	21816667	21816667	0.36	13882
700	700	1.2	53.3	20975522	20975522	0.36	15364

以下に計算過程の 1 例を示す。

<計算基準支持間隔>

$$\begin{aligned}
 L &= \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{X_a}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Y_a}}}} \\
 &= \frac{1}{\sqrt{\frac{161.0 \times 9.80665}{1000 \times 8 \times 380135185} + 0.36 \frac{161.0 \times 9.80665}{1000 \times 8 \times 380135185}}} = 37633.2(\text{mm}) \rightarrow 37633(\text{mm})
 \end{aligned}$$

表 21 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×3.2t	ガルバニウム鋼板	37633
900×900×3.2t	ガルバニウム鋼板	40671
650×500×3.2t	ガルバニウム鋼板	43643
1100×1100×2.3t	ガルバニウム鋼板	26033
1300×1300×1.2t	ガルバニウム鋼板	9740
1300×1000×1.2t	ガルバニウム鋼板	10334
1100×1100×1.2t	ガルバニウム鋼板	11589
900×900×1.2t	ガルバニウム鋼板	13882
700×700×1.2t	ガルバニウム鋼板	15364

①丸ダクトの耐震計算

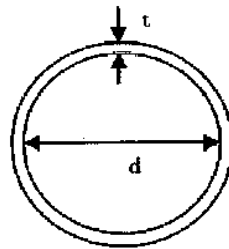


図 8 丸ダクトの評価モデル

- ・評価部位：丸ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_H^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot \frac{L^2}{8}$$

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000} \sqrt{1 + C_H^2}}}$$

L : 基準支持間隔

M : 座屈曲げモーメント

$M_a$  : 許容座屈曲げモーメント  
 $W$  : ダクト単位長さ当たり質量  
 $g$  : 重力加速度 (=9.80665)  
 $C_H$  : 水平方向設計震度

表 22 丸ダクトの基準支持間隔

d (mm)	t (mm)	W (kg/m)	$M_a$ (N・mm)	$C_H$	L (mm)
1200	3.2	132.2	313826615	0.36	42685
700	3.2	77.6	184113325	0.36	42674

以下に計算過程の 1 例を示す。

<計算基準支持間隔>

$$\begin{aligned}
 L &= \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000} \sqrt{(1 + C_H^2)}}} \\
 &= \sqrt{\frac{8 \times 313826615}{\frac{132.2 \times 9.80665}{1000} \times \sqrt{(1 + 0.36^2)}}} = 42685.7(\text{mm}) \rightarrow 42685(\text{mm})
 \end{aligned}$$

表 23 丸ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1200 $\phi$ × 3.2t	鋼板	42685
700 $\phi$ × 3.2t	鋼板	42674

## 別冊 8

### 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に係る補足説明



## I 乾式キャスク仮保管設備の構造強度及び耐震性について

乾式キャスク仮保管を構成する設備の耐震性の評価結果のうち、応力評価式を用いた評価の妥当性を示す。

構造強度評価と耐震性評価は評価手法が酷似することから、評価範囲の広い耐震性評価について、各設備について評価手順を示す。

### 1. 輸送貯蔵兼用キャスク A

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

### 2. 輸送貯蔵兼用キャスク B

#### 2.1. 設計荷重

設計加速度を以下のように定める。

$$\left. \begin{array}{l} G_1 = C_H \cdot G \\ G_2 = (1 + C_V) \cdot G \end{array} \right\} \text{(軸方向水平地震力+鉛直方向地震力+自重の場合)}$$

ここで、 $C_H$ ：水平方向設計震度（＝0.79）

$C_V$ ：鉛直方向設計震度（＝0.49）

$$\left. \begin{array}{l} G_3 = C_H \cdot G \\ G_2 = (1 + C_V) \cdot G \end{array} \right\} \text{(軸直角方向水平地震力+鉛直方向地震力+自重の場合)}$$

ここで、 $C_H$ ：水平方向設計震度（＝0.79）

$C_V$ ：鉛直方向設計震度（＝0.49）

#### 2.2. 応力評価

##### 2.2.1. キャスク容器及び二次蓋

胴とバスケット側面との接触部に発生する平均支圧応力（ $\sigma_p$ ）は次式で計算する。

$$\sigma_p = \frac{m_G \cdot G_2}{A}$$

ここで、 $G_2$ ：2.1. と同じ

$m_G$ ：バスケットプレート及び燃料の質量(  kg)

$A$ ：胴の接触面積(  mm<sup>2</sup>)

##### 2.2.2. バスケット

###### 2.2.2.1. 地震力が鉛直方向と軸直角方向に作用する場合

###### 2.2.2.1.1. 一次一般膜応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート端部（図 2 ①部）である。  
鉛直方向加速度により発生する一次一般膜応力( $\sigma_x$ )は次式で計算する。

$$\sigma_x = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで  $G_2$ : 2. 1. 同じ

$m_A$ : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 (■■■■ kg)

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 (■■■■ mm<sup>2</sup>)

#### 2. 2. 2. 1. 2. 一次一般膜＋一次曲げ応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部（図 2 ②部）である。  
水平方向加速度により発生する一次一般膜応力( $\sigma_y$ )は次式で計算する。

$$\sigma_y = \frac{m_A \cdot G_3}{A_1}$$

ここで  $G_3$ : 2. 1. と同じ

$m_A$ : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 (■■■■ kg)

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 (■■■■ mm<sup>2</sup>)

鉛直方向加速度により発生する一次曲げ応力( $\sigma_y$ )は次式で計算する。

$$\sigma_y = \frac{M}{Z}$$

$$M = \frac{m_B \cdot G_2 \cdot l_p}{12 \cdot \frac{l_w}{2}}$$

ここで  $G_2$ : 2. 1. と同じ

$M$ : バスケットプレート格子端部の単位幅当たりの曲げモーメント (N・mm/mm)

$Z$ : バスケットプレートの単位幅当たりの断面係数 (■■■■ mm<sup>3</sup>/mm)

$m_B$ : 使用済燃料、伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 (■■■■ kg)

$l_p$ : バスケットプレートの内り (■■■■ mm)

$l_w$ : バスケットプレートのキャスク容器軸方向長さ (■■■■ mm)

ただし、バスケットプレート同士の嵌合のため切欠きがあり、実際の荷重負荷面の長さを  $l_w/2$  とする。

鉛直方向加速度によりバスケットプレート格子端部（図 2 ②部）に発生する平均せん断応力( $\tau_{xy}$ )は、次式で計算する。

$$\tau_{xy} = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで  $G_2$ : 2. 1. と同じ

$m_B$ : 使用済燃料、伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 (■■■■ kg)

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 (■■■■ mm<sup>2</sup>)

#### 2. 2. 2. 1. 3. 平均せん断応力

バスケットプレート格子端部（図 2 ②部）に発生する平均せん断応力( $\sigma_s$ )は次式で計算する。

$$\sigma_s = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで  $G_2$ : 2.1. と同じ

$m_B$ : 使用済燃料、伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 (■■■■ kg)

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 (■■■■ mm<sup>2</sup>)

#### 2.2.2.1.4. 平均支圧応力

バスケットプレート端部 (図 2 ①部) に発生する平均支圧応力 ( $\sigma_p$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_p = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで  $G_2$ : 2.1. と同じ

$m_A$ : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 (■■■■ kg)

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 (■■■■ mm<sup>2</sup>)

#### 2.2.2.1.5. 圧縮応力

バスケットプレート端部 (図 2 ①部) に発生する圧縮応力 ( $\sigma_c$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_c = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで  $G_2$ : 2.1. と同じ

$m_A$ : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 (■■■■ kg)

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 (■■■■ mm<sup>2</sup>)

#### 2.2.2.2. 地震力が鉛直方向と軸水平方向に作用する場合

##### 2.2.2.2.1. 一次一般膜応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート端部 (図 2 ①部) である。

鉛直方向加速度により発生する一次一般膜応力 ( $\sigma_x$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_x = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで、 $G_2$ : 2.1. と同じ

$m_A$ : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 (■■■■ kg)

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 (■■■■ mm<sup>2</sup>)

水平方向加速度により発生する一次一般膜応力 ( $\sigma_y$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_y = \rho \cdot l_w \cdot G_1$$

ここで、 $G_1$ : 2.1. と同じ

$\rho$ : バスケットプレートの密度 (■■■■ kg/mm<sup>3</sup>)

$l_w$ : バスケットプレートの全長 (■■■■ mm)

##### 2.2.2.2.2. 一次一般膜＋一次曲げ応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部 (図 2 ②部) である。

鉛直方向加速度により発生する一次曲げ応力 ( $\sigma_y$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_y = \frac{M}{Z}$$

$$M = \frac{m_B \cdot G_2 \cdot l_p}{12 \cdot \frac{l_w}{2}}$$

ここで  $G_2$ : 2.1. と同じ

$M$ : バスケットプレート格子端部の単位幅当たりの曲げモーメント ( $\text{N} \cdot \text{mm}/\text{mm}$ )

$Z$ : バスケットプレートの単位幅当たりの断面係数 ( $\text{mm}^3/\text{mm}$ )

$m_B$ : 使用済燃料、伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 ( $\text{kg}$ )

$l_p$ : バスケットプレートの内り ( $\text{mm}$ )

$l_w$ : バスケットプレートのキャスク容器軸方向長さ ( $\text{mm}$ )

ただし、バスケットプレート同士の嵌合のため切欠きがあり、実際の荷重負荷面の長さを  $l_w/2$  とする。

水平方向加速度により発生する一次一般膜応力 ( $\sigma_z$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_z = \rho \cdot l_w \cdot G_1$$

ここで、  $G_1$ : 2.1. と同じ

$\rho$ : バスケットプレートの密度 ( $\text{kg}/\text{mm}^3$ )

$l_w$ : バスケットプレートの全長 ( $\text{mm}$ )

鉛直方向加速度により発生するバスケットプレート格子端部 (図 2 ②部) に発生する平均せん断応力 ( $\tau_{xy}$ ) は次式で計算する。

$$\tau_{xy} = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで  $G_2$ : 2.1. と同じ

$m_B$ : 使用済燃料、伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 ( $\text{kg}$ )

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 ( $\text{mm}^2$ )

#### 2.2.2.2.3. 平均せん断応力

バスケットプレート格子端部 (図 2 ②部) に発生する平均せん断応力 ( $\sigma_s$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_s = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで  $G_2$ : 2.1. と同じ

$m_B$ : 使用済燃料、伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 ( $\text{kg}$ )

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 ( $\text{mm}^2$ )

#### 2.2.2.2.4. 平均支圧応力

バスケットプレート端部 (図 2 ①部) に発生する平均支圧応力 ( $\sigma_p$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_p = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで  $G_2$ : 2.1. と同じ

$m_A$ : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 ( $\text{kg}$ )

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 (  mm<sup>2</sup> )

#### 2.2.2.2.5. 圧縮応力

バスケットプレート端部 (図2 ①部) に発生する圧縮応力 ( $\sigma_c$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_c = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで  $G_2$ : 2.1. と同じ

$m_A$ : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 (  kg )

$A_1$ : バスケットプレートの断面積 (  mm<sup>2</sup> )

#### 2.2.3 トラニオン

##### 2.2.3.1. 地震力が鉛直方向と軸直角方向に作用する場合

##### 2.2.3.1.1. 一次応力

##### 2.2.3.1.1.1. せん断応力

最大応力が発生する箇所は図1に示す下部トラニオンの評価点①である。

鉛直方向加速度により発生するせん断応力 ( $\tau$ ) は、次式で計算する。

$$\tau = \frac{F_m}{A}$$

$$F_m = \frac{m_2 \cdot G_2}{4}$$

ここで、 $G_2$ : 2.1. と同じ

$F_m$ : 地震力によりトラニオンに作用する荷重 (N)

$m_2$ : 保管時における金属キャスクの質量 (  kg )

$A$ : 評価点①の断面積 (  mm<sup>2</sup> )

##### 2.2.3.1.1.2. 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図1に示す下部トラニオンの評価点②である。

鉛直方向加速度により発生する曲げ応力 ( $\sigma_b$ ) は次式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{M}{Z}$$

$$M = F_m \cdot L$$

ここで、 $F_m$ : 2.2.3.1.1.1. と同じ

$Z$ : 評価点②の断面係数 (  mm<sup>3</sup> )

$L$ : 評価点②と荷重作用位置との距離 (  mm )

##### 2.2.3.1.1.3. 圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図1に示す下部トラニオンの評価点②である。

水平方向加速度により発生する圧縮応力 ( $\sigma_c$ ) は、次式で計算する。

$$\sigma_c = \frac{F_m}{A}$$

$$F_m = \frac{m_2 \cdot G_3}{2}$$

ここで、 $G_3$ : 2.1. と同じ

$F_m$ : 地震力によりトラニオンに作用する荷重(N)

$m_2$ : 保管時における金属キャスクの質量( [ ] kg)

$A$ : 評価点②の断面積( [ ] mm<sup>2</sup>)

#### 2.2.3.1.1.4. 組合せ応力

##### 2.2.3.1.1.4.1. せん断応力と曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 1 に示す下部トラニオンの評価点①である。

せん断応力( $\tau$ )と曲げ応力( $\sigma_b$ )との組合せ応力( $\sigma_T$ )は、次式で計算する。

$$\sigma_T = \sqrt{\sigma_b^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

ここで、 $\tau$ : 2.2.3.1.1.1. と同じ

$\sigma_b$ : 2.2.3.1.1.2. と同じ

ただし、 $Z$ : 評価点①の断面係数( [ ] mm<sup>3</sup>)

$L$ : 評価点①と荷重作用位置との距離( [ ] mm)

#### 2.2.3.1.2. 一次+二次応力

##### 2.2.3.1.2.1. せん断応力

地震力によるせん断応力( $\tau$ )の全振幅は、2.2.3.1.1.1. で求めたせん断応力( $\tau$ )の 2 倍とする。

##### 2.2.3.1.2.2. 曲げ応力

地震力による曲げ応力( $\sigma_b$ )の全振幅は、2.2.3.1.1.2. で求めた曲げ応力( $\sigma_b$ )の 2 倍とする。

##### 2.2.3.1.2.3. 圧縮応力

地震力による圧縮応力( $\sigma_c$ )は左右方向荷重により作用し、左右方向が反転した場合、対向する別のトラニオンで荷重を受ける。地震力による圧縮応力( $\sigma_c$ )の最大値は、2.2.3.1.1.3. で求めた圧縮応力( $\sigma_c$ )と同様である。

#### 2.2.3.2. 地震力が鉛直方向と軸水平方向に作用する場合

##### 2.2.3.2.1. 一次応力

#### 2.2.3.2.1.1.せん断応力

最大応力が発生する箇所は図1に示す下部トラニオンの評価点①である。

水平方向加速度及び鉛直方向加速度により発生するせん断応力( $\tau$ )は、次式で計算する。

$$\tau = \frac{F_m}{A}$$

$$F_m = \frac{m_2 \sqrt{4G_1^2 + G_2^2}}{4}$$

ここで、 $F_m$ :地震力によりトラニオンに作用する荷重(N)

$m_2$ :保管時における金属キャスクの質量( [ ] kg)

$A$ :評価点①の断面積( [ ] mm<sup>2</sup>)

#### 2.2.3.2.1.2.曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図1に示す下部トラニオンの評価点②である。

水平方向加速度及び鉛直方向加速度により発生する曲げ応力( $\sigma_b$ )は次式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{M}{Z}$$

$$M = F_m \cdot L$$

ここで、 $F_m$ : 2.2.3.2.1.1.と同じ

$Z$ :評価点②の断面係数( [ ] mm<sup>3</sup>)

$L$ :評価点②と荷重作用位置との距離( [ ] mm)

#### 2.2.3.2.1.3.組合せ応力

##### 2.2.3.2.1.3.1.せん断応力と曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図1に示す下部トラニオンの評価点①である。

せん断応力( $\tau$ )と曲げ応力( $\sigma_b$ )との組合せ応力( $\sigma_r$ )は次式で計算する。

$$\sigma_r = \sqrt{\sigma_b^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

ここで、 $\tau$ : 2.2.3.2.1.1.と同じ

$\sigma_b$ : 2.2.3.2.1.2.と同じ

ただし、 $Z$ :評価点①の断面係数( [ ] mm<sup>3</sup>)

$L$ :評価点①と荷重作用位置との距離( [ ] mm)

#### 2.2.3.2.2.一次+二次応力

##### 2.2.3.2.2.1.せん断応力

地震力によるせん断応力( $\tau$ )の全振幅は、2.2.3.2.1.1.で求めたせん断力( $\tau$ )の2倍と

する。

#### 2.2.3.2.2. 曲げ応力

地震力による曲げ応力( $\sigma_b$ )の全振幅は、2.2.3.2.1.2. で求めた曲げ応力( $\sigma_b$ )の2倍とする。



## 2.3. 評価結果

計算結果（キャスク容器）

（単位：MPa）

部 位	材 料	許容応力 区分	平均支圧応力	
			計算値	許容応力
胴	炭素鋼	供用状態 D (IVAS)	2	377

計算結果（バスケット）

（単位：MPa）

部 位	材 料	許容応力 区分	一次一般膜応力強さ		一次一般膜＋一次曲げ応力強さ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
バスケット プレート	ボロン添加 ステンレス鋼板	供用状態 D (IVAS)	2	291	7	437

計算結果（バスケット）

（単位：MPa）

部 位	材 料	許容応力 区分	平均せん断応力		平均支圧応力		圧縮応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
バスケット プレート	ボロン添加 ステンレス鋼板	供用状態 D (IVAS)	1	175	2	404	2	176

計算結果（トラニオン）

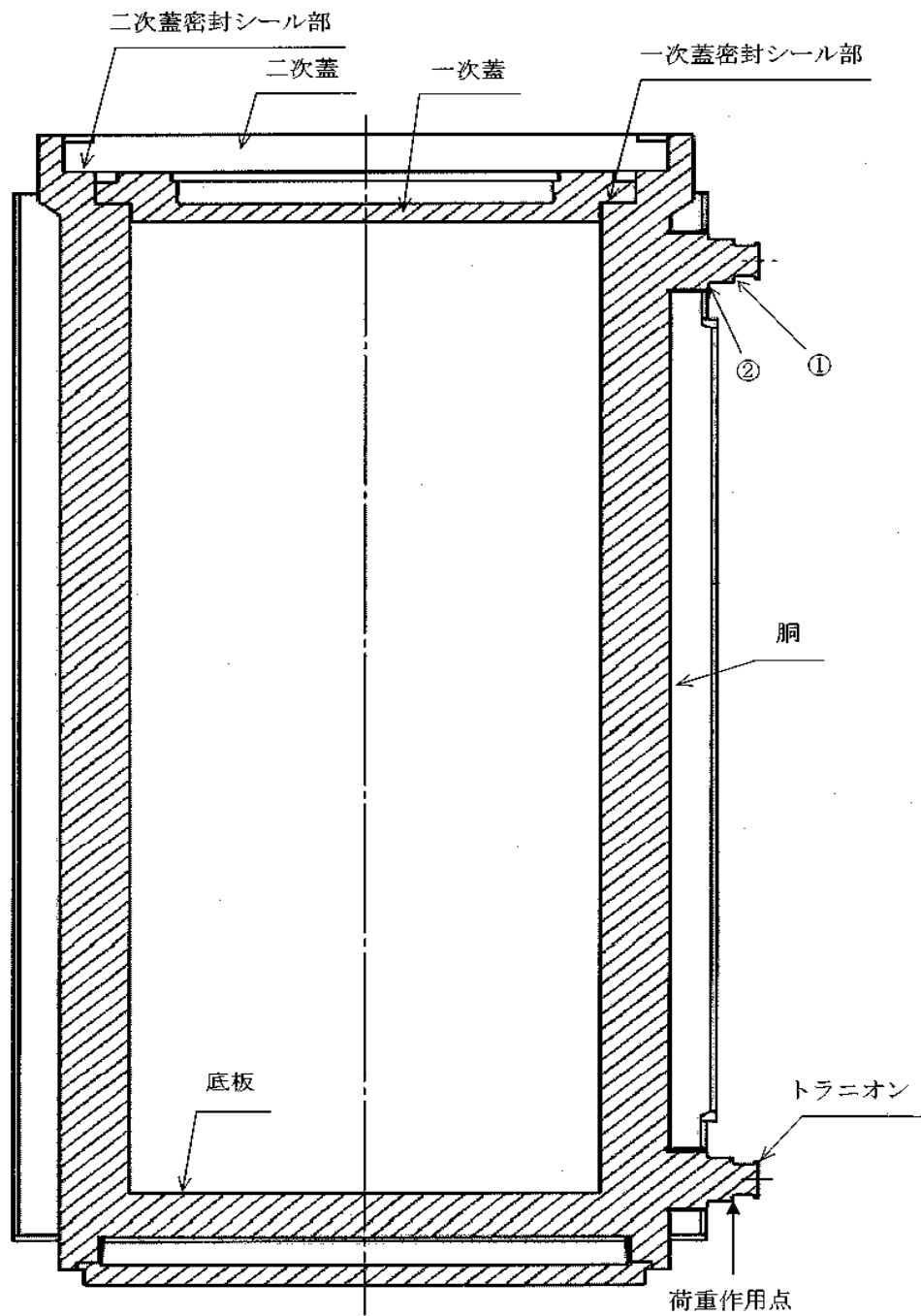
（単位：MPa）

部 位	材 料	許容応力 区分	一次応力							
			圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		垂直応力とせん断 応力の組合せ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	ステンレス鋼	供用状態 D (IVAS)	13	590	42	341	81	591	96	591

計算結果（トラニオン）

（単位：MPa）

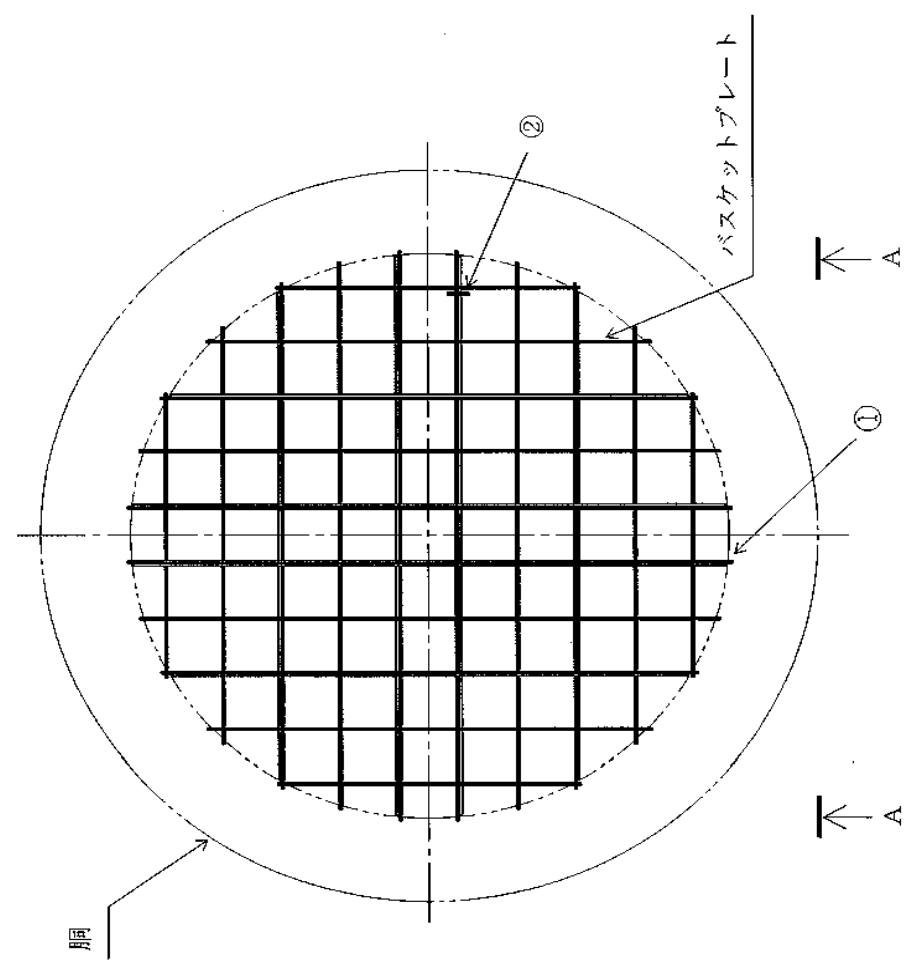
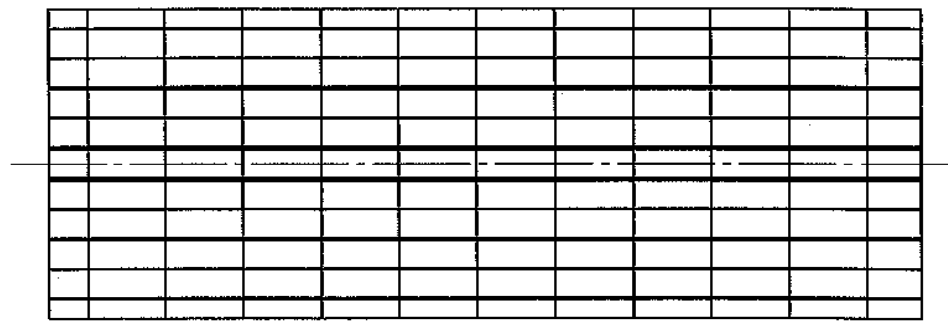
部 位	材 料	許容応力 区分	一次＋二次応力					
			圧縮応力		せん断応力		曲げ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	ステンレス鋼	供用状態 D (IVAS)	13	590	84	682	163	1182



①、②はトラニオンの評価点を示す

図1 キャスク容器等の応力解析箇所

A～A矢視図



①,②: 応力評価点 (面)

図2 バスケットの応力解析箇所

### 3. 輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台

#### 3.1. 設計荷重

図3に示す鋼製支持架台1脚に作用するキャスクの自重( $F_{wU}$ ,  $F_{wL}$ )は次式で表される。

$$F_{wU} = \frac{P_w}{2} \cdot \frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{wL} = \frac{P_w}{2} \cdot \frac{a}{(a+b)}$$

$$P_w = W \cdot g$$

ここで、

$F_{wU}$  : 鋼製支持架台1脚(上部側)に作用するキャスクの自重(N)

$F_{wL}$  : 鋼製支持架台1脚(下部側)に作用するキャスクの自重(N)

$P_w$  : キャスク自重(N)

$a$  : キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離(HDP mm)

$b$  : キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離(HDP mm)

$W$  : キャスク設計質量(kg)

$g$  : 重力加速度(=9.80665m/s<sup>2</sup>)

図3に示す鋼製支持架台1脚に作用する鉛直方向地震力( $F_{vU}$ ,  $F_{vL}$ )は次式で表される。

$$F_{vU} = \frac{P_v}{2} \cdot \frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{vL} = \frac{P_v}{2} \cdot \frac{a}{(a+b)}$$

$$P_v = W \cdot C_v \cdot g$$

ここで、

$F_{vU}$  : 鋼製支持架台1脚(上部側)に作用する鉛直方向地震力(N)

$F_{vL}$  : 鋼製支持架台1脚(下部側)に作用する鉛直方向地震力(N)

$P_v$  : キャスクに作用する鉛直方向地震力(N)

$a$  : キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離(HDP mm)

$b$  : キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離(HDP mm)

$W$  : キャスク設計質量(kg)

$C_v$  : 鉛直方向震度(=0.49)

$g$  : 重力加速度(=9.80665m/s<sup>2</sup>)

図 3 に示す鋼製支持架台 1 脚に作用する軸方向水平地震力( $F_{HXU}$ ,  $F_{HXL}$ )は次式で表される。  
 なお、上部側のトラニオン受けには、キャスク軸方向にスライドする機構を備えており、  
 軸方向水平地震力は作用しない。

$$F_{HXU} = 0$$

$$F_{HXL} = \frac{P_{HX}}{2}$$

$$P_{HX} = W \cdot C_H \cdot g$$

ここで、

$F_{HXU}$ ：鋼製支持架台 1 脚（上部側）に作用する軸方向水平地震力(N)

$F_{HXL}$ ：鋼製支持架台 1 脚（下部側）に作用する軸方向水平地震力(N)

$P_{HX}$ ：キャスクに作用する軸方向水平地震力(N)

$W$ ：キャスク設計質量(  kg)

$C_H$ ：水平方向震度(=0.79)

$g$ ：重力加速度(=9.80665m/s<sup>2</sup>)

図 3 に示す鋼製支持架台 1 脚に作用する軸直角方向水平地震力( $F_{HYU}$ ,  $F_{HYL}$ )は次式で表される。  
 なお、トラニオン受けには、鋼製支持架台に作用する軸直角方向荷重が、キャスクから  
 支持架台の方向のみ作用する機構を備えている。

$$F_{HYU} = P_{HY} \cdot \frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{HYL} = P_{HY} \cdot \frac{a}{(a+b)}$$

$$P_{HY} = W \cdot C_H \cdot g$$

ここで、

$F_{HYU}$ ：鋼製支持架台 1 脚（上部側）に作用する軸直角方向水平地震力(N)

$F_{HYL}$ ：鋼製支持架台 1 脚（下部側）に作用する軸直角方向水平地震力(N)

$P_{HY}$ ：キャスクに作用する軸直角方向水平地震力(N)

$a$ ：キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離(HDP  mm)

$b$ ：キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離(HDP  mm)

$W$ ：キャスク設計質量(  kg)

$C_H$ ：水平方向震度(=0.79)

$g$ ：重力加速度(=9.80665m/s<sup>2</sup>)

### 3. 2. 応力評価

#### 3. 2. 1. 自重+鉛直方向地震力+軸方向水平地震力

##### 3. 2. 1. 1. 鋼製支持架台（評価断面①）

### 3.2.1.1.1. 一次応力

図4において自重のみによる圧縮応力( $\sigma_{cW}$ )と鉛直方向地震力による圧縮応力( $\sigma_{cV}$ )の合成圧縮応力( $\sigma_{cT}$ )は次式で表される。

$$\sigma_{cW} = \frac{F_W}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図4において軸方向水平地震力による曲げ応力( $\sigma_{bHX}$ )は次式で表される。

$$\sigma_{bHX} = \frac{F_{HX} \cdot l}{t \cdot B^2 / 6}$$

図4において軸方向水平地震力による平均せん断応力( $\tau_{HX}$ )は次式で表される。

$$\tau_{HX} = \frac{F_{HX}}{B \cdot t}$$

以上の合成圧縮応力( $\sigma_{cT}$ )、曲げ応力( $\sigma_{bHX}$ )、平均せん断応力( $\tau_{HX}$ )による組合せ応力( $\sigma_{THX}$ )は次式で表される。

$$\sigma_{THX} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bHX})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2}$$

ここで、

$F_W$ : 図3に示す自重の設計用値(N)

$F_V$ : 図3に示す鉛直方向地震力の設計用値(N)

$F_{HX}$ : 図3に示す軸方向水平地震力の設計用値(N)

$B$ : 図4に示す評価断面の幅( mm)

$t$ : 図4に示すトラニオン受部の板厚( mm)

$l$ : 図4に示す軸方向水平地震力に対するモーメントアーム( mm)

### 3.2.1.1.2. 一次+二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲( $\Delta \sigma_c$ )、曲げの応力範囲( $\Delta \sigma_b$ )、せん断の応力範囲( $\Delta \tau$ )、及び座屈応力( $\sigma_{bc}$ )は次式により表される。

なお、この部位では支圧応力、せん断座屈、曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta \sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cV}$$

$$\Delta \sigma_b = 2 \cdot \sigma_{bHX}$$

$$\Delta \tau = 2 \cdot \tau_{HX}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

### 3.2.1.2. 鋼製支持架台(評価断面②)

#### 3.2.1.2.1. 一次応力

図5において自重のみによる圧縮応力 ( $\sigma_{cw}$ ) と鉛直方向地震力による圧縮応力 ( $\sigma_{cv}$ ) の合成圧縮応力 ( $\sigma_{cT}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{cw} = \frac{F_w}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cv} = \frac{F_v}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cw} + \sigma_{cv}$$

図5において自重による曲げ応力 ( $\sigma_{bw1}$ ,  $\sigma_{bw2}$ ) , 鉛直方向地震力による曲げ応力 ( $\sigma_{bv1}$ ,  $\sigma_{bv2}$ ) , 及び軸方向水平地震力による曲げ応力 ( $\sigma_{bHX1}$ ,  $\sigma_{bHX2}$ ) の合成曲げ応力 ( $\sigma_{bT1}$ ,  $\sigma_{bT2}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{bw1} = \frac{F_w \cdot (L_1 - t_1/2)}{I_x} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bw2} = \frac{F_w \cdot (L_1 - t_1/2)}{I_x} \cdot L_2 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bv1} = \frac{F_v \cdot (L_1 - t_1/2)}{I_x} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bv2} = \frac{F_v \cdot (L_1 - t_1/2)}{I_x} \cdot L_2 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bHX1} = \frac{F_{HX} \cdot l}{I_y} \cdot L_3 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bHX2} = \frac{F_{HX} \cdot l}{I_y} \cdot L_4 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bT1} = \sigma_{bw1} + \sigma_{bv1} + \sigma_{bHX1} \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bT2} = \sigma_{bw2} + \sigma_{bv2} + \sigma_{bHX2} \quad (\text{リブ側})$$

図5において軸方向水平地震力による平均せん断応力 ( $\tau_{HX}$ ) は次式で表される。

$$\tau_{HX} = \frac{F_{HX}}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

以上の合成圧縮応力 ( $\sigma_{cT}$ ) , 合成曲げ応力 ( $\sigma_{bT1}$ ,  $\sigma_{bT2}$ ) , 平均せん断応力 ( $\tau_{HX}$ ) による組合せ応力 ( $\sigma_{THX1}$ ,  $\sigma_{THX2}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{THX1} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT1})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2} \quad (\text{トラニオン受側})$$



$$\sigma_{THX2} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT2})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2} \quad (\text{リブ側})$$

ここで、

$F_w$  : 図3 に示す自重の設計用値 (N)

$F_v$  : 図3 に示す鉛直方向地震力の設計用値 (N)

$F_{HX}$  : 図3 に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

$B_1$  : 図5に示すトラニオン受部の幅 (mm)

$B_2$  : 図5に示すリブの幅 (HDP mm)

$t_1$  : 図5に示すトラニオン受部の板厚 (mm)

$t_2$  : 図5に示すリブの板厚 (mm)

$L_1$  : 図5に示す中立軸(X 軸)からトラニオン受け端部までのY方向距離 (HDP mm)

$L_2$  : 図5に示す中立軸(X 軸)からリブ端部までのY方向距離 (HDP mm)

$L_3$  : 図5に示す中立軸(Y 軸)からトラニオン受け端部までのX方向距離,  $L_3'$  及び  $L_3''$  の大きい方の値 (HDP mm)

$L_4$  : 図5に示す中立軸(Y軸)からリブ端部までのX 方向距離,  $L_4'$  及び  $L_4''$  の大きい方の値 (HDP mm)

$l$  : 図5に示す軸方向水平地震力に対するモーメントアーム (HDP mm)

$I_x$  : 図5に示す断面の中立軸(X 軸)に関する断面二次モーメント (HDP mm<sup>4</sup>)

$I_y$  : 図5に示す断面の中立軸(Y 軸)に関する断面二次モーメント (HDP mm<sup>4</sup>)

### 3.2.1.2.2. 一次+二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲 ( $\Delta \sigma_c$ ), 曲げの応力範囲 ( $\Delta \sigma_{b1}$ ,  $\Delta \sigma_{b2}$ ), せん断の応力範囲 ( $\Delta \tau$ ), 及び座屈応力 ( $\sigma_{bc}$ ) は次式により表される。なお, この部位では支圧応力, せん断座屈, 曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta \sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cV}$$

$$\Delta \sigma_{b1} = 2 \cdot (\sigma_{bV1} + \sigma_{bHX1}) \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\Delta \sigma_{b2} = 2 \cdot (\sigma_{bV2} + \sigma_{bHX2}) \quad (\text{リブ側})$$

$$\Delta \tau = 2 \cdot \tau_{HX}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

### 3.2.1.3. 鋼製支持架台(評価断面③)

### 3.2.1.3.1. 一次応力

図6において自重，鉛直方向地震力及び軸方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力（ $\sigma_{bHXb}$ ），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力（ $\sigma_{bHXc}$ ）は次式で表される。

$$\sigma_{bHXb} = \frac{T_{HX} \cdot L_1}{B \cdot t^2 / 6}$$

$$\sigma_{bHXc} = \frac{\sigma_{ccHX} \cdot L_2^2 / 2}{t^2 / 6}$$

$$T_{HX} = \sigma_{tbHX} \cdot A_m$$

ここで，

$\sigma_{tbHX}$ ：図6に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張応力（N/mm<sup>2</sup>）

$\sigma_{ccHX}$ ：図6に示すコンクリートに発生する本荷重条件下における圧縮応力（N/mm<sup>2</sup>）

$T_{HX}$ ：図6に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張力（N）

$t$ ：図6に示す鋼製支持架台底板の板厚（mm）

$B$ ：図6に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力の評価断面幅（HDP mm）

$L_1$ ：図6に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げモーメントのモーメントアーム長さ（HDP mm）

$L_2$ ：図6に示すコンクリートから圧縮力を受ける長さ（HDP mm）

$A_m$ ：基礎ボルト呼び径断面積（mm<sup>2</sup>）

図6において自重，鉛直方向地震力及び軸方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する平均せん断応力（ $\tau_{HXb}$ ），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する平均せん断応力（ $\tau_{HXc}$ ）は次式で表される。

$$\tau_{HXb} = \frac{T_{HX}}{B \cdot t}$$

$$\tau_{HXc} = \frac{\sigma_{ccHX} \cdot L_2}{t}$$

ここで，各記号は上記と同様である。

以上の曲げ応力（ $\sigma_{bHXb}$ ， $\sigma_{bHXc}$ ），平均せん断応力（ $\tau_{HXb}$ ， $\tau_{HXc}$ ）による組合せ応力（ $\sigma_{THXb}$ ， $\sigma_{THXc}$ ）は次式で表される。

$$\sigma_{THXb} = \sqrt{\sigma_{bHXb}^2 + 3 \cdot \tau_{HXb}^2}$$

$$\sigma_{THXc} = \sqrt{\sigma_{bHXc}^2 + 3 \cdot \tau_{HXc}^2}$$

### 3.2.1.3.2. 一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲 ( $\Delta \sigma_b$ )、せん断の応力範囲 ( $\Delta \tau$ ) は次式により表される。

$$\Delta \sigma_b = \sigma_{bHXb} + \sigma_{bHXc}$$

$$\Delta \tau = \tau_{HXb} + \tau_{HXc}$$

### 3.2.1.4. 埋め込み金物

自重及び鉛直方向地震力により埋め込み金物に発生する応力は微小であるためこれらの荷重は無視する。

#### 3.2.1.4.1. 一次応力

自重及び鉛直方向地震力は無視する。

図7において軸方向水平地震力により発生する曲げ応力 ( $\sigma_{bHX1}$ )、軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大曲げ応力 ( $\sigma_{bHX2}$ ) とその合成曲げ応力 ( $\sigma_{bHX}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{bHX1} = \frac{F_{HX} \cdot H/2}{4 \cdot B \cdot t^2 / 6}$$

$$\sigma_{bHX2} = \sigma_{bHX1} \cdot \frac{\tau_{HX2}}{\tau_{HX1}}$$

$$\sigma_{bHX} = \sigma_{bHX1} + \sigma_{bHX2}$$

ここで、

$F_{HX}$  : 図3に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

$H$  : 図7に示すシアプレート部の高さ (mm)

$B$  : 図7に示すシアプレート部の幅 (mm)

$t$  : 図7に示すシアプレート部の板厚 (mm)

$\tau_{HX1}$  : 図7において軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$\tau_{HX2}$  : 図7において軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力 (N/mm<sup>2</sup>)

図7において軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力 ( $\tau_{HX1}$ )、軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力 ( $\tau_{HX2}$ ) とその合成せん断応力 ( $\tau_{HX}$ ) は次式で表される。

$$\tau_{HX1} = \frac{F_{HX}}{4 \cdot B \cdot t}$$

$$\tau_{HX2} = \frac{F_{HX} \cdot l}{I_p} \cdot r_{\max}$$

$$\tau_{HX} = \tau_{HX1} + \tau_{HX2}$$

ここで、

$F_{HX}$  : 図7に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

$B$  : 図7に示すシアプレートの幅 (mm)

$t$  : 図7に示すシアプレート部の板厚 (mm)

$l$  : 図7に示す軸方向水平地震力作用点から振りせん断中心までのY 方向距離 (HDP mm)

$I_p$  : 図7に示すシアプレートの断面二次極モーメント (mm<sup>4</sup>)

$r_{max}$  : 図7に示す振りせん断中心からシアプレートまでの最大距離 (mm)

以上の合成曲げ応力 ( $\sigma_{bHX}$ ) , 合成せん断応力 ( $\tau_{HX}$ ) による組合せ応力 ( $\sigma_{THX}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{THX} = \sqrt{\sigma_{bHX}^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2}$$

#### 3.2.1.4.2. 一次+二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲 ( $\Delta \sigma_b$ ) , せん断の応力範囲 ( $\Delta \tau$ ) は次式により表される。なお、この部位では圧縮応力、支圧応力、せん断座屈、曲げ座屈は生じない。

$$\Delta \sigma_b = 2 \cdot \sigma_{bHX}$$

$$\Delta \tau = 2 \cdot \tau_{HX}$$

#### 3.2.1.5. 基礎ボルト

##### 3.2.1.5.1. 一次応力

##### 3.2.1.5.1.1. 自重(-Z) + 鉛直方向地震力(+Z) + 軸方向水平地震力(±X)

基礎ボルトに発生する合成引張応力 ( $\sigma_{tT}$ ) 及び合成せん断応力 ( $\tau_T$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{tT} = \sigma_{tV} + \sigma_{tHX}$$

$$\tau_T = \tau_{HX1} + \tau_{HX2}$$

ここで、

$\sigma_{tV}$  : 自重及び鉛直方向地震力により発生する引張応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$\sigma_{tHX}$  : 軸方向水平地震力により発生する引張応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$\tau_{HX1}$  : 軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$\tau_{HX2}$  : 軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力 (N/mm<sup>2</sup>)

##### 3.2.1.5.1.1.1. 自重及び鉛直方向地震力による引張応力

図8において自重及び鉛直方向地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 ( $\sigma_{tV}$ ) は、

鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{st} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t - X_n)}{X_n} \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \{X_{n1}^2 / 2 - n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \{X_{n1}^3 / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})^2\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_b$$

ここで、

$\sigma_{cc}$  : 図8に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$n$  : ヤング係数比 ( )

$D$  : 図8に示す断面高さ (HDP (mm))

$b$  : 図8に示す断面幅 (mm)

$d_t$  : 図8に示す引張側ボルトに関する距離 (mm)

$d_{t1}$  : 引張側ボルトに関する係数 (-)

$X_n$  : 図8に示す中立軸距離 (mm)

$$X_n - D / 2 + e = I_n / S_n$$

ただし、 $e$  : 図8に示す鉛直力偏心距離 (mm) (HDP (mm))

$X_{n1}$  : 中立軸比 (-)

$N$  : 図8に示す鉛直力であり、次式により算出した値 (N)

$$N = [\text{自重の設計用値}] - [\text{鉛直方向地震力の設計用値}]$$

$a_t$  : 有効ボルト総断面積 (mm<sup>2</sup>)

$P_t$  : 引張鉄筋比 (-)

$A_b$  : 基礎ボルト有効断面積 (mm<sup>2</sup>)

$A_m$  : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm<sup>2</sup>)

$N_b$  : 有効引張側ボルト本数 (本)

$S_n$  : 有効等価断面一次モーメント (mm<sup>3</sup>)

$I_n$  : 有効等価断面二次モーメント (mm<sup>4</sup>)

### 3. 2. 1. 5. 1. 1. 2. 軸方向水平地震力による引張応力

図8において軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 ( $\sigma_{thx}$ ) は、鉄筋コ

ンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{HX} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot n \cdot (d - X_n) \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot X_n$$

$$X_{n1} = -n \cdot P_t + \sqrt{n \cdot P_t \cdot (2 + n \cdot P_t)}$$

$$X_n = d \cdot X_{n1}$$

$$a_t = A_b \cdot N_b$$

$$P_t = a_t / (b \cdot d)$$

ここで、

$\sigma_{cc}$  : 図8に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$F_{HX}$  : 図3 に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

$I$  : 断面の断面二次モーメント (HDP  mm<sup>4</sup>)

$n$  : ヤング係数比 ()

$l_1$  : 軸方向水平地震力作用点から鋼製支持架台下面までのZ 方向距離  
(HDP  mm)

$b$  : 図8に示す断面幅 (HDP  mm)

$d$  : 図8に示す断面有効高さ ( mm)

$X_n$  : 図8に示す中立軸距離 (mm)

$X_{n1}$  : 中立軸比 (-)

$a_t$  : 有効ボルト総断面積 (mm<sup>2</sup>)

$P_t$  : 引張鉄筋比 (-)

$A_b$  : 基礎ボルト有効断面積 ( mm<sup>2</sup>)

$A_m$  : 基礎ボルト呼び径断面積 ( mm<sup>2</sup>)

$N_b$  : 有効引張側ボルト本数 ( 本)

### 3. 2. 1. 5. 1. 1. 3. 軸方向水平地震力により発生するせん断応力

軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力 ( $\tau_{HX1}$ )、及び軸方向水平地震力作用点が図8に示す基礎ボルト重心位置から偏心していることにより発生する最大せん断応力 ( $\tau_{HX2}$ ) は次式で表される。

$$\tau_{HX1} = \frac{F_{HX}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

$$\tau_{HX2} = \frac{F_{HX} \cdot l_2}{I_p} \cdot r_{max}$$

ここで、

$F_{HX}$  : 図3に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

$N_{bs}$  : 図8に示す基礎ボルト本数 (本)

$A_b$  : 図8に示す基礎ボルト有効断面積 ( $\text{mm}^2$ )

$I_p$  : 図8に示す基礎ボルトの断面二次極モーメント ( $\text{mm}^4$ )

$l_2$  : 図8に示す軸方向水平地震力作用点から基礎ボルト有効断面の図心位置 (振りせん断中心) までのY 方向距離 (HDP  $\text{mm}$ )

$r_{max}$  : 上記図心位置から基礎ボルトまでの最大距離 (=  $\text{mm}$ )

### 3. 2. 1. 5. 1. 2. 自重(-Z) + 鉛直方向地震力(-Z) + 軸方向水平地震力(±X)

基礎ボルトに発生する合成引張応力 ( $\sigma_{IT}$ ) 及び合成せん断応力 ( $\tau_T$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{IT} = \sigma_{IV} + \sigma_{HX}$$

$$\tau_T = \tau_{HX1} + \tau_{HX2}$$

ここで、

$\sigma_{IV}$  : 自重及び鉛直方向地震力により発生する引張応力 ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )

$\sigma_{HX}$  : 軸方向水平地震力により発生する引張応力 ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )

$\tau_{HX1}$  : 軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力 ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )

$\tau_{HX2}$  : 軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力 ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )

### 3. 2. 1. 5. 1. 2. 1. 自重及び鉛直方向地震力による引張応力

図 9 において自重及び鉛直方向地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 ( $\sigma_{IV}$ ) は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{IV} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t - X_n)}{X_n} \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \{X_{n1}^2 / 2 - n \cdot P_t (1 - d_{t1} - X_{n1})\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \{X_{n1}^3 / 3 + n \cdot P_t (1 - d_{t1} - X_{n1})^2\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_{bt}$$

ここで、

$\sigma_{cc}$  : 図 9 に示すコンクリートの最大圧縮応力 ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )

$n$  : ヤング係数比 ( )

$D$  : 図 9 に示す断面高さ (HDP  $\text{mm}$ )  
 $b$  : 図 9 に示す断面幅 ( $\text{mm}$ )  
 $d_t$  : 図 9 に示す引張側ボルトに関する距離 ( $\text{mm}$ )  
 $d_{tl}$  : 引張側ボルトに関する係数 (-)  
 $X_n$  : 図 9 に示す中立軸距離を表し、次式を満足する値 ( $\text{mm}$ )  
 $X_n - D/2 + e = I_n / S_n$   
 ただし、 $e$  : 図 9 に示す鉛直力偏心距離 (HDP  $\text{mm}$ )  
 $X_{nl}$  : 中立軸比 (-)  
 $N$  : 図 9 に示す鉛直力であり、次式により算出した値 (N)  
 $N = [\text{自重の設計用値}] + [\text{鉛直方向地震力の設計用値}]$   
 $a_t$  : 有効ボルト総断面積 ( $\text{mm}^2$ )  
 $P_t$  : 引張鉄筋比 (-)  
 $A_b$  : 基礎ボルト有効断面積 ( $\text{mm}^2$ )  
 $A_m$  : 基礎ボルト呼び径断面積 ( $\text{mm}^2$ )  
 $N_{bt}$  : 有効引張側ボルト本数 (本)  
 $S_n$  : 有効等価断面一次モーメント ( $\text{mm}^3$ )  
 $I_n$  : 有効等価断面二次モーメント ( $\text{mm}^4$ )

### 3.2.1.5.1.2.2. 軸方向水平地震力により発生する引張応力

図 9 において軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 ( $\sigma_{tHX}$ ) は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tHX} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot n \cdot (d - X_n) \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot X_n$$

$$X_{nl} = -n \cdot P_t + \sqrt{n \cdot P_t \cdot (2 + n \cdot P_t)}$$

$$X_n = d \cdot X_{nl}$$

$$a_t = A_b \cdot N_b$$

$$P_t = a_t / (b \cdot d)$$

ここで、

$\sigma_{cc}$  : 図 9 に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$F_{HX}$  : 図 3 に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

$I$  : 断面の断面二次モーメント (HDP  $\text{mm}^4$ )

$n$  : ヤング係数比 ( )



- $l_1$  : 軸方向水平地震力作用点から鋼製支持架台下面までの Z 方向距離 (HDP [mm])  
 $b$  : 図 9 に示す断面幅 (HDP [mm])  
 $d$  : 図 9 に示す断面有効高さ ([mm])  
 $X_n$  : 図 9 に示す中立軸距離 (mm)  
 $X_{n1}$  : 中立軸比 (-)  
 $a_t$  : 有効ボルト総断面積 (mm<sup>2</sup>)  
 $P_t$  : 引張鉄筋比 (-)  
 $A_b$  : 基礎ボルト有効断面積 ([mm<sup>2</sup>)  
 $A_n$  : 基礎ボルト呼び径断面積 ([mm<sup>2</sup>)  
 $N_b$  : 有効引張側ボルト本数 ([本])

### 3.2.1.5.1.2.3. 軸方向水平地震力により発生するせん断応力

軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力 ( $\tau_{HX1}$ ), 及び軸方向水平地震力作用点が図 9 に示す基礎ボルト重心位置から偏心していることにより発生する最大せん断応力 ( $\tau_{HX2}$ ) は次式で表される。

$$\tau_{HX1} = \frac{F_{HX}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

$$\tau_{HX2} = \frac{F_{HX} \cdot l_2}{I_p} \cdot r_{max}$$

ここで,

- $F_{HX}$  : 図 3 に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)  
 $N_{bs}$  : 図 9 に示す基礎ボルト本数 ([本])  
 $A_b$  : 図 9 に示す基礎ボルト有効断面積 ([mm<sup>2</sup>)  
 $I_p$  : 図 9 に示す基礎ボルトの断面二次極モーメント ([mm<sup>4</sup>)  
 $l_2$  : 図 9 に示す軸方向水平地震力作用点から基礎ボルト有効断面の図心位置 (振りせん断中心) までの Y 方向距離 (HDP [mm])  
 $r_{max}$  : 上記図心位置から基礎ボルトまでの最大距離 ([mm])

### 3.2.2. 自重+鉛直方向地震力+軸直角方向水平地震力

#### 3.2.2.1. 鋼製支持架台 (評価断面①)

##### 3.2.2.1.1. 一次応力

図 10 において自重のみによる圧縮応力 ( $\sigma_{cw}$ ) と鉛直方向地震力による圧縮応力 ( $\sigma_{ce}$ ) の合成圧縮応力 ( $\sigma_{cr}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{cw} = \frac{F_w}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図 10 において軸直角方向水平地震力による曲げ応力 ( $\sigma_{bHY}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{bHY} = \frac{F_{HY} \cdot l}{B \cdot t^2 / 6}$$

図 10 において軸直角方向水平地震力による平均せん断応力 ( $\tau_{HY}$ ) は次式で表される。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{B \cdot t}$$

以上の合成圧縮応力 ( $\sigma_{cT}$ )、曲げ応力 ( $\sigma_{bHY}$ )、平均せん断応力 ( $\tau_{HY}$ ) による組合せ応力 ( $\sigma_{THY}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{THY} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bHY})^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2}$$

ここで、

$F_W$  : 図 3 に示す自重の設計用値 (N)

$F_V$  : 図 3 に示す鉛直方向地震力の設計用値 (N)

$F_{HY}$  : 図 3 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

$B$  : 図 10 に示す評価断面の幅 (mm)

$t$  : 図 10 に示すトラニオン受部の板厚 (mm)

$l$  : 図 10 に示す軸方向水平地震力に対するモーメントアーム (mm)

### 3.2.2.1.2. 一次+二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲 ( $\Delta \sigma_c$ )、曲げの応力範囲 ( $\Delta \sigma_b$ )、せん断の応力範囲 ( $\Delta \tau$ )、及び座屈応力 ( $\sigma_{bc}$ ) は次式により表される。

なお、この部位では支圧応力、せん断座屈、曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta \sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cV}$$

$$\Delta \sigma_b = \sigma_{bHY}$$

$$\Delta \tau = \tau_{HY}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

### 3.2.2.2. 鋼製支持架台 (評価断面②)

#### 3.2.2.2.1. 一次応力

図11において自重のみによる圧縮応力 ( $\sigma_{cW}$ ) と鉛直方向地震力による圧縮応力 ( $\sigma_{cV}$ ) の合成圧縮応力 ( $\sigma_{cT}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{cW} = \frac{F_W}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図11において自重による曲げ応力 ( $\sigma_{bW1}$ ,  $\sigma_{bW2}$ ) , 鉛直方向地震力による曲げ応力 ( $\sigma_{bV1}$ ,  $\sigma_{bV2}$ ) , 及び軸直角方向水平地震力による曲げ応力 ( $\sigma_{bHY1}$ ,  $\sigma_{bHY2}$ ) の合成曲げ応力 ( $\sigma_{bT1}$ ,  $\sigma_{bT2}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{bW1} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bW2} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_2 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bV1} = \frac{F_V \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bV2} = \frac{F_V \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_2 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bHY1} = \frac{F_{HY} \cdot l}{I_X} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bHY2} = \frac{F_{HY} \cdot l}{I_X} \cdot L_2 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bT1} = \sigma_{bW1} + \sigma_{bV1} + \sigma_{bHY1} \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bT2} = \sigma_{bW2} + \sigma_{bV2} + \sigma_{bHY2} \quad (\text{リブ側})$$

図11において軸直角方向水平地震力による平均せん断応力 ( $\tau_{HY}$ ) は次式で表される。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

以上の合成圧縮応力 ( $\sigma_{cT}$ ) , 合成曲げ応力 ( $\sigma_{bT1}$ ,  $\sigma_{bT2}$ ) , 平均せん断応力 ( $\tau_{HY}$ ) による組合せ応力 ( $\sigma_{THY1}$ ,  $\sigma_{THY2}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{THY1} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT1})^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2} \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{THY2} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT2})^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2} \quad (\text{リブ側})$$

ここで,

- $F_w$  : 図3 に示す自重の設計用値 (N)  
 $F_v$  : 図3 に示す鉛直方向地震力の設計用値 (N)  
 $F_{HX}$  : 図3 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)  
 $B_1$  : 図11に示すトラニオン受部の幅 (mm)  
 $B_2$  : 図11に示すリブの幅 (HDP mm)  
 $t_1$  : 図11に示すトラニオン受部の板厚 (mm)  
 $t_2$  : 図11に示すリブの板厚 (mm)  
 $L_1$  : 図11に示す中立軸(X 軸)からトラニオン受け端部までのY方向距離 (HDP mm)  
 $L_2$  : 図11に示す中立軸(X 軸)からリブ端部までのY方向距離 (HDP mm)  
 $l$  : 図11に示す軸直角方向水平地震力に対するモーメントアーム (HDP mm)  
 $I_x$  : 図11に示す断面の中立軸(X 軸)に関する断面二次モーメント (HDP mm<sup>4</sup>)

#### 3. 2. 2. 2. 一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲 ( $\Delta \sigma_c$ ) , 曲げの応力範囲 ( $\Delta \sigma_{b1}, \Delta \sigma_{b2}$ ) , せん断の応力範囲 ( $\Delta \tau$ ) , 及び座屈応力 ( $\sigma_{bc}$ ) は次式により表される。なお、この部位では支圧応力、せん断座屈、曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\begin{aligned}
 \Delta \sigma_c &= 2 \cdot \sigma_{cV} \\
 \Delta \sigma_{b1} &= 2 \cdot \sigma_{bV1} + \sigma_{bHY1} \quad (\text{トラニオン受側}) \\
 \Delta \sigma_{b2} &= 2 \cdot \sigma_{bV2} + \sigma_{bHY2} \quad (\text{リブ側}) \\
 \Delta \tau &= \tau_{HY} \\
 \sigma_{bc} &= \sigma_{cT}
 \end{aligned}$$

#### 3. 2. 2. 3. 鋼製支持架台(評価断面③)

##### 3. 2. 2. 3. 1. 一次応力

図12において自重、鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力 ( $\sigma_{bHYb}$ ) , コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力 ( $\sigma_{bHYc}$ ) は次式で表される。

$$\begin{aligned}
 \sigma_{bHYb} &= \frac{T_{HY} \cdot L_1}{B \cdot t^2 / 6} \\
 \sigma_{bHYc} &= \frac{\sigma_{cHY} \cdot L_2^2 / 2}{t^2 / 6}
 \end{aligned}$$

$$T_{HY} = \sigma_{tbHY} \cdot A_m$$

ここで、

$\sigma_{tbHY}$  : 図12に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$\sigma_{ccHY}$  : 図12に示すコンクリートに発生する本荷重条件下における圧縮応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$T_{HY}$  : 図12に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張力 (N)

$t$  : 図12に示す鋼製支持架台底板の板厚 (mm)

$B$  : 図12に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力の評価断面幅 (HDP mm)

$L_1$  : 図12に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げモーメントのモーメントアーム長さ (HDP mm)

$L_2$  : 図12に示すコンクリートから圧縮力を受ける長さ (HDP mm)

$A_m$  : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm<sup>2</sup>)

図12において自重、鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する平均せん断応力 ( $\tau_{HYb}$ )、コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する平均せん断応力 ( $\tau_{HYc}$ ) は次式で表される。

$$\tau_{HYb} = \frac{T_{HY}}{B \cdot t}$$

$$\tau_{HYc} = \frac{\sigma_{ccHY} \cdot L_2}{t}$$

ここで、各記号は上記と同様である。

以上の曲げ応力 ( $\sigma_{bHYb}$ ,  $\sigma_{bHYc}$ )、平均せん断応力 ( $\tau_{HYb}$ ,  $\tau_{HYc}$ ) による組合せ応力 ( $\sigma_{THYb}$ ,  $\sigma_{THYc}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{THYb} = \sqrt{\sigma_{bHYb}^2 + 3 \cdot \tau_{HYb}^2}$$

$$\sigma_{THYc} = \sqrt{\sigma_{bHYc}^2 + 3 \cdot \tau_{HYc}^2}$$

### 3.2.2.3.2. 一次+二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲 ( $\Delta \sigma_b$ )、せん断の応力範囲 ( $\Delta \tau$ ) は次式により表される。なお、この部位では圧縮応力、支圧応力、せん断座屈、曲げ座屈は生じない。

$$\Delta \sigma_b = \sigma_{bHYb} + \sigma_{bHYc}$$

$$\Delta \tau = \tau_{HYb} + \tau_{HYc}$$

#### 3.2.2.4. 埋め込み金物

##### 3.2.2.4.1. 一次応力

図13において軸直角方向水平地震力により発生する曲げ応力 ( $\sigma_{bHY}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{bHY} = \frac{F_{HY} \cdot H / 2}{(L - 4 \cdot t) \cdot t^2 / 6}$$

ここで、

$F_{HY}$  : 図3 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

$H$  : 図13に示すシアプレート部の高さ (mm)

$L$  : 図13に示すシアプレート部の幅 (mm)

$t$  : 図13に示すシアプレート部の板厚 (mm)

図 13 において軸直角方向水平地震力により発生する平均せん断応力 ( $\tau_{HY}$ ) は次式で表される。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{(L - 4 \cdot t) \cdot t}$$

ここで、

$F_{HY}$  : 図3 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

$L$  : 図13に示すシアプレート部の幅 (mm)

$t$  : 図13に示すシアプレート部の板厚 (mm)

以上の曲げ応力 ( $\sigma_{bHY}$ ) , 平均せん断応力 ( $\tau_{HY}$ ) による組合せ応力 ( $\sigma_{THY}$ ) は次式で表される。

$$\sigma_{THY} = \sqrt{\sigma_{bHY}^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2}$$

##### 3.2.2.4.2. 一次+二次応力

軸直角方向水平地震力は一方向のみ (図13に示す-Y 方向のみ) に作用し、応力の振幅は片側のみとなるため、地震力のみによる曲げの応力範囲 ( $\Delta \sigma_b$ ) , せん断の応力範囲 ( $\Delta \tau$ ) は次式により表される。なお、せん断座屈、曲げ座屈は生じない。

$$\Delta \sigma_b = \sigma_{bHY}$$

$$\Delta \tau = \tau_{HY}$$

#### 3.2.2.5. 基礎ボルト

##### 3.2.2.5.1. 一次応力

##### 3.2.2.5.1.1. 自重 (-Z) + 鉛直方向地震力 (+Z) + 軸方向水平地震力 (-Y)

### 3.2.2.5.1.1.1. 自重，鉛直方向地震力，軸直角水平方向地震力による引張応力

図14において自重，鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに引張応力が発生するかは下記条件により定まる。

(i)  $e_T < -(D/6 + d_t'/3)$  のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。

(ii)  $-(D/6 + d_t'/3) \leq e_T < -D/6$  のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり，基礎ボルトに引張応力が発生しない。

(iii)  $-D/6 \leq e_T < D/6$  のとき

鋼製支持架台底板の全面が圧縮となり，基礎ボルトに引張応力が発生しない。

(iv)  $D/6 \leq e_T < D/6 + d_t'/3$  のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり，基礎ボルトに引張応力が発生しない。

(v)  $D/6 + d_t'/3 \leq e_T$  のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。

ただし，

$$e_T = e_N + e_M$$

$$e_M = -F_{HY} \cdot l / N$$

ここで，

D : 図14に示す断面高さ (HDP            mm)

$d_t$  : 図14に示す引張側ボルトに関する距離 (キャストと反対側) (           mm)

$d_t'$  : 図14に示す引張側ボルトに関する距離 (キャスト側) (HDP            mm)

$e_T$  : 合成荷重偏心距離 (mm)

$e_N$  : 図14に示す鉛直力偏心距離 (HDP            mm)

$e_M$  : 曲げモーメント置換偏心距離 (mm)

l : 図14に示す軸直角方向水平地震力作用点から鋼製支持架台下面までのZ 方向距離 (HDP            mm)

$F_{HY}$  : 図14に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

N : 図14に示す鉛直力であり，次式により算出した値 (N)

$$N = [\text{自重の設計用値}] - [\text{鉛直方向地震力の設計用値}]$$

各条件で発生する基礎ボルトの引張応力は以下に示すとおり計算する。

(i)  $e_T < -(D/6 + d_t'/3)$  のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。図14において自重，鉛直方向地震力，軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 ( $\sigma_{HY}$ ) は，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tHY} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t' - X_n) \cdot A_b}{X_n \cdot A_n}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \{X_{n1}^2 / 2 - n \cdot P_t (1 - d_{t1} - X_{n1})\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \{X_{n1}^3 / 3 + n \cdot P_t (1 - d_{t1} - X_{n1})^2\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t' / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_{bt}'$$

ここで、

- $\sigma_{cc}$  : 図14に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm<sup>2</sup>)
- $n$  : ヤング係数比 (■)
- $D$  : 上記と同じ
- $b$  : 図14に示す断面幅 (■mm)
- $d_t'$  : 上記と同じ
- $d_{t1}$  : 引張側ボルトに関する係数 (-)
- $X_n$  : 図14に示す中立軸距離を表し、次式を満足する値 (mm)
 
$$X_n - D/2 + |e_T| = I_n / S_n$$
 ただし、 $e_T$  : 上記と同じ
- $X_{n1}$  : 中立軸比 (-)
- $N$  : 上記と同じ
- $a_t$  : 有効ボルト総断面積 (mm<sup>2</sup>)
- $P_t$  : 引張鉄筋比 (-)
- $A_b$  : 基礎ボルト有効断面積 (■mm<sup>2</sup>)
- $A_n$  : 基礎ボルト呼び径断面積 (■mm<sup>2</sup>)
- $N_{bt}'$  : 有効引張側ボルト本数 (■本)
- $S_n$  : 有効等価断面一次モーメント (mm<sup>3</sup>)
- $I_n$  : 有効等価断面二次モーメント (mm<sup>4</sup>)

(ii)  $-(D/6 + d_t'/3) \leq e_T < -D/6$  のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり、基礎ボルトに引張応力が発生しないが、ここでは、コンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力を算出する。図14において自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力によりコンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力



( $\sigma_{cc}$ ) は、次式で表される。

$$\sigma_{cc} = \frac{2 \cdot N}{3 \cdot b \cdot (D/2 - |e_T|)}$$

ここで、

$N, e_t, D, b$ : 上記と同じ

(iii)  $-D/6 \leq e_T < D/6$  のとき

鋼製支持架台底板の全面が圧縮となり、基礎ボルトに引張応力が発生しないが、ここでは、コンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力を算出する。図14において自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力によりコンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力( $\sigma_{cc}$ )は、次式で表される。

$$\sigma_{cc} = \frac{N \cdot |e_T|}{b \cdot D^2 / 6} + \frac{N}{b \cdot D}$$

ここで、

$N, e_t, D, b$ : 上記と同じ

(iv)  $D/6 \leq e_T < D/6 + d_t/3$  のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり、基礎ボルトに引張応力が発生しないが、ここでは、コンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力を算出する。図14において自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力によりコンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力( $\sigma_{cc}$ )は、次式で表される。

$$\sigma_{cc} = \frac{2 \cdot N}{3 \cdot b \cdot (D/2 - |e_T|)}$$

ここで、

$N, e_t, D, b$ : 上記と同じ

(v)  $D/6 + d_t/3 \leq e_T$  のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。図14において自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力( $\sigma_{thY}$ )は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010年版)より次式で表される。

$$\sigma_{thY} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t - X_n)}{X_n} \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \{X_{n1}^2 / 2 - n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \{X_{n1}^3 / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})^2\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_{bt}$$

ここで,

$\sigma_{cc}$  : 図14に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$n$  : ヤング係数比 (■)

$D$  : 上記と同じ

$b$  : 上記と同じ

$d_t$  : 上記と同じ

$d_{t1}$  : 引張側ボルトに関する係数 (-)

$X_n$  : 図14に示す中立軸距離を表し、次式を満足する値 (mm)

$$X_n - D / 2 + |e_T| = I_n / S_n$$

ただし、 $e_T$  : 上記と同じ

$X_{n1}$  : 中立軸比 (-)

$N$  : 上記と同じ

$a_t$  : 有効ボルト総断面積 (mm<sup>2</sup>)

$P_t$  : 引張鉄筋比 (-)

$A_b$  : 基礎ボルト有効断面積 (■ mm<sup>2</sup>)

$A_m$  : 基礎ボルト呼び径断面積 (■ mm<sup>2</sup>)

$N_{bt}$  : 有効引張側ボルト本数 (■ 本)

$S_n$  : 有効等価断面一次モーメント (mm<sup>3</sup>)

$I_n$  : 有効等価断面二次モーメント (mm<sup>4</sup>)

### 3.2.2.5.1.1.2. 軸直角方向水平地震力によるせん断応力

軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力 ( $\tau_{HY}$ ) は次式で算出する。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

ここで、

$F_{HY}$  : 図3に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

$N_{bs}$  : 図14に示す基礎ボルト本数 (本)

$A_b$  : 図14に示す基礎ボルト有効断面積 (mm<sup>2</sup>)

3.2.2.5.1.2. 自重(-Z) + 鉛直方向地震力(-Z) + 軸直角方向水平地震力(-Y)

3.2.2.5.1.2.1. 自重, 鉛直方向地震力, 軸直角方向水平地震力による引張応力

図15において自重, 鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに引張応力が発生するかは3.2.2.5.1.1.と同様に求められる。ただし, 鉛直力 (N) については以下のとおりとする。

N : 図15に示す鉛直力であり, 次式により算出した値 (N)

$$N = [\text{自重の設計用値}] + [\text{鉛直方向地震力の設計用値}]$$

3.2.2.5.1.2.2. 軸直角方向水平地震力によるせん断応力

軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力 ( $\tau_{HY}$ ), は次式で算出する。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

ここで、

$F_{HY}$  : 図3に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

$N_{bs}$  : 図15に示す基礎ボルト本数 (本)

$A_b$  : 図15に示す基礎ボルト有効断面積 (mm<sup>2</sup>)

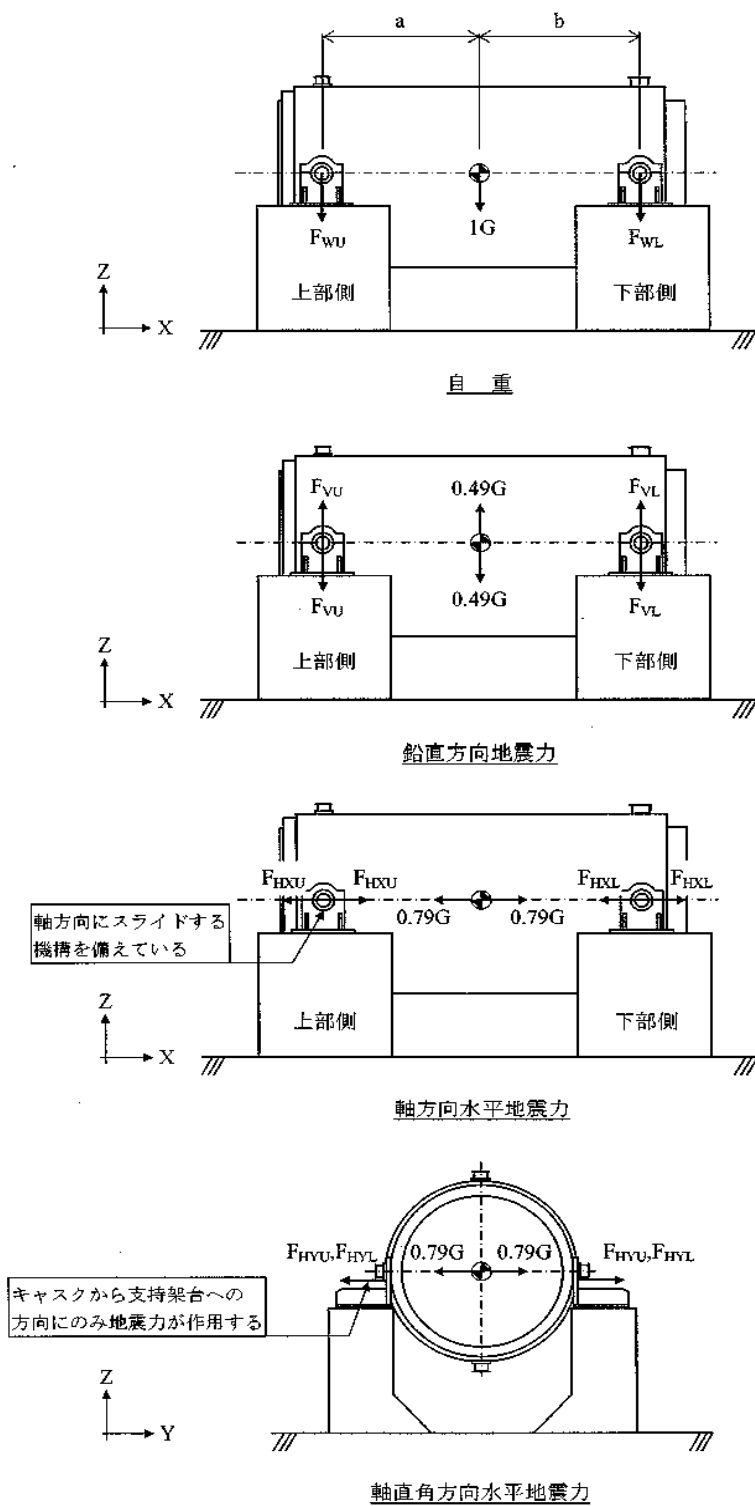


図3 鋼製支持架台に作用する荷重

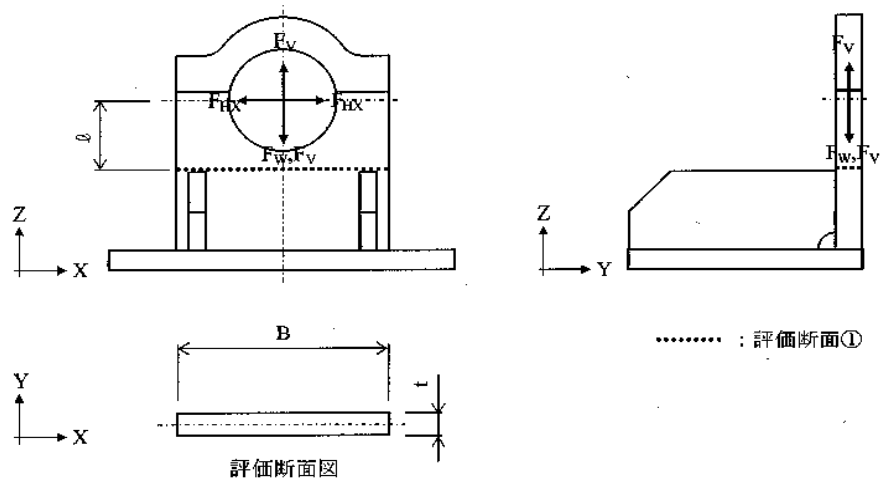


図 4 計算モデル図 (鋼製支持架台, 評価断面①)

[設計事象 I +  $S_s$ , 自重+鉛直方向地震力+軸方向水平地震力]

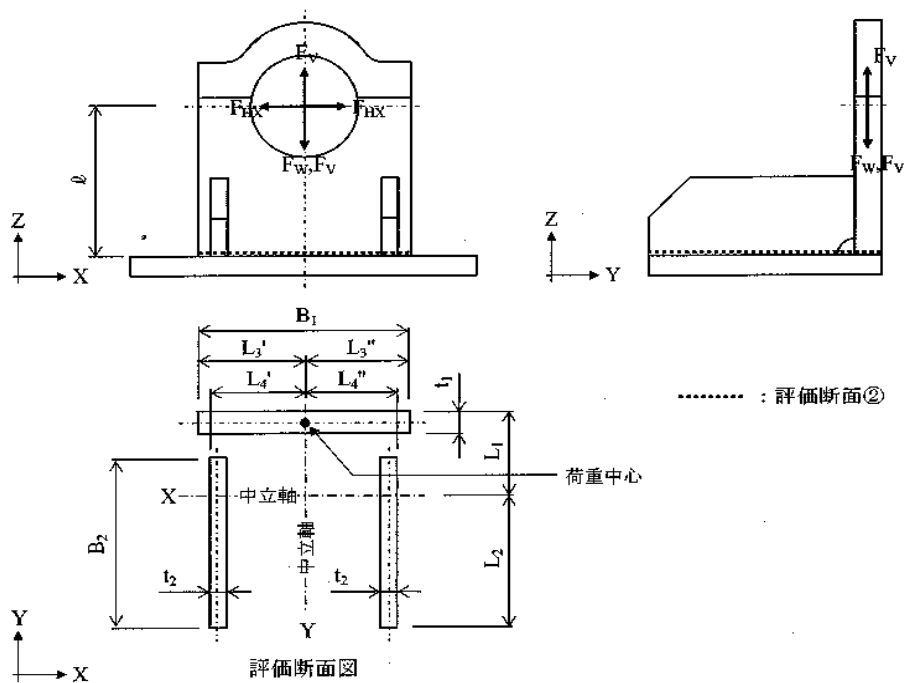


図 5 計算モデル図 (鋼製支持架台, 評価断面②)

[設計事象 I +  $S_s$ , 自重+鉛直方向地震力+軸方向水平地震力]

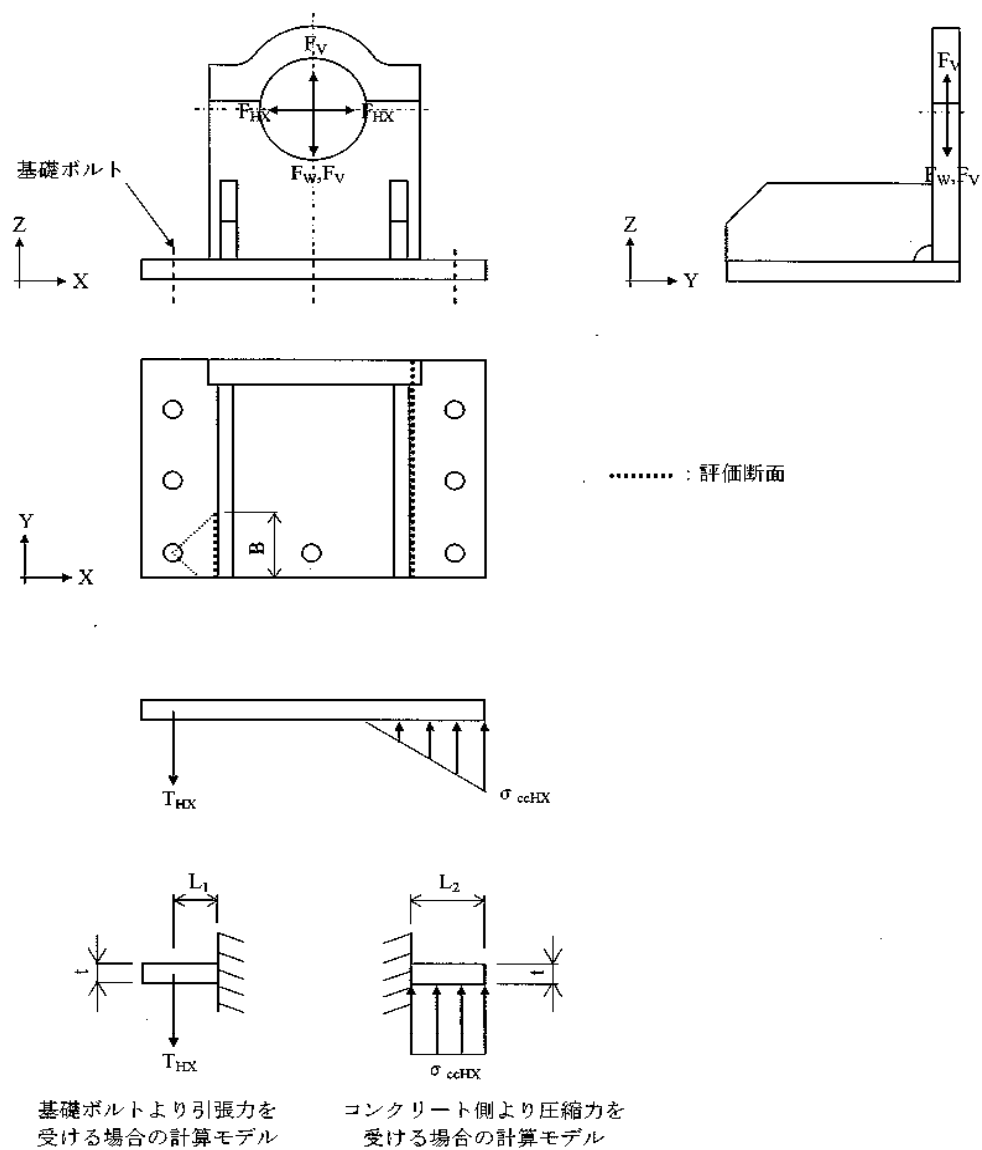
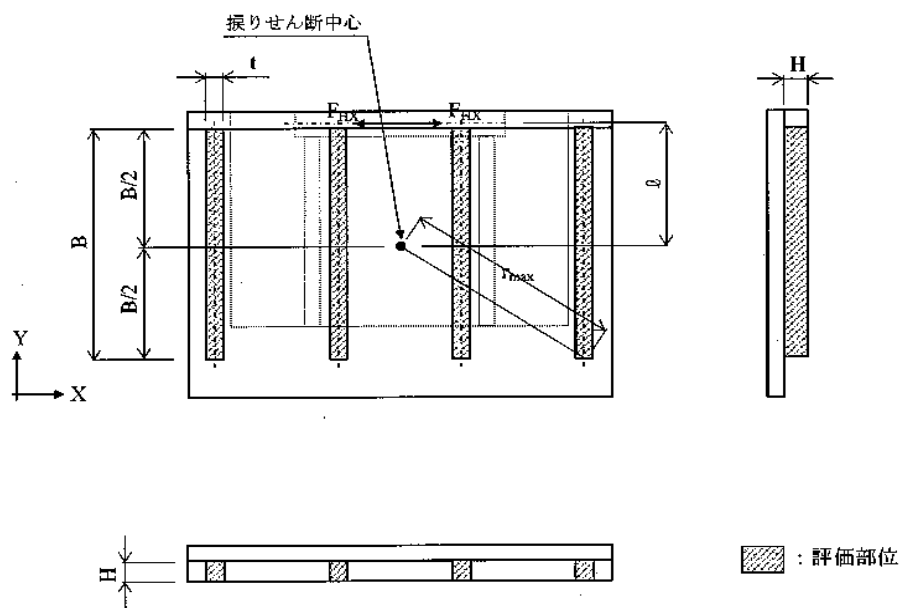


図6 計算モデル図（鋼製支持架台,評価断面③）  
[設計事象 I + S<sub>s</sub>, 自重 + 鉛直方向地震力 + 軸方向水平地震力]



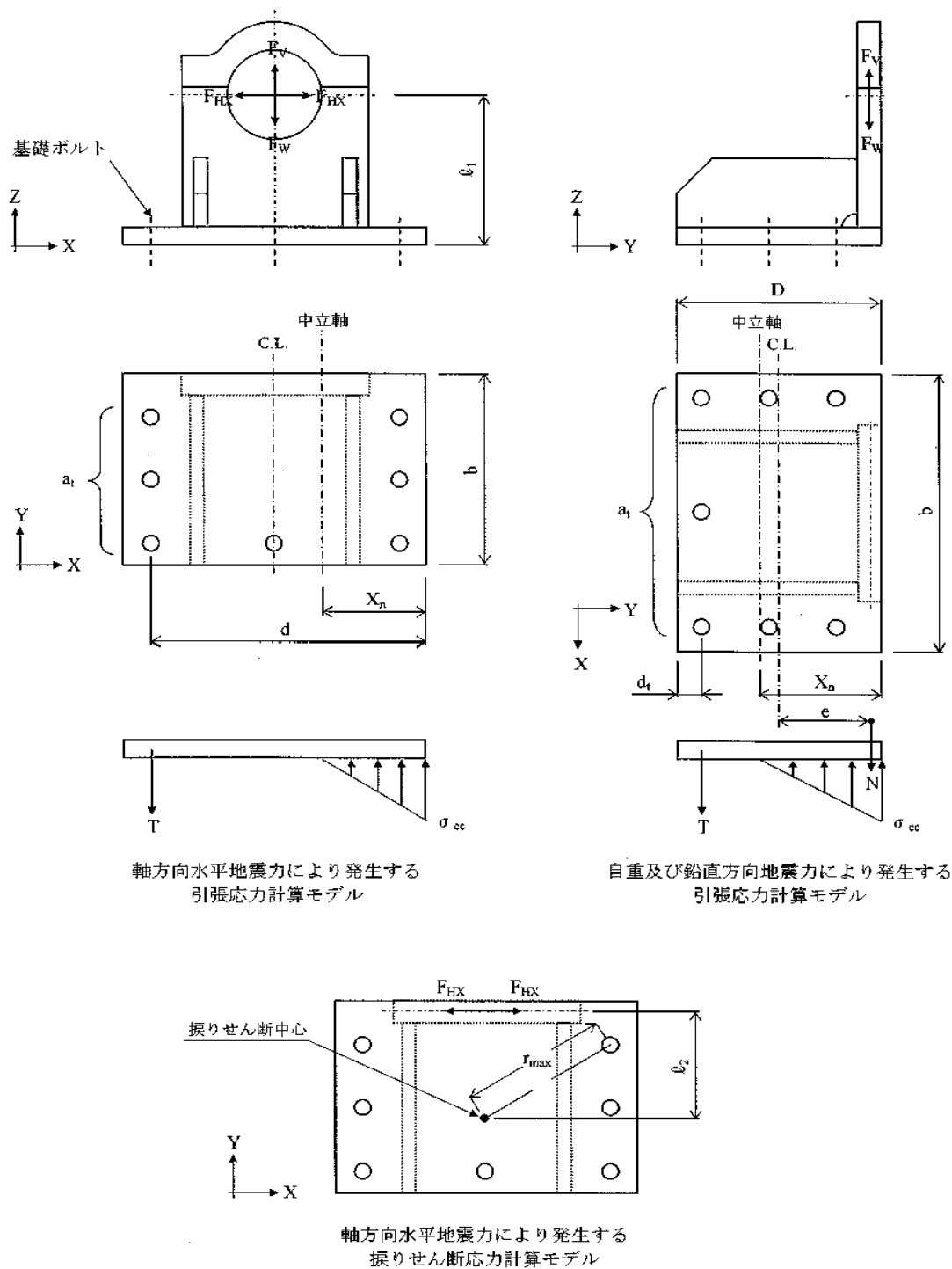


図 8 計算モデル図 (基礎ボルト)

[設計事象 I + S<sub>s</sub>, 自重(-Z)+鉛直方向地震力(+Z)+軸方向水平地震力(±X)]



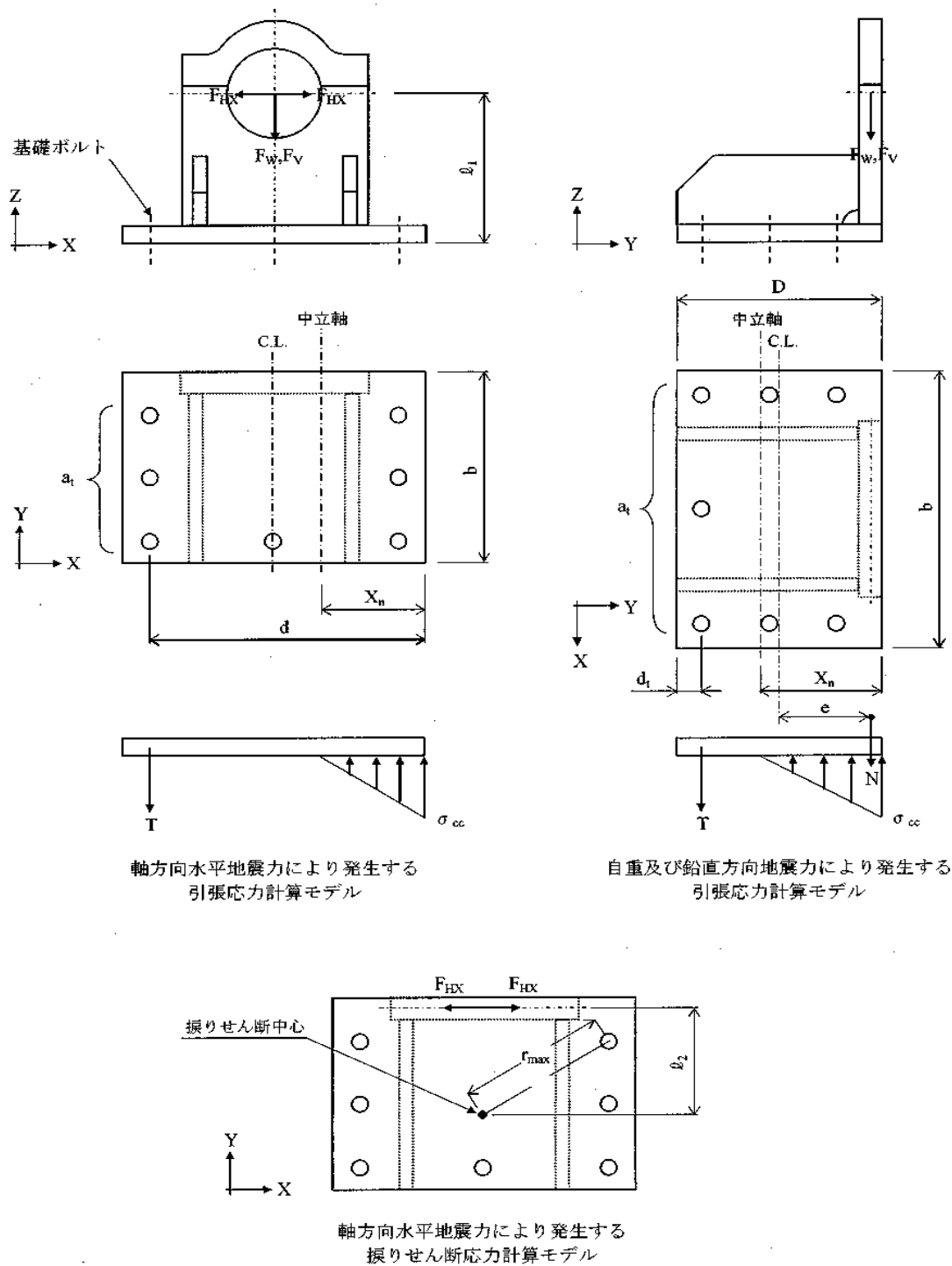


図9 計算モデル図（基礎ボルト）

[設計事象 I + S<sub>s</sub>, 自重(-Z) + 鉛直方向地震力(-Z) + 軸方向水平地震力(±X)]

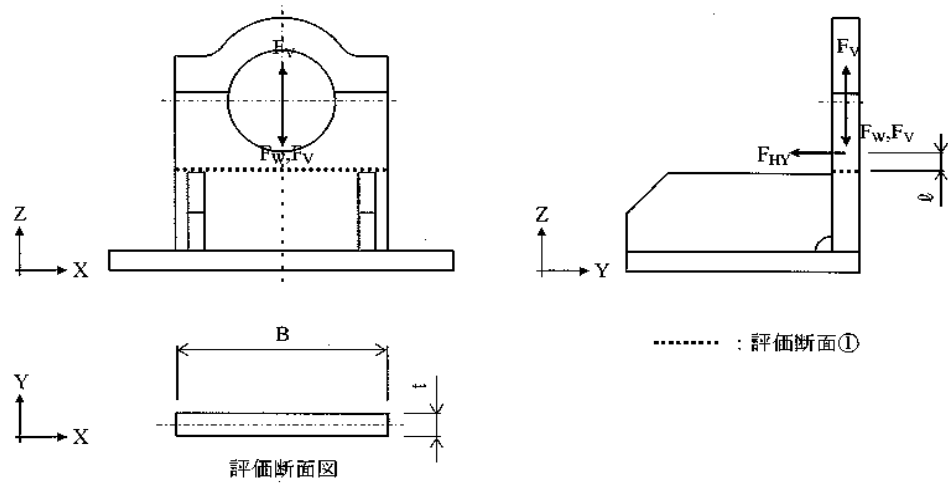


図 10 計算モデル図（鋼製支持架台, 評価断面①）

[設計事象 I + S<sub>1</sub>, 自重 + 鉛直方向地震力 + 軸直角方向水平地震力]

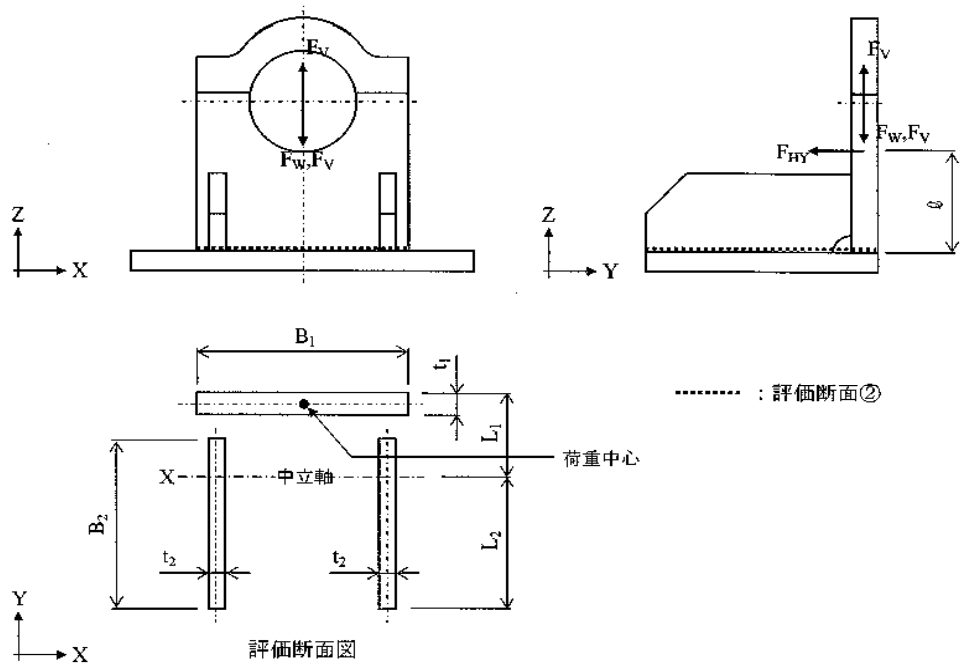


図 11 計算モデル図（鋼製支持架台, 評価断面②）

[設計事象 I + S<sub>2</sub>, 自重 + 鉛直方向地震力 + 軸直角方向水平地震力]

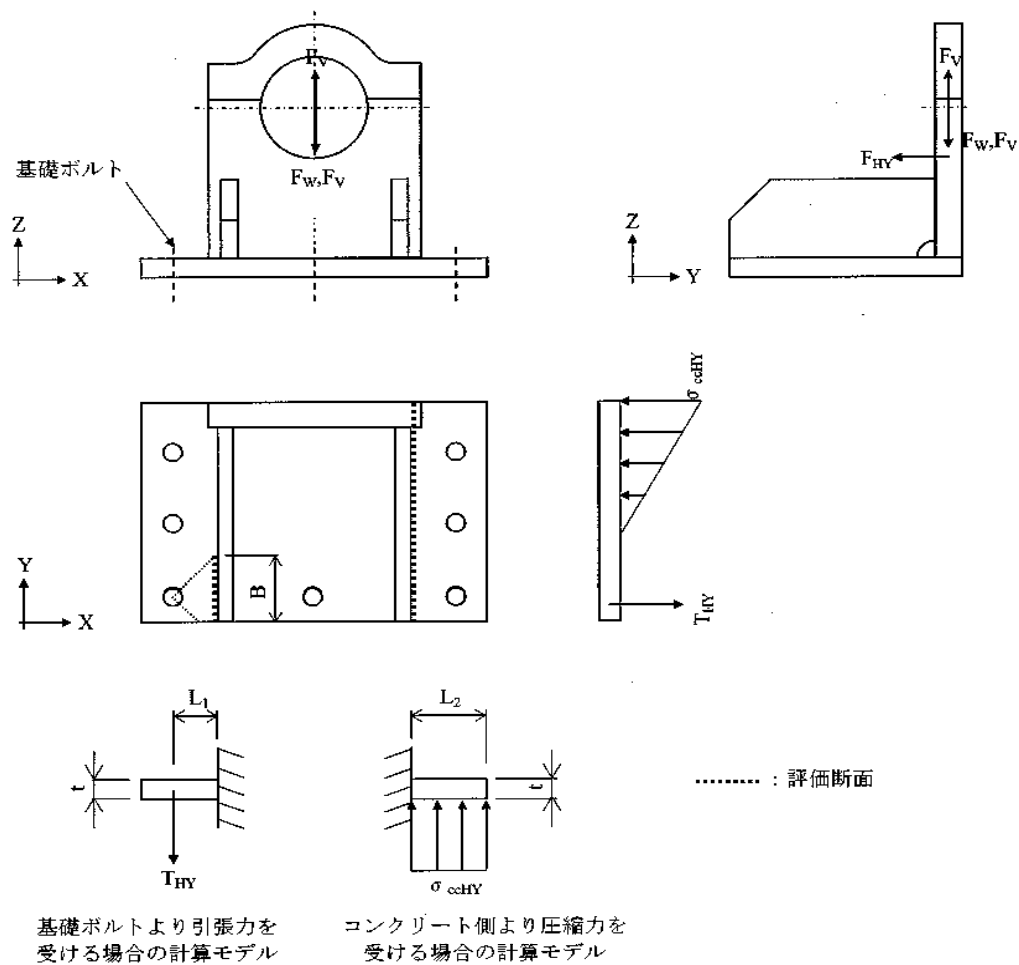


図 12 計算モデル図 (鋼製支持架台, 評価断面③)  
 [設計事象 I + S, 自重 + 鉛直方向地震力 + 軸直角方向水平地震力]

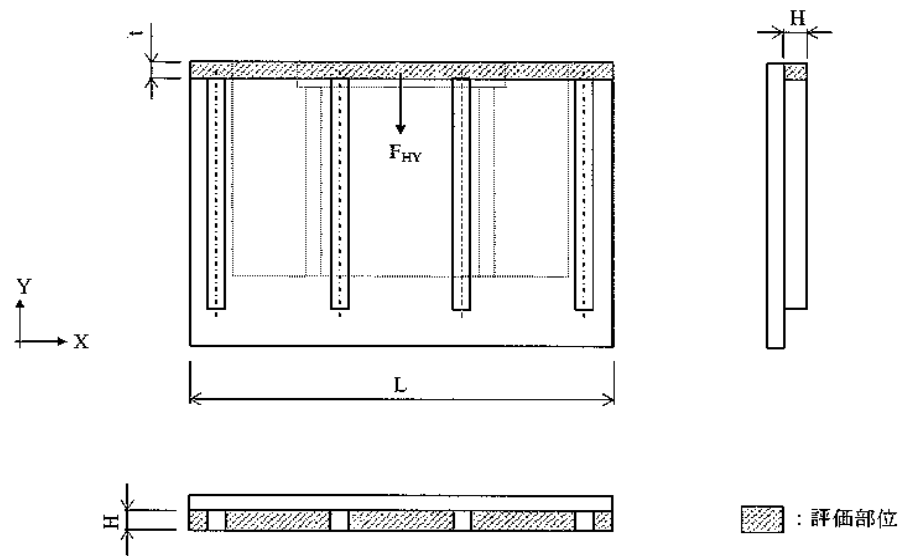


図 13 計算モデル図 (埋め込み金物)

[設計事象 I +  $S_s$ , 自重 + 鉛直方向地震力 + 軸直角方向水平地震力]

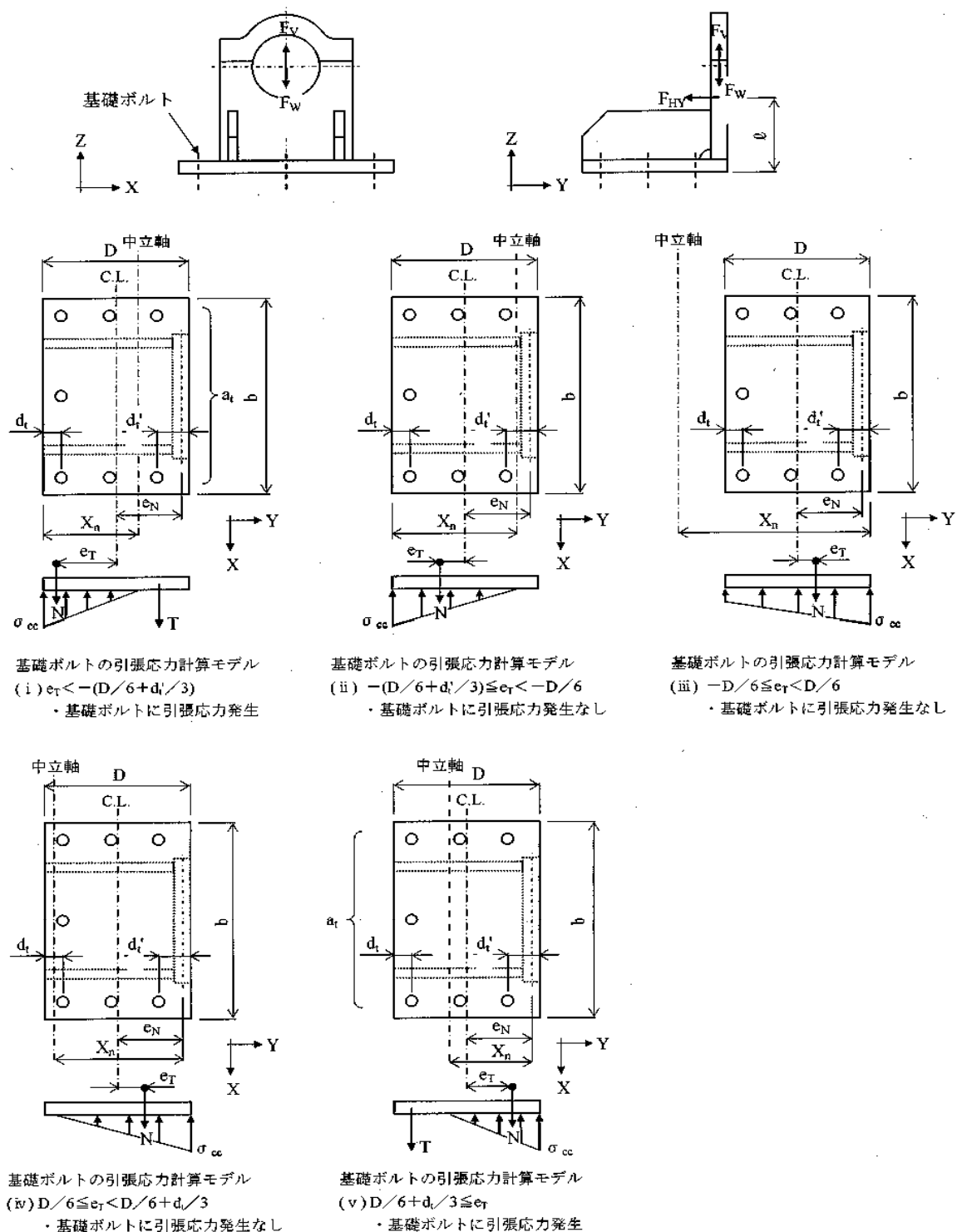


図 14 計算モデル図 (基礎ボルト)

[設計事象 I + S s, 自重(-Z) + 鉛直方向地震力(+Z) + 軸直角方向水平地震力(-Y)]

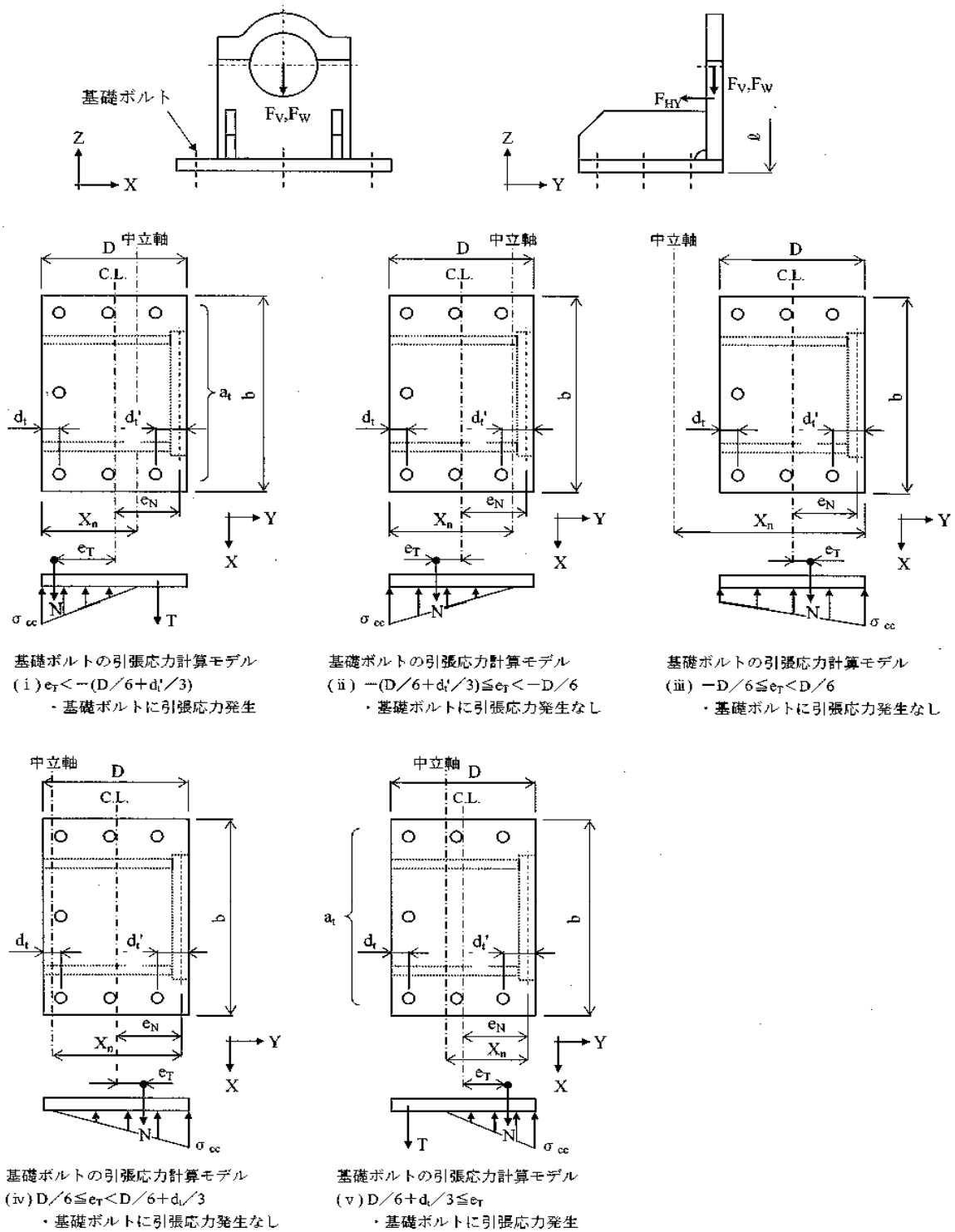


図 15 計算モデル図 (基礎ボルト)

[設計事象 I + S s, 自重(-Z) + 鉛直方向地震力(-Z) + 軸直角方向水平地震力(-Y)]

### 3.3. 評価結果

鋼製支持架台の応力評価（設計事象 I + Ss, 輸送貯蔵兼用キヤスク B）

（単位：N/mm<sup>2</sup>）

部 位		応力の種類		計 算 値 <sup>(注)</sup>		許容応力	評価
				ケース 1	ケース 2		
鋼製 支持架台	評価 断面①	一次応力	圧縮	15	15	322	OK
			曲げ	37	151	326	OK
			せん断	15	16	188	OK
			組合せ	58	168	326	OK
		一次 + 二次応力	引張・圧縮	10	10	564	OK
			曲げ	74	151	564	OK
			せん断	30	16	324	OK
			座屈	15	15	279	OK
	評価 断面②	一次応力	圧縮	7	7	325	OK
			曲げ	27	28	326	OK
			せん断	7	7	188	OK
			組合せ	35	36	326	OK
		一次 + 二次応力	引張・圧縮	5	5	564	OK
			曲げ	37	24	564	OK
			せん断	13	7	324	OK
			座屈	7	7	280	OK
	評価 断面③	一次応力	曲げ	201	111	326	OK
			せん断	23	13	188	OK
			組合せ	205	114	326	OK
		一次+ 二次応力	曲げ	347	201	564	OK
			せん断	38	22	324	OK

（注） ケース 1：自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力

ケース 2：自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

埋め込み金物、基礎ボルトの応力評価（設計事象Ⅰ+Ss、輸送貯蔵兼用キャスクB）

（単位：N/mm<sup>2</sup>）

部 位	応力の種類		計 算 値 (注1)		許容応力 (注2)	評価
			ケース 1	ケース 2		
埋め込み金物	一次応力	曲げ	66	85	270	OK
		せん断	14	19	155	OK
		組合せ	70	91	270	OK
	一次＋二次応力	曲げ	131	85	450	OK
		せん断	28	19	258	OK
基礎ボルト (注3)	一次応力	引張	109	79	ケース1：165 ケース2：332	OK
			129	—		
		せん断	193	89	261	OK
			193	89		

（注1） ケース1：自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力

ケース2：自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

（注2） 基礎ボルトの許容引張応力は、発生せん断応力を考慮し低減させた値

（注3） 上段の値は鉛直方向地震力が上向き（+Z方向）のときの値を示し、下段の値は鉛直方向地震力が下向き（-Z方向）のときの値を示す

#### 4. クレーン

##### 4.1. 設計震度

設計震度を以下のように定める。

$$C_H=0.15$$

$$C_{H1}=2.43$$

$$C_{H2}=0.15$$

$$C_{V1}=1.6$$

$$C_{V2}=1.38$$

$C_H$ ：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度（EW方向）

$C_{H1}$ ：水平方向設計震度（NS方向）

$C_{H2}$ ：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度（NS方向）

$C_{V1}$ ：ガータ中央にトロリがある場合の固有周期より求まる鉛直方向設計震度

$C_{V2}$ ：ガータ端部にトロリがある場合の固有周期より求まる鉛直方向設計震度

##### 4.2. 応力評価

###### 4.2.1. クレーン本体ガータ



#### 4.2.1.1. 曲げ応力

ガータに対する最大曲げ応力は図 16 の場合である。

$$M_1 = \frac{m_g \cdot g \cdot l}{8}$$

$$M_2 = \frac{m_t \cdot g \cdot l_1}{4}$$

$$M_3 = \frac{m_m \cdot g \cdot l_1}{4}$$

$$M_v = M_1 + M_2 + M_3$$

$$\sigma_v = \frac{M_v}{Z_{xt}} \cdot (1 + C_{v1})$$

$$M_4 = M_1 \cdot C_H$$

$$M_5 = M_2 \cdot C_H$$

$$M_H = M_4 + M_5$$

$$\sigma_H = \frac{M_H}{Z_{y1}}$$

$$\sigma_t = \sigma_v + \sigma_H$$

g : 重力加速度 (=9.80665m/s<sup>2</sup>)

l : 走行レール間距離 (=19000mm)

l<sub>1</sub> : トロリがクレーン中央部にある場合の走行レールとトロリ車輪との距離 (mm)

m<sub>g</sub> : ガーダ 1 本当たりの質量 (kg)

m<sub>m</sub> : 主巻定格荷重 (=150000kg)

m<sub>t</sub> : トロリ質量 (kg)

M<sub>1</sub> : ガーダ質量によるガーダ中央部の垂直曲げモーメント (N・mm)

M<sub>2</sub> : トロリ質量によるガーダ中央部の垂直曲げモーメント (N・mm)

M<sub>3</sub> : 主巻定格荷重 (質量) によるガーダ中央部の垂直曲げモーメント (N・mm)

M<sub>4</sub> : 水平地震力によるガーダ質量に対するガーダ中央部の水平曲げモーメント (N・mm)

M<sub>5</sub> : 水平地震力によるトロリ質量に対するガーダ中央部の水平曲げモーメント (N・mm)

M<sub>H</sub> : ガーダ中央部の合計水平曲げモーメント (N・mm)

M<sub>v</sub> : ガーダ中央部の合計垂直曲げモーメント (N・mm)

Z<sub>xt</sub> : ガーダ中央部の X 軸に関する断面係数 (下フランジ側) (mm<sup>3</sup>)

Z<sub>y1</sub> : ガーダ中央部の Y 軸に関する断面係数 (横行レール側) (mm<sup>3</sup>)

σ<sub>H</sub> : M<sub>H</sub> によるガーダ中央部の曲げ (引張) 応力 (N/mm<sup>2</sup>)

σ<sub>t</sub> : ガーダ中央部の曲げ (引張) 応力 (N/mm<sup>2</sup>)

$\sigma_{vt}$  :  $M_v$  によるガーダ中央部の曲げ（引張）応力 ( $\text{N/mm}^2$ )

#### 4.2.1.2. せん断応力

ガーダに対する最大せん断応力は図 17 の場合である。

$$Q_1 = \frac{m_g \cdot g}{2} \cdot (1 + C_{v2})$$

$$Q_2 = \frac{m_t \cdot g}{2} \cdot \frac{(\frac{l_2}{2} + l_4)}{l} \cdot (1 + C_{v2})$$

$$Q_3 = \frac{m_m \cdot g}{2} \cdot \frac{(\frac{l_2}{2} + l_4)}{l} \cdot (1 + C_{v2})$$

$$Q = Q_1 + Q_2 + Q_3$$

$$\tau = \frac{Q}{A_v}$$

$A_v$  : ガーダ端部のウェブの断面積 (  $\text{mm}^2$  )

$g$  : 重力加速度 ( $=9.80665\text{m/s}^2$ )

$l$  : 走行レール間距離 ( $=19000\text{mm}$ )

$l_2$  : トロリ車輪間距離 (  $\text{mm}$  )

$l_4$  : トロリが走行給電側クレーン端部にある場合の走行レールとトロリ車輪との距離 (  $\text{mm}$  )

$m_g$  : ガーダ 1 本当たりの質量 (  $\text{kg}$  )

$m_m$  : 主巻定格荷重 ( $=150000\text{kg}$ )

$m_t$  : トロリ質量 (  $\text{kg}$  )

$Q_1$  : ガーダ質量によるガーダ端部のせん断力 (N)

$Q_2$  : トロリ質量によるガーダ端部のせん断力 (N)

$Q_3$  : 主巻定格荷重(質量)によるガーダ端部のせん断力 (N)

$Q$  : ガーダ端部の合計せん断力 (N)

$\tau$  : ガーダ端部のせん断応力 ( $\text{N/mm}^2$ )

#### 4.2.1.3. 組合せ応力

$$Q_4 = (\frac{m_t \cdot g}{4} + \frac{m_m \cdot g}{4}) \cdot (1 + C_{v1})$$

$$\tau_3 = \frac{Q_4}{A_{v1}}$$

$$\sigma_T = \sqrt{\sigma_t^2 + 3\tau_3^2}$$

$A_{V1}$  : ガータ中央部の断面積 (  $\text{mm}^2$  )

$m_m$  : 主巻定格荷重 (=150000kg)

$m_t$  : トロリ質量 (  $\text{kg}$  )

$Q_4$  : 主巻定格荷重(質量)及びトロリ質量によるガータ中央部(横行車輪位置)のせん断力(N)

$\tau_3$  : ガータ中央部(横行車輪位置)のせん断応力(N/ $\text{mm}^2$ )

$\sigma_T$  : ガータ中央部の組合せ応力(N/ $\text{mm}^2$ )

$\sigma_t$  : ガータ中央部の曲げ(引張)応力(N/ $\text{mm}^2$ )

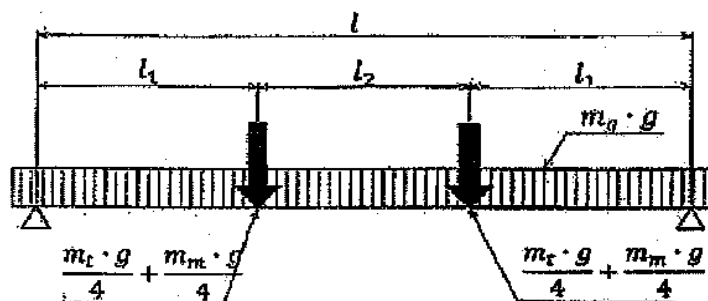


図 16

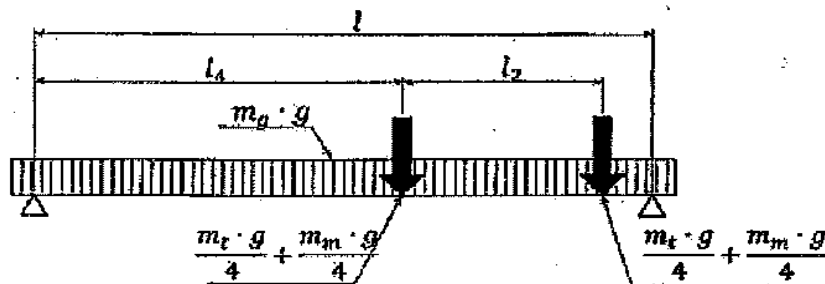


図 17

#### 4. 2. 2. クレーン脚部

##### 4. 2. 2. 1. 曲げ応力

$$k_1 = \frac{I_{x14} \cdot l_{24}}{I_{x11} \cdot l_{22}}$$

$$m_1 = 3 + 2 \times k_1$$

$$M_{B11} = \left| -\frac{P_{k11} \cdot l_{22}}{4 \cdot m_1} \right|$$

$$P_{k11} = \frac{m_g \cdot g + m_{g2} \cdot g}{2} + m_{g3} \cdot g$$

$$V_{o11} = \frac{P_{k11}}{2}$$

$$M_{B11a} = M_{B11} \cdot \frac{l_{26}}{l_{23}}$$

$$M_{B12} = |V_{o12} \cdot l_{25} - H_{o12} \cdot l_{23}|$$

$$P_{k12} = \frac{m_f \cdot g}{2} \cdot \frac{l_4 + \frac{l_2}{2}}{l}$$

$$H_{o12} = \frac{P_{k12} \cdot l_{25}}{l_{23}} + P_{k12} \cdot l_9 \cdot (l_8 + l_9) \cdot \frac{3}{l_{22} \cdot l_{23} \cdot m_1}$$

$$V_{o12} = P_{k12}$$

$$M_{B12a} = M_{B12} \cdot \frac{l_{26}}{l_{23}}$$

$$M_{B13} = |V_{o13} \cdot l_{25} - H_{o13} \cdot l_{23}|$$

$$P_{k13} = \frac{m_m \cdot g}{2} \cdot \frac{l_4 + \frac{l_2}{2}}{l}$$

$$H_{o13} = \frac{P_{k13} \cdot l_{25}}{l_{23}} + P_{k13} \cdot l_9 \cdot (l_8 + l_9) \cdot \frac{3}{l_{22} \cdot l_{23} \cdot m_1}$$

$$V_{o13} = P_{k13}$$

$$M_{B13a} = M_{B13} \cdot \frac{l_{26}}{l_{23}}$$

$$M_{V1} = (M_{B11} + M_{B12} + M_{B13}) \times (1 + C_{V1})$$

$$M_{V1a} = (M_{B11a} + M_{B12a} + M_{B13a}) \times (1 + C_{V1})$$

$$M_{B14} = \left| \frac{V_{o14} \cdot l_{22}}{2} \right|$$

$$P_{k14} = (P_{k11} + 2 \times P_{k12} + m_{h1} \cdot g) \times C_H$$

$$V_{a14} = \frac{P_{k14} \cdot l_{23}}{l_{21}}$$

$$M_{B14a} = M_{B14} \cdot \frac{l_{26}}{l_{23}}$$

$$\sigma_{V1} = \frac{M_{V1} + M_{B14}}{Z_{x11}}$$

$$\sigma_{V1a} = \frac{M_{V1a} + M_{B14a}}{Z_{x13}}$$

$$M_{B15} = \frac{P_{k15} \cdot l_{23}}{2}$$

$$P_{k15} = \frac{m_g \cdot g + m_{g2} \cdot g + m_{g3} \cdot g + m_{g4} \cdot g + m_{l1} \cdot g + m_{l2} \cdot g}{2} \times C_{H1} + P_{k12} \times C_{H2}$$

$$V_{a15} = \frac{P_{k15} \cdot l_{23}}{l}$$

$$M_{B15a} = M_{B15} \cdot \frac{l_{26}}{l_{23}}$$

$$\sigma_{H1} = \frac{M_{B15}}{Z_{y11}}$$

$$\sigma_{H1a} = \frac{M_{B15a}}{Z_{y13}}$$

$$\sigma_{i11} = \sigma_{V1} + \sigma_{H1}$$

$$\sigma_{i11a} = \sigma_{V1a} + \sigma_{H1a}$$

ここで

$g$  : 重力加速度 (=9.80665m/s<sup>2</sup>)

$H_{a12}$  : トロリ質量による剛脚下部の水平方向反力 (N)

$H_{a13}$  : 主巻定格荷重(質量)による剛脚下部の水平方向反力 (N)

$I_{x11}$  : 剛脚上部の X 軸に関する断面二次モーメント (mm<sup>4</sup>)

$I_{x14}$  : 剛脚側ガータつなぎの X 軸に関する断面二次モーメント (mm<sup>4</sup>)

$k_1$  : 剛脚の剛比 (-)

$l$  : 走行レール間距離 (=19000mm)

$l_2$  : トロリ車輪間距離 (mm)

$l_4$  : トロリが走行給電側クレーン端部にある場合の走行レールとトロリ車輪との距離 (mm)

$l_g$  : トロリスパン (mm)

$l_9$  : 剛脚上側軸芯～横行レール中心までの距離 (mm)  
 $l_{21}$  : 剛脚軸芯間距離 (下側) (mm)  
 $l_{22}$  : 剛脚軸芯間距離 (上側) (mm)  
 $l_{23}$  : 剛脚高さ (mm)  
 $l_{24}$  : 剛脚長さ (mm)  
 $l_{25}$  : 剛脚上下軸芯の差 (mm)  
 $l_{26}$  : 剛脚最小断面までの高さ (mm)  
 $m_1$  : 剛脚の不静定時数 (-)  
 $m_g$  : ガーダ 1 本当たりの質量 (kg)  
 $m_{g2}$  : 反横行給電側ガーダの質量 (kg)  
 $m_{g3}$  : 走行給電側剛ガーダつなぎ質量 (kg)  
 $m_{g4}$  : 反走行給電側ガーダつなぎ質量 (kg)  
 $m_{11}$  : 走行給電側剛脚の質量 (kg)  
 $m_{12}$  : 反走行給電側剛脚の質量 (kg)  
 $m_w$  : 主巻定格荷重 (質量) (=150000kg)  
 $m_t$  : トロリ質量 (ワイヤ, フック含む) (kg)  
 $M_{B11}$  : ガーダ質量による剛脚の最大曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{B11a}$  : ガーダ質量による剛脚最小断面位置 (下部) での曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{B12}$  : トロリ質量による剛脚の最大曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{B12a}$  : トロリ質量による剛脚最小断面位置 (下部) での曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{B13}$  : 主巻定格荷重 (質量) による剛脚の最大曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{B13a}$  : 主巻定格荷重 (質量) による剛脚最小断面位置 (下部) での曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{B14}$  : 走行方向水平地震力による剛脚の曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{B14a}$  : 走行方向水平地震力による剛脚最小断面位置 (下部) での曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{B15}$  : 横行方向水平地震力による剛脚の曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{B15a}$  : 横行方向水平地震力による剛脚最小断面位置 (下部) での曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{V1}$  : 剛脚の垂直荷重による合計曲げモーメント (N・mm)  
 $M_{V1a}$  : 垂直荷重による剛脚最小断面位置 (下部) での合計曲げモーメント (N・mm)  
 $P_{k11}$  : ガーダ質量による剛脚に加わる荷重 (N)  
 $P_{k12}$  : トロリ質量による剛脚に加わる荷重 (N)  
 $P_{k13}$  : 主巻定格荷重 (質量) による剛脚に加わる荷重 (N)  
 $P_{k14}$  : 走行方向水平地震力 (N)  
 $P_{k15}$  : 剛脚 1 本に作用する横行方向水平地震力 (N)  
 $V_{s11}$  : ガーダ質量による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)  
 $V_{s12}$  : トロリ質量による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)  
 $V_{s13}$  : 主巻定格荷重 (質量) による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)

$V_{a14}$  : 走行方向水平地震力による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)  
 $V_{a15}$  : 横行方向水平地震力による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)  
 $Z_{x11}$  : 剛脚上部の X 軸に関する断面係数 (mm<sup>3</sup>)  
 $Z_{x13}$  : 剛脚下部の X 軸に関する断面係数 (mm<sup>3</sup>)  
 $Z_{y11}$  : 剛脚上部の Y 軸に関する断面係数 (mm<sup>3</sup>)  
 $Z_{y13}$  : 剛脚下部の Y 軸に関する断面係数 (mm<sup>3</sup>)  
 $\sigma_{vt1}$  : 剛脚の走行方向曲げ応力 (N/mm<sup>2</sup>)  
 $\sigma_{ht1}$  : 剛脚の横行方向曲げ応力 (N/mm<sup>2</sup>)  
 $\sigma_{t11}$  : 剛脚の曲げ応力 (N/mm<sup>2</sup>)  
 $\sigma_{vt1a}$  : 剛脚最小断面位置 (下部) での走行方向曲げ応力 (N/mm<sup>2</sup>)  
 $\sigma_{ht1a}$  : 剛脚最小断面位置 (下部) での横行方向曲げ応力 (N/mm<sup>2</sup>)  
 $\sigma_{t11a}$  : 剛脚最小断面位置 (下部) での曲げ応力 (N/mm<sup>2</sup>)

#### 4. 2. 2. 2. 圧縮応力

$$P_{k16} = (V_{a11} + V_{a12} + V_{a13}) \times (1 + C_{v1}) + V_{a14} + V_{a15}$$

$$\sigma_{c11} = \frac{P_{k16}}{A_{13}}$$

$A_{13}$  : 剛脚下部の断面積 (mm<sup>2</sup>)  
 $P_{k16}$  : 剛脚軸方向の圧縮力 (N)  
 $V_{a11}$  : ガーダ質量による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)  
 $V_{a12}$  : トロリ質量による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)  
 $V_{a13}$  : 主巻定格荷重 (質量) による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)  
 $V_{a14}$  : 走行方向水平地震力による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)  
 $V_{a15}$  : 横行方向水平地震力による剛脚下部の鉛直方向反力 (N)  
 $\sigma_{c11}$  : 剛脚の圧縮応力 (N/mm<sup>2</sup>)

#### 4.3. 評価結果

クレーン各部応力の評価結果

	応力の種類	算出応力 (N/mm <sup>2</sup> )	許容応力 (N/mm <sup>2</sup> )	評価結果
本体ガーダ	曲げ	146	343	O. K.
	せん断	51	198	O. K.
	組合せ	148	343	O. K.
剛脚（上部）	曲げ	115	280	O. K.
	圧縮	76	246	O. K.
剛脚（下部）	曲げ	174	280	O. K.
	圧縮	76	246	O. K.



## II 乾式キャスク仮保管設備に関する要目表

乾式キャスク仮保管設備を構成する機器の寸法等の要目について示す。

別表 1-1 乾式貯蔵キャスク（大型）

名 称		使用済燃料乾式貯蔵容器	
種 類	—	密封監視機能付 横置円筒型	
容 量	体	52	
最高使用圧力		MPa	1.6
最高使用温度	キャスク容器	℃	170
	バスケット	℃	225
主 要 寸 法	キャスク 容器	全 長	mm (5595)
		外 径	mm (2386)
		胴 内 径	mm (1460)
		胴 板 厚 さ	mm [REDACTED]
		底 板 厚 さ	mm [REDACTED]
		一 次 蓋 厚 さ	mm [REDACTED]
		一 次 蓋 外 径	mm (1710)
	バスケット	全 長	mm [REDACTED]
		中 心 間 距 離	mm [REDACTED]
		内 の り	mm [REDACTED]
		厚 さ	mm [REDACTED]
材 料	胴 板	—	GLF1 相当 (ASME SA-350 Gr. LF5)
	一 次 蓋	—	GLF1 相当 (ASME SA-350 Gr. LF5)
	底 板	—	GLF1 相当 (ASME SA-350 Gr. LF5)
	バスケット	—	B-A0 [REDACTED]

放射線遮へい材	種 類	主 要 寸 法 (最小厚さ mm)		冷却方法	材 料
		門筒部			
使用済燃料 乾式貯蔵容器 (密封監視機能 付横置円筒型)	門筒部	胴 板	[REDACTED]	自然冷却	低合金鋼
		中 性 子 遮へい材	[REDACTED]		レジン
	底部	底 板	[REDACTED]	自然冷却	低合金鋼
		中 性 子 遮へい材	[REDACTED]		レジン
	蓋部	一 次 蓋	[REDACTED]	自然冷却	低合金鋼
		二 次 蓋	[REDACTED]		ステンレス鋼
		中 性 子 遮へい材	[REDACTED]		レジン

( ) は公称値を示す。

別表 1 2 乾式貯蔵キャスク（人型）の許容寸法

名称		公称値 <sup>1)</sup>	許容範囲 <sup>2)</sup>	根拠
キャスク容器	全長 <sup>3)</sup>	mm 5595		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	外径	mm 2386		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	胴内径	mm 1460		バスケットとの取り合い、製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	胴板厚さ	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	底板厚さ	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	一次蓋厚さ	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	一次蓋外径	mm 1710		JIS B 0405 に基づいて設定
バスケット	全長	mm		キャスク容器との取り合い、製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	中心間距離	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
		mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	内径	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	厚さ	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
		mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値

名称		公称値 <sup>1)</sup>	許容範囲 <sup>2)</sup>	根拠
円筒部	胴板	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
		mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
底部	底板	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
蓋部	一次蓋	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	二次蓋	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値

1)全長は二次蓋含む。

2)工事計画認可申請書添付書類「IV-5 図面」の「工事計画書記載の公称値の許容範囲[使用済燃料乾式貯蔵容器]」による。

3)工事計画認可申請書添付書類「IV-5 図面」の「工事計画書記載の公称値の許容範囲[放射線遮へい材]」による。

別表 1-3 乾式貯蔵キャスク（中型）

名 称		使用済燃料乾式貯蔵容器	
種 類	—	密封監視機能付 横置円筒型	
容 量	体	37	
最高使用圧力		MPa	1.6
最高使用温度	キャスク容器	℃	170
	バスケット	℃	225
主 要 寸 法	キャスク 容器	全 長	mm (5595)
		外 径	mm (2166)
		胴 内 径	mm (1240)
		胴 板 厚 さ	mm ■
		底 板 厚 さ	mm ■
		一 次 蓋 厚 さ	mm ■
		一 次 蓋 外 径	mm (1490)
	バスケット	全 長	mm ■
		中 心 間 距 離	mm ■
		内 の り	mm ■
		厚 さ	mm ■
材 料	胴 板		— GLF1 相当 (ASME SA-350 Gr. LF5)
	一 次 蓋		— GLF1 相当 (ASME SA-350 Gr. LF5)
	底 板		— GLF1 相当 (ASME SA-350 Gr. LF5)
	バスケット		— B-A2 ■

放射線遮へい材	種 類	主 要 寸 法 (最小厚さ mm)		冷却方法	材 料	
	使用済燃料 乾式貯蔵容器 (密封監視機能 付横置円筒型)	円筒部	胴 板	■	自然冷却	低合金鋼
			中 性 子 遮へい材	■		ンジン
		底部	底 板	■	自然冷却	低合金鋼
			中 性 子 遮へい材	■		レジン
		蓋部	一 次 蓋	■	自然冷却	低合金鋼
			二 次 蓋	■		ステンレス鋼
			中 性 子 遮へい材	■		レジン

( ) は公称値を示す。

別表 1-4 乾式貯蔵キャスク（中型）の許容寸法

名称			公称値 <sup>1)</sup>	許容範囲 <sup>2)</sup>	根拠
キャスク容器	全長 <sup>1)</sup>	mm	5595		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	外径	mm	2166		製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	胴内径	mm	1240		バスケットとの取り合い、製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	胴板厚さ	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	底板厚さ	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	一次蓋厚さ	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	一次蓋外径	mm	1490		JIS B 0405 に基づいて設定
バスケット	全長	mm			キャスク容器との取り合い、製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	中心間距離	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	内のり	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	厚さ	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値

名称			公称値 <sup>3)</sup>	許容範囲 <sup>3)</sup>	根拠
円筒部	胴板	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
		mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
底部	底板	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
蓋部	一次蓋	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	二次蓋	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材	mm			製造能力、製造実績を考慮したメーカー許容値

1)全長は二次蓋含む。

2)工事計画認可申請書添付書類「IV-5 図面」の「工事計画書記載の公称値の許容範囲[使用済燃料乾式貯蔵容器]」による。

3)工事計画認可申請書添付書類「IV-5 図面」の「工事計画書記載の公称値の許容範囲[放射線遮へい材]」による。

別表 2-1 輸送貯蔵兼用キャスク B

名 称		金属キャスク	
種 類	—	輸送貯蔵兼用キャスク B	
容 量	体	69	
最高使用圧力		MPa	1.0
最高使用温度	キャスク容器	℃	150
	バスケット	℃	260
主 要 寸 法	全 長	mm	5320
	外 径	mm	2482
	キャスク 容器	胴 内 径	1664
		胴 板 厚 さ	
		底 板 厚 さ	
		一 次 蓋 厚 さ	
		一 次 蓋 外 径	1910
		高 さ	5320
	バスケット	外 径	
		高 さ	
		内 幅	
		プレート厚さ	
材 料	胴	—	GLF1
	一 次 蓋	—	GLF1
	底 板	—	GLF1
	バスケット	—	B-SUS304P-1

放 射 線 遮 へ い 材	種 類	主 要 寸 法 (最小厚さ mm)		冷却方法	材 料
	輸送貯蔵兼用 キャスク B	円筒部	胴	自然冷却	炭素鋼
			中性子遮へい材 トラニオン 周辺部以外		レジン
			中性子遮へい材 トラニオン 周辺部		
			外 筒		炭素鋼
		底部	底 板	自然冷却	炭素鋼
			中 性 子 遮へい材		レジン
			中 性 子 遮へい材 カバー		炭素鋼
		蓋部	一 次 蓋	自然冷却	炭素鋼
			中 性 子 遮へい材		レジン
			中 性 子 遮へい材 カバー		ステンレス鋼
			二 次 蓋		炭素鋼

( ) は公称値を示す。

別表 2-2 輸送貯蔵兼用キャスクBの許容寸法

名称		公称値	許容範囲	根拠
全長		mm	5320	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
外径		mm	2182	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
キャスク容器	胴内径	mm	1664	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	胴板厚さ	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	底板厚さ	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	一次蓋厚さ	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	一次蓋外径	mm	1910	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	高さ	mm	5320	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
バスケット	外径	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	高さ	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	内幅	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	プレート厚さ	mm		製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準

名称			公称値	許容範囲	根拠	
円筒部	胴板		mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材	トラニオン 周辺部以外	mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
		トラニオン 周辺部	mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
	外筒		mm	■	■ ■	JIS による材料公差および 製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
底部	底板		mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材		mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材カバー		mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
蓋部	一次蓋		mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材		mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
	中性子遮へい材カバー		mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値
	二次蓋		mm	■	■	製造能力, 製造実績を考慮したメーカー許容値

別表 3-1 乾式キャスク支持架台（乾式貯蔵キャスク増設分）

名 称			乾式キャスク支持架台 (乾式貯蔵キャスク増設分)
材 料	支持架台(上部脚柱下部)		SS400
	固定ボルト		S35C
	基礎ボルト		SS400
主 要 寸 法	支 持 架 台	固定ボルトの間隔	mm 800
		固定具全長	mm 5600
		固定具幅	mm 3300
		基礎ボルトの間隔	mm 800

別表 3-2 乾式キャスク支持架台(乾式貯蔵キャスク増設分)の許容寸法

名 称		公称値	許容範囲	根拠
固定具全長	mm	5600	■	メーカー基準
固定具幅	mm	3300	■	メーカー基準 メーカー据付要求
固定ボルトの間隔	mm	800	■	メーカー基準
基礎ボルトの間隔	mm	800	■	メーカー基準



別表 4-1 乾式キャスク支持架台（輸送貯蔵兼用キャスク B 分）

名 称				乾式キャスク支持架台 (輸送貯蔵兼用キャスク分)
材 料	鋼製支持架台		—	SM490A
	基礎ボルト		—	S45C
主 要 寸 法	鋼 製 支 持 架 台	ボルト穴と反キャスク側 底板端部との距離	mm	70
		ボルト穴とキャスク側底 板端部との距離	mm	190
		底板側端部とボルト穴と の距離	mm	730

別表 4-2 乾式キャスク支持架台（輸送貯蔵兼用キャスク B 分）の許容寸法

名称		公称値	許容範囲	根拠
ボルト穴と反キャスク 側底板端部との距離	mm	70	■	メーカー基準
ボルト穴とキャスク側 底板端部との距離	mm	190	■	メーカー基準
底板側端部とボルト穴 との距離	mm	730	■	メーカー基準

別表 5-1 コンクリートモジュール

名 称			コンクリートモジュール
材 料	ベースプレート	—	SS400
	側板・天板接合プレート	—	SS400
	側板・天板コーナ接合プレート	—	SS400
	アンカーボルト	—	SS400
主 要 寸 法	天板パネル厚さ	mm	200
	側板パネル厚さ	mm	200
	ベースプレート厚さ	mm	19
	側板・天板接合プレート厚さ	mm	6
	側板・天板コーナ接合プレート厚さ	mm	9
	給・排気口	幅※	1500※ <sup>1</sup> ／1300※ <sup>2</sup> ／1200／1140
		高さ	400

※1: 乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュール

※2: 輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュール

別表 5-2 コンクリートモジュールの許容寸法

名 称		公称値	許容範囲	根拠
天板パネル厚さ	mm	200	■	メーカー基準
側板パネル厚さ	mm	200	■	メーカー基準
ベースプレート厚さ	mm	19	■	JIS G3193
側板・天板接合プレート厚さ	mm	6	■	JIS G3193
側板・天板コーナ接合プレート厚さ	mm	9	■	JIS G3193
給・排気口	幅※	mm 1500※ <sup>1</sup>	■	メーカー基準
		mm 1300※ <sup>2</sup>	■	メーカー基準
		mm 1200	■	メーカー基準
		mm 1140	■	メーカー基準
	高さ	mm 400	■	メーカー基準

※1: 乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュール

※2: 輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュール

別表 6-1 クレーン

名 称			クレーン
材 料	本体ガータ	—	SM490A
	脚	—	SS400
主 要 寸 法	スパン	mm	19000
	ホイールベース	mm	11000
	車輪ツバ高さ	mm	25
	レール高さ	mm	135
	レールピット深さ	mm	135

別表 6-2 クレーンの許容寸法

名称		公称値	許容範囲	根拠
スパン	mm	19000		JIS B8801
ホイールベース	mm	11000		メーカー基準
車輪ツバ高さ	mm	25		メーカー基準
レール高さ	mm	135		メーカー基準
レールピット深さ	mm	135		国土交通省における 土木工事施工管理基準 及び規格値等

別表 7 密封監視装置警報設定値※

監視対象設備	警報設定値 (kPa)	許容範囲 (kPa)
乾式貯蔵キャスク (大型)	294	
乾式貯蔵キャスク (中型)	294	
輸送貯蔵兼用キャスク B	294	

※警報設定値および許容範囲については設置工事に係る確認実施時の値であり、今後変更の可能性がある。

別表 8 除熱監視装置警報設定値※

監視対象設備	警報設定値 (℃)	許容範囲 (℃)
乾式貯蔵キャスク (大型)	77	
乾式貯蔵キャスク (中型)	69	
輸送貯蔵兼用キャスク B	79	

※警報設定値および許容範囲については設置工事に係る確認実施時の値であり、今後変更の可能性がある。

別表 9-1 エリア放射線モニタ

名 称		エリア放射線モニタ
検出高さ	mm	基礎から 600mm 以上 1800mm 以下
設置位置	—	図 1 に示す位置

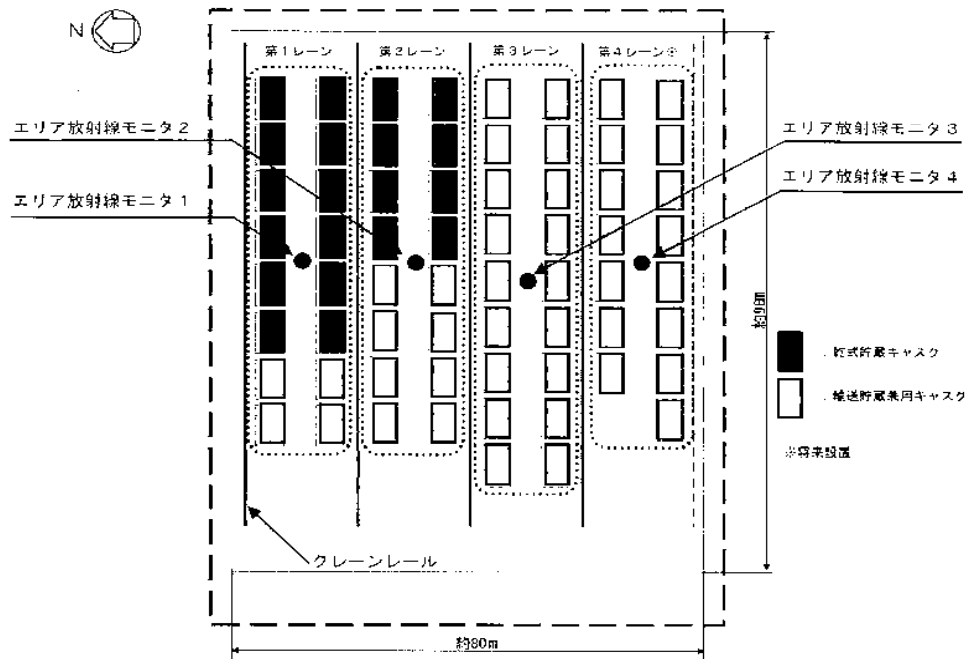


図 1 エリア放射線モニタ配置図

別表 9-2 エリア放射線モニタ警報設定値※

警報設定値 (mSv/h)	許容範囲 (nSv/h)
$3.0 \times 10^{-2}$	

※警報設定値および許容範囲については設置工事に係る確認実施時の値であり、今後変更の可能性はある。

別表 9-3 ユリア放射線モニタの線源校正確認の許容範囲

許容範囲
±30%

別表 9-4 エリア放射線モニタの各校正点の基準入力及び許容範囲※

基準入力	許容範囲(μSv/h)
0.5 μSv/h	
5 μSv/h	
50 μSv/h	
0.5mSv/h	
5mSv/h	
50mSv/h	

※許容範囲については設置工事に係る確認実施時の値であり、今後変更の可能性はある。

別表 10 地盤、基礎コンクリート

名 称			判定基準
地 盤	寸法	地盤改良深度	所定深度まで地盤改良されていること
	強度	地盤改良強度	JEAC4616-2009 に適合すること 設計基準強度：330 kN/m <sup>2</sup>
基 礎 コ ン ク リ ー ト	材料	鉄筋	JIS G 3112 に適合すること 鉄筋材質：SD34b
	寸法	主筋配置	所定ピッチにはほぼ均等に配置されていること
		基礎	所定の厚さであること 乾式貯蔵キャスク基礎部：1,000mm 輸送貯蔵兼用キャスク基礎部：800mm
	強度	コンクリート強度	コンクリート標準示方書に適合すること 設計基準強度：24N/mm <sup>2</sup>

## 別冊 9

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設に係る補足説明



## I 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の構造強度及び耐震性について

放射性液体廃棄物処理設備等を構成する設備の構造強度及び耐震性等の評価結果のうち、設備の代表性を考慮し許容値に対する裕度が小さい設備に対して、計算手順を示し、評価の妥当性を示す。

強度評価は必要肉厚に対する裕度が小さい処理カラム、耐震性評価は安定モーメントに対する裕度が小さい処理済水移送ポンプ、バッチ処理タンクスキッド、HIC、処理カラム交換用クレーン及び一次一般膜応力に対する裕度が小さい処理カラムを代表設備とし、評価手順を以下に示す。

### 1.1 基本方針

#### 1.1.1 構造強度評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし、福島第一原子力発電所構内の作業環境、機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため、設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。

従って、可能な限り設計・建設規格のクラス3機器相当の設計・製作・検査を行うものの、JIS等の規格に適合した一般産業品の機器等や、設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。

#### 1.1.2 耐震性評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられ、耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」（以下、「耐震設計技術規程」という。）等に準用する。

また、参考評価として、基準地震動 $S_s$ 相当の水平震度に対して健全性が維持されることを確認する。

### 1.2 評価結果

#### 1.2.1 ポンプ類

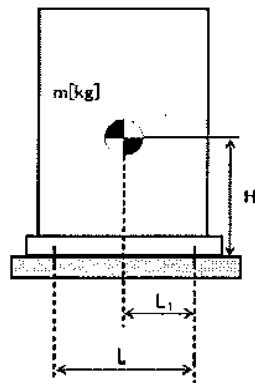
##### (1) 構造強度評価

ポンプは一般産業品とするため、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保した。

- ・公的規格に適合したポンプを選定する。
- ・耐腐食性（塩分対策）を有したポンプを選定する。
- ・試運転により、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。

(2) 耐震性評価（代表設備：処理済水移送ポンプ）

a. 基礎ボルトの強度評価耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表1）。



- $L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離  
 $m$  : 機器重量  
 $g$  : 重力加速度( $9.80665\text{m/s}^2$ )  
 $H$  : 据付面からの重心までの距離  
 $L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離  
 $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数(2本)  
 $n$  : 基礎ボルトの本数(4本)  
 $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積  
 $C_H$  : 水平方向設計震度  
 耐震Bクラス相当 : 0.36  
 耐震Sクラス相当 : 0.80  
 $C_V$  : 鉛直方向設計震度  
 耐震Bクラス相当 : 0  
 耐震Sクラス相当 : 0

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } F_b = -625\text{N} < 0 \quad \text{よって、引張力は発生しない。}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } F_b = 1218\text{N}$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } \sigma_b = -1\text{MPa} < 0 \quad \text{よって、引張応力は発生しない。}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } \sigma_b = 3\text{MPa}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } \tau_b = 2\text{MPa}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } \tau_b = 5\text{MPa}$$

また、許容応力は、以下の式で設定した。

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力} : f = \min(f_{ts}, f_{ts})$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : f_{sb} = F/\sqrt{3}$$

ここで、Fは日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、設備運転温度（常温）における Sy 値、Su 値を用い、下記式にて設定した。

$$F = \min (Sy, 0.7Su)$$

$$Sy : \text{表 8 より } -30^{\circ}\text{C} \sim 40^{\circ}\text{C} : 245\text{MPa}$$

$$Su : \text{表 9 より } -30^{\circ}\text{C} \sim 40^{\circ}\text{C} : 400\text{MPa}$$

$$\text{従って、} F = \min (Sy, 0.7Su) = \min (245, 0.7 \times 400) = 245 \text{ MPa}$$

基礎ボルトの許容引張応力：

$$f = \min(f_{ts}, f_{ts}) = (183, 253) = 183 \text{ MPa } (C_H=0.36 \text{ の場合})$$

$$f = \min(f_{ts}, f_{ts}) = (183, 249) = 183 \text{ MPa } (C_H=0.80 \text{ の場合})$$

$$f_{ts} = F/2 \times 1.5 = 183$$

$$f_{ts} = 1.4 \times f_{ts} - 1.6 \times \tau_b$$

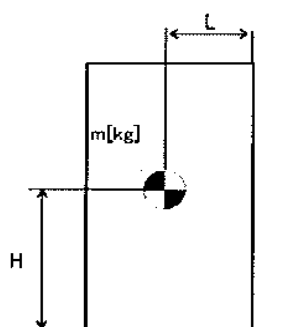
$$= 253 \text{ (} C_H=0.36 \text{ の場合)}$$

$$= 249 \text{ (} C_H=0.80 \text{ の場合)}$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : f_{sb} = F/\sqrt{3} = 141 \text{ MPa}$$

# b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメント>自重による安定モーメントとなるものについては、a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した(表1)。



$C_H$  : 水平方向設計震度

耐震Bクラス相当 : 0.36

耐震Sクラス相当 : 0.80

$m$  : 機器重量

$g$  : 重力加速度( $9.80665\text{m/s}^2$ )

$H$  : 据付面からの重心までの距離

$L$  : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント :  $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

$C_H=0.36$  の場合  $M_1 = 8.30 \times 10^5 \text{N} \cdot \text{mm}$

$C_H=0.80$  の場合  $M_1 = 1.90 \times 10^6 \text{N} \cdot \text{mm}$

自重による安定モーメント :  $M_2 = m \times g \times L = 1.10 \times 10^6 \text{N} \cdot \text{mm}$

表1 : 処理済水移送ポンプ耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
処理済水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	$8.30 \times 10^5$	$1.10 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	—		MPa
		せん断	0.36	2	141	MPa
	本体	転倒	0.80	$1.90 \times 10^6$	$1.10 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	3	183	MPa
		せん断	0.80	5	141	MPa

※引張評価の算出値「—」については、引張応力が作用していない。

### 1.2.2 タンク類、吸着塔及び処理カラム

#### (1) 構造強度評価（代表設備：処理カラム）

タンク類は、SUS316L もしくは炭素鋼（ライニング付）とするが材料の調達において一般産業品とするため、材料証明がなく、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保した。

- ・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。
- ・水張りによる溶接部の漏えい確認等を行う。

また、吸着塔及び処理カラムは、SUS316L とするが材料の調達において一般産業品とするため、材料証明がなく、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら、以下を考慮することで、高い信頼性を確保した。

- ・公的規格に適合した一般産業品の SUS316L を用いて吸着塔、処理カラムを製作する。
- ・溶接継手は、PT 検査、運転圧による漏えい確認等を行う。
- ・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。

#### a. スカート支持たて置円筒形容器

スカート支持たて置円筒形容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧（開放型タンク）、最高使用圧力（密閉型タンク）に耐えられることを確認した（表2）。

（密閉型の場合）

①胴板の必要肉厚

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$
$$= 12.29\text{mm}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径(1354mm)

P : 最高使用圧力 (1.37MPa)

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力 (109MPa)

η : 長手継手の効率 (0.7)

ただし、t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は  $t = 3.00[\text{mm}]$  以上、その他の金属の場合は  $t = 1.50[\text{mm}]$  以上とする。

②鏡板の必要肉厚

$$t = \frac{PRW}{2S\eta - 0.2P}$$
$$= 13.09\text{mm}$$

t : 鏡の計算上必要な厚さ

P : 最高使用圧力(1.37MPa)

R : 鏡板の中央部における内面の半径(1350mm)

W : さら形鏡板の形状による係数(1.54)

r : さら形鏡板のすみの丸みの内半径(135mm)

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力(109MPa)

η : 継手の効率(1.0)

表 2 : 処理カラム板厚評価結果

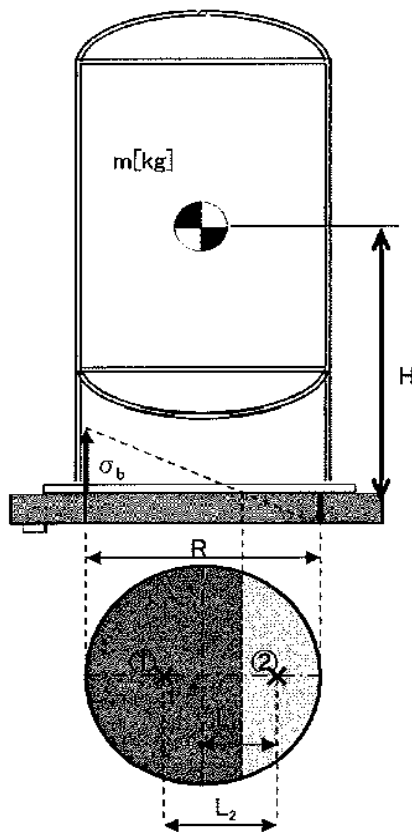
機器名称	評価部位	必要肉厚 [mm]	実厚 [mm]
処理カラム	胴板	12.29	18.70
	鏡板	13.09	20.70

(2)耐震性評価 (代表設備：処理カラム)

a. スカート支持たて置円筒形容器

### (a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した(表3)。



m : 機器重量 (kg)

$g$  : 重力加速度 ( $9.80665\text{m/s}^2$ )

H : 据付面からの重心までの距離

n : 基礎ボルトの本数 (4 本)

 $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積 ( )

$C_H$  : 水平方向設計震度

耐震Bクラス相当：0.36

耐震Sクラス相当：0.80

$C_v$  : 鉛直方向設計震度

耐震Bクラス相当：0

耐震Sクラス相当：0

$C_1$  : 中立軸の位置より求める係数

 $C_H = 0.36$  において : 2.245

$C_H = 0.80$  において : 3.056

 $\sigma_b$  : 基礎ボルトに作用する引張応力 $F_t$  : 基礎ボルトに作用する引張力

①：基礎ボルトに作用する引張力の作用点

②：基礎部に作用する圧縮力の作用点

R : 基礎ボルトのピッチ円直径 (1258mm)

$L_1$  : 基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離

$C_H = 0.36$  において：

$C_H = 0.80$  において：

$L_2$  : ①から②までの距離

$C_{11} = 0.36$  において:

$C_H = 0.80$  において：

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力: } F_t = \frac{1}{L_2} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

 $C_H = 0.36$  の場合  $F_t = 218 \text{ N}$ 
$$C_H = 0.80 \text{ の場合} \quad F_1 = 34303 \text{ N}$$

$$\text{基礎ボルトに作用する引張応力: } \sigma_b = \frac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } \sigma_b = 1 \text{ MPa}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } \sigma_b = 39 \text{ MPa}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力: } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } \tau_b = 12 \text{ MPa}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } \tau_b = 26 \text{ MPa}$$

また、許容応力は、以下の式で設定した。

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力: } f = \min(f_{to}, f_{ts})$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力: } f_{sb} = F / \sqrt{3}$$

ここで、Fは日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、設計温度 50℃における Sy 値、Su 値を線形補間した値を用い、下記式にて設定した。

$$F = \min(1.35S_y, 0.7S_u, S_y(RT))$$

$$S_y: \text{表 8 より } 40^\circ\text{C}: 175\text{MPa}, 75^\circ\text{C}: 154 \text{ MPa}$$

$$S_y = 154 + (175 - 154) \times (75-50)/(75-40) = 169 \text{ MPa}$$

$$S_y(RT): \text{表 8 より } \text{室温}: 175\text{MPa}$$

$$S_y(RT) = 175\text{MPa}$$

$$S_u: \text{表 9 より } 40^\circ\text{C}: 480\text{MPa}, 75^\circ\text{C}: 452\text{MPa}$$

$$S_u = 452 + (480 - 452) \times (75-50)/(75-40) = 472 \text{ MPa}$$

$$\text{従って、} F = \min(1.35S_y, 0.7S_u, S_y(RT)) = \min(228, 330, 175) = 175 \text{ MPa}$$

基礎ボルトの許容引張応力:

$$f = \min(f_{to}, f_{ts}) = \min(131, 164) = 131 \text{ MPa } (C_H=0.36 \text{ の場合})$$

$$f = \min(f_{to}, f_{ts}) = \min(131, 141) = 131 \text{ MPa } (C_H=0.80 \text{ の場合})$$

$$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 131$$

$$f_{ts} = 1.4 \times f_{to} - 1.6 \times \tau_b$$

$$= 164 \text{ (} C_H=0.36 \text{ の場合)}$$

$$= 141 \text{ (} C_H=0.80 \text{ の場合)}$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力: } f_{sb} = F / \sqrt{3} = 101 \text{ MPa}$$



(b) 胴板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力  $\sigma_0$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表 3)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$C_H=0.36$  の場合 48 MPa

$C_H=0.80$  の場合 48 MPa

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$C_H=0.36$  の場合 48 MPa

$C_H=0.80$  の場合 48 MPa

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$\sigma_{xc} < 0$  となるため評価不要

$\sigma_{0t}$  : 一次一般膜応力 (引張側)

$\sigma_{0c}$  : 一次一般膜応力 (圧縮側)

$\sigma_\phi$  : 胴の周方向応力の和

$C_H=0.36$  の場合 47.20 MPa

$C_H=0.80$  の場合 47.20 MPa

$\sigma_{xt}$  : 胴の軸方向応力の和 (引張側)

$C_H=0.36$  の場合 24.96 MPa

$C_H=0.80$  の場合 26.10 MPa

$\sigma_{xc}$  : 胴の軸方向応力の和 (圧縮側)

$C_H=0.36$  の場合 -22.42 MPa

$C_H=0.80$  の場合 -21.29 MPa

$\tau$  : 地震により胴に生じるせん断応力

$C_H=0.36$  の場合 0.49 MPa

$C_H=0.80$  の場合 1.09 MPa

また、許容応力は、以下の式で設定した。

$$\text{胴板一次一般膜応力の許容応力} : \sigma = \text{MAX}(\text{Min}(\text{Sy}, 0.6 \cdot \text{Su}), 1.2 \cdot \text{S})$$

ここで、 $\sigma$  は日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付属図表 Part 5 表 5、表 8 及び表 9 より、設計温度 60℃における S 値、Sy 値及び Su 値を線形補間した値を用い、下記式にて設定した。

S : 表 5 より 40℃ : 111MPa、75℃ : 108 MPa

$$S = 108 + (111 - 108) \times (75-60)/(75-40) = 109 \text{ MPa}$$

Sy : 表 8 より 40℃ : 175MPa、75℃ : 154 MPa

$$\text{Sy} = 154 + (175 - 154) \times (75-60)/(75-40) = 163 \text{ MPa}$$

Su : 表 9 より 40℃ : 480MPa、75℃ : 452MPa

$$\text{Su} = 452 + (480 - 452) \times (75-60)/(75-40) = 464 \text{ MPa}$$

$$\text{胴板一次一般膜応力の許容応力} : \sigma = \text{MAX}(\text{Min}(\text{Sy}, 0.6 \cdot \text{Su}), 1.2 \cdot \text{S})$$

$$= \text{MAX}(\text{Min}(163, 278), 130) = 163 \text{ MPa}$$

(c) スカートの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、スカートの強度評価を実施した。

組合せ応力  $\sigma_s$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表3)。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

$C_H=0.36$  の場合 4 MPa

$C_H=0.80$  の場合 8 MPa

$\sigma_1$  : スカートの質量による軸方向応力

$C_H=0.36$  の場合 1.20 MPa

$C_H=0.80$  の場合 1.20 MPa

$\sigma_2$  : スカートの鉛直方向地震による軸方向応力

$C_H=0.36$  の場合 0 MPa

$C_H=0.80$  の場合 0 MPa

$\sigma_3$  : スカートの曲げモーメントによる軸方向応力

$C_H=0.36$  の場合 2.29 MPa

$C_H=0.80$  の場合 5.07 MPa

$\tau$  : 地震によるスカートに生じるせん断応力

$C_H=0.36$  の場合 0.865 MPa

$C_H=0.80$  の場合 1.93 MPa

また、許容応力は、以下の式で設定した。

スカート組合せ応力の許容応力 :  $\sigma = F$

ここで、 $\sigma$  は日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付属図表 Part 5 表 5、表 8 及び表 9 より、設計温度 50℃における  $S_y$  値、 $S_y(RT)$  値及び  $S_u$  値を線形補間した値を用い、下記式にて設定した。

$$F = \min(1.35 \cdot S_y, 0.7 \cdot S_u, S_y(RT))$$

$S_y$  : 表 8 より 40℃ : 205MPa、75℃ : 183 MPa

$$S_y = 183 + (205 - 183) \times (75-50)/(75-40) = 198 \text{ MPa}$$

$S_y(RT)$  : 表 8 より 室温 : 205MPa

$$S_y(RT) = 205 \text{ MPa}$$

$S_u$  : 表 9 より 40℃ : 520MPa、75℃ : 466MPa

$$S_u = 466 + (520 - 466) \times (75-50)/(75-40) = 504 \text{ MPa}$$

$$\text{従って、} F = \min(1.35 \cdot S_y, 0.7 \cdot S_u, S_y(RT)) = \min(268, 353, 205) = 205 \text{ MPa}$$

スカート組合せ応力の許容応力 :  $\sigma_s = F = 205 \text{ MPa}$

また、座屈評価を下記の式により行い、スカートに座屈が発生しないことを確認した(表5)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

$C_H=0.36$  の場合 0.02

$C_H=0.80$  の場合 0.03

$\sigma_1$  : スカートの質量による軸方向応力

$C_H=0.36$  の場合 1.20 MPa

$C_H=0.80$  の場合 1.20 MPa

$\sigma_2$  : スカートの鉛直方向地震による軸方向応力

$C_H=0.36$  の場合 0 MPa

$C_H=0.80$  の場合 0 MPa

$\sigma_3$  : スカートの曲げモーメントによる軸方向応力

$C_H=0.36$  の場合 2.29 MPa

$C_H=0.80$  の場合 5.07 MPa

$f_c$  : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力 205 MPa

$f_b$  : 曲げモーメントに対する許容座屈応力 205 MPa

$\eta$  : 座屈応力に対する安全率 1

表3：処理カラム耐震評価結果

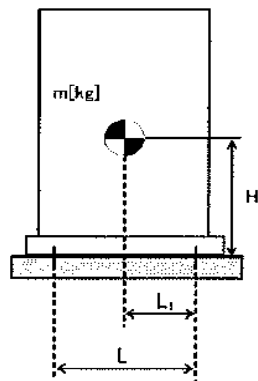
機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
処理カラム	胴板	一次一般膜	0.36	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	4	205	MPa
		座屈	0.36	0.02	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	131	MPa
		せん断	0.36	12	101	MPa
	胴板	一次一般膜	0.80	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	8	205	MPa
		座屈	0.80	0.03	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	39	131	MPa
		せん断	0.80	26	101	MPa

### 1.2.3 スキッド

#### (1)耐震性評価（代表設備：バッチ処理タンクスキッド）

##### a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表4）。



- $L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離 [mm]
- $m$  : 機器重量 [kg]
- $g$  : 重力加速度 ( $9.80665\text{m/s}^2$ )
- $H$  : 据付面からの重心までの距離 [mm]
- $L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離 [mm]
- $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数(12本)
- $n$  : 基礎ボルトの本数(48本)
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積 [ $\text{mm}^2$ ]
- $C_H$  : 水平方向設計震度  
耐震Rクラス相当 : 0.36  
耐震Sクラス相当 : 0.80
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度  
耐震Bクラス相当 : 0  
耐震Sクラス相当 : 0

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } F_b = -43692 \text{ N}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } F_b = 278068 \text{ N}$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } \sigma_b = -18.1 \text{ MPa} < 0 \text{ よって、引張応力は発生しない。}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } \sigma_b = 116 \text{ MPa}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } \tau_b = 23 \text{ MPa}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } \tau_b = 51 \text{ MPa}$$

また、許容応力は、以下の式で設定した。

$$\text{基礎ボルトの許容引張応力} : f = \min(f_{to}, f_{ts})$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : f_{sb} = F/\sqrt{3}$$

ここで、Fは日本機械学会 設計・建設規格 JSME S NC1-2005 付属図表 Part 5 表 8 及び表 9 より、設計温度 50℃における Sy 値、Su 値を線形補間した値を用い、下記式にて設定した。

$$F = \min(Sy, 0.7Su)$$

$$Sy : \text{表 8 より } 40^\circ\text{C} : 245\text{MPa}, 75^\circ\text{C} : 231 \text{ MPa}$$

$$Sy = 231 + (245 - 231) \times (75-50)/(75-40) = 241 \text{ MPa}$$

$$Su : \text{表 9 より } 40^\circ\text{C} : 400\text{MPa}, 75^\circ\text{C} : 381\text{MPa}$$

$$Su = 381 + (400 - 381) \times (75-50)/(75-40) = 394 \text{ MPa}$$

$$\text{従って、} F = \min(Sy, 0.7Su) = \min(241, 0.7 \times 394) = 241 \text{ MPa}$$

基礎ボルトの許容引張応力：

$$f = \min(f_{to}, f_{ts}) = (180, 216) = 180 \text{ MPa } (C_H=0.36 \text{ の場合})$$

$$f = \min(f_{to}, f_{ts}) = (180, 171) = 171 \text{ MPa } (C_H=0.80 \text{ の場合})$$

$$f_{to} = F/2 \times 1.5 = 180$$

$$f_{ts} = 1.4 \times f_{to} - 1.6 \times \tau_b$$

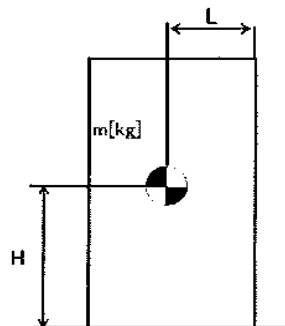
$$= 216 \text{ (} C_H=0.36 \text{ の場合)}$$

$$= 171 \text{ (} C_H=0.80 \text{ の場合)}$$

$$\text{基礎ボルトの許容せん断応力} : f_{sb} = F/\sqrt{3} = 139 \text{ MPa}$$

# b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメント>自重による安定モーメントとなるものについては、a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表4）。



$C_H$  : 水平方向設計震度

耐震Bクラス相当 : 0.36

耐震Sクラス相当 : 0.80

$m$  : 機器重量 ( )

$g$  : 重力加速度 (9.80665m/s<sup>2</sup>)

$H$  : 据付面からの重心までの距離 ( )

$L$  : 転倒支点から機器重心までの距離 ( )

$$\text{地震による転倒モーメント : } M_1 = m \times g \times C_H \times H$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } M_1 = 9.27 \times 10^9 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } M_1 = 2.06 \times 10^{10} \text{ N} \cdot \text{mm}$$

$$\text{自重による安定モーメント : } M_2 = m \times g \times L = 1.08 \times 10^9 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

表4：バッチ処理タンクスキッド耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンク スキッド	本体	転倒	0.36	$9.27 \times 10^9$	$1.08 \times 10^9$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	23	139	MPa
	本体	転倒	0.80	$2.06 \times 10^{10}$	$1.08 \times 10^9$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	116	171	MPa
		せん断	0.80	51	139	MPa

※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。

#### 1.2.4 高性能容器

##### (1) 構造強度評価

高性能容器本体は、ポリエチレン製の容器であり設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、高性能容器は、米国において低レベル放射性廃棄物の最終処分に使用されている容器であり、米国 NRC (Nuclear Regulatory Commission, 原子力規制委員会) から権限を委譲されたサウスカロライナ州健康環境局 (S. C. Department of Health and Environmental Control) の認可を得ており、高い信頼性を有している。

##### a. 収容物重量に対する評価

高性能容器の収容物重量は容積から決定しており、当該型式の高性能容器の設計重量は約 4.5t である。多核種除去設備で使用する高性能容器への収容物の重量は最大で 3.5t とすることから、収容物重量に対して十分な強度を有している。

##### b. 圧力に対する評価

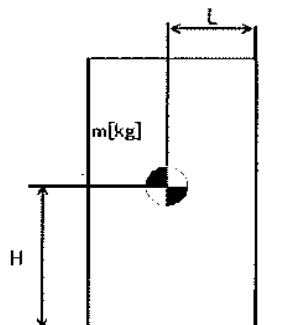
当該型式の高性能容器の外圧に対する設計圧力は、25 kPa である。多核種除去設備で用いる高性能容器の外圧は屋外設置のため大気圧程度であることから、設計圧力を満足している。

一方、内圧に対しては、サウスカロライナ州健康環境局の認可に当たり、50 kPa で試験を行い、容器に歪みがないことを確認している。高性能容器は、ベント機能を設けていることから、多核種除去設備で使用する際の内圧は、大気圧程度となり、試験圧力を満足している。

## (2)耐震性評価

### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく、転倒しないことを確認した（表5）。



$C_H$ ：水平方向設計震度

耐震Bクラス相当：0.36

耐震Sクラス相当：0.80

$m$ ：機器重量：( )

$g$ ：重力加速度( $9.80665\text{m/s}^2$ )

$H$ ：据付面からの重心までの距離：( )

$L$ ：転倒支点から機器重心までの距離：( )

地震による転倒モーメント： $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

$C_H = 0.36$  の場合  $M_1 = 2.04 \times 10^7 \text{N} \cdot \text{mm}$

$C_H = 0.80$  の場合  $M_1 = 4.52 \times 10^7 \text{N} \cdot \text{mm}$

自重による安定モーメント： $M_2 = m \times g \times L$

$M_2 = 4.56 \times 10^7 \text{N} \cdot \text{mm}$

表5 高性能容器評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
高性能容器 (補強体付き)	本体	転倒	0.36	$2.04 \times 10^7$	$4.56 \times 10^7$	$\text{N} \cdot \text{mm}$
			0.80	$4.52 \times 10^7$		

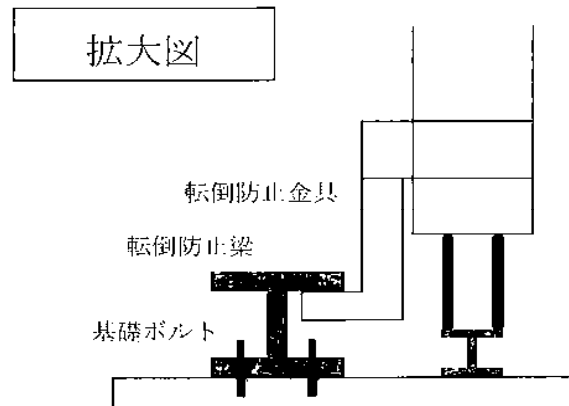
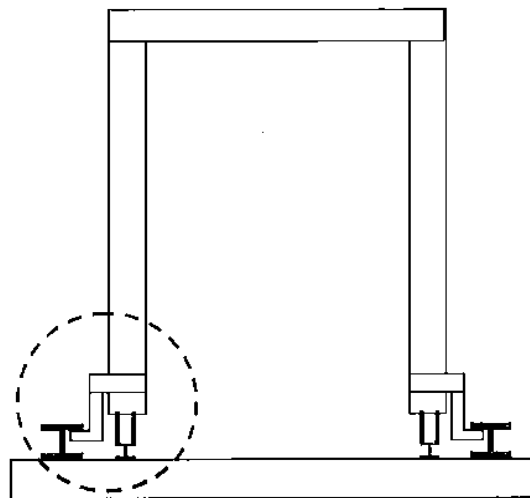


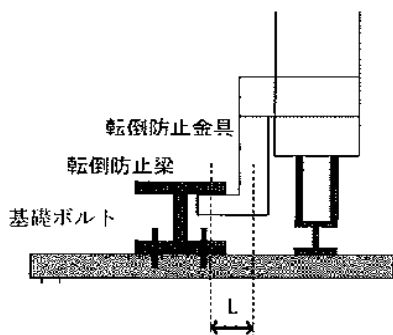
### 1.2.5 クレーン類

#### (1) 耐震性評価（代表設備：処理カラム交換用クレーン）

##### a. 基礎ボルト等の強度評価

耐震設計技術規程並びに「クレーン構造規格」（平成7年労働省告示第134号）の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることを確認した（表6）。





- $L$  : 転倒防止金具の中心軸と転倒防止梁  
 接触点までの距離(140mm)  
 $g$  : 重力加速度(9.80665m/s<sup>2</sup>)  
 $Z_1$  : 転倒防止金具の形状係数(7.90×10<sup>4</sup>mm<sup>3</sup>)  
 $Z_2$  : 転倒防止梁の形状係数 (8.60×10<sup>5</sup>mm<sup>3</sup>)  
 $d$  : ボルトの断面積(149.50mm<sup>2</sup>)  
 $l$  : 転倒防止梁のアンカー固定ピッチ (2000mm)  
 $C_H$  : 水平方向設計震度  
 耐震Bクラス相当 : 0.36  
 耐震Sクラス相当 : 0.80  
 $C_V$  : 鉛直方向設計震度  
 耐震Bクラス相当 : 0  
 耐震Sクラス相当 : 0

「b. 転倒評価」にて、地震による転倒モーメント>自重による安定モーメントとなる場合について、評価を行う。

転倒防止金具に作用する浮き上がり荷重をFとして、

$$\begin{aligned}
 F &= (\text{地震による転倒モーメント} - \text{自重による安定モーメント}) / (\text{クレーン両脚の距離}) \\
 &= (22400 - 22500) / 4.9 = -20 \text{ kg (Bクラス評価の場合)} \quad \leftarrow \text{浮き上がり荷重は発生しない} \\
 &= (49600 - 22500) / 4.9 = 5600 \text{ kg (Sクラス評価の場合)}
 \end{aligned}$$

転倒防止金具は片側に4個設置しているが、うち3個が転倒時に有効に作用するものとする。また、転倒防止梁の基礎ボルトは1箇所あたり4本で固定されている。

$$\text{転倒防止金具にかかる応力} : \sigma_1 = \frac{F \times g \times L}{3 \times Z_1}$$

$C_H=0.36$  の場合 応力が発生しない

$C_H=0.80$  の場合  $\sigma_1 = 32.5 \text{ N/mm}^2$

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{F}{3 \times 4}$$

$C_H=0.36$  の場合 引張力が発生しない

$C_H=0.80$  の場合  $F_b = 467 \text{ kg}$

$$\text{転倒防止用梁にかかる応力} : \sigma_2 = \frac{F \times g \times l}{3 \times 4 \times Z_2}$$

$C_H=0.36$  の場合 応力が発生しない

$$C_H=0.80 \text{ の場合 } \sigma_2 = 10.7 \text{ N/mm}^2$$

また、許容応力はクレーン構造規格に基づき以下の式で設定した。

$$\begin{aligned} \text{許容引張応力: } \sigma_{ta} &= \min ( \text{降伏点応力}/1.5 , \text{引張強さ}/1.8 ) \\ &= \min ( 2400/1.5 , 4100/1.8 ) \\ &= \min ( 1600 , 2278 ) = 1600 \text{ kg/cm}^2 \end{aligned}$$

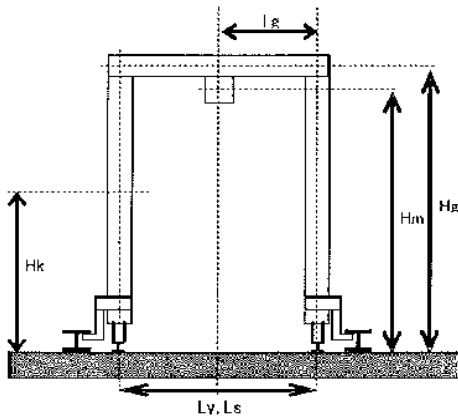
$$\begin{aligned} \text{基礎ボルトの許容引張力: } F_{Bs} &= \sigma_{ta} \times d \times 0.6 \\ &= 1435 \text{ kg} \end{aligned}$$

$$\text{許容圧縮応力: } \sigma_{ca} = \sigma_{ta}/1.15 = 1391 \text{ kg/cm}^2$$

$$\text{転倒防止金具, 転倒防止梁の許容曲げ応力: } \sigma_{bnc} = 1.30 \times \sigma_{ca} = 1800 \text{ kg/cm}^2 = 175 \text{ N/mm}^2$$

## b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより小さくなるものについては、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより大きくなるものについては、a. での計算により基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表6）。



$C_H$  : 水平方向設計震度

耐震Bクラス相当 : 0.36

耐震Sクラス相当 : 0.80

$m$  : 機器重量

$m_g$  : ガータ重量 ( )

$m_k$  : 脚重量 ( )

$m_m$  : 巻上機重量 ( )

$m_y$  : 揺脚重量 ( )

$m_s$  : サドル重量 ( )

$g$  : 重力加速度 ( $9.80665\text{m/s}^2$ )

$H$  : 据付面からの重心までの距離

$H_g$  : ガータ重心高さ ( )

$H_k$  : 脚重心高さ ( )

$H_m$  : 巻上機重心高さ ( )

$L$  : 転倒支点から機器重心までの距離

$L_g$  : ガータ重心距離 ( )

$L_y$  : 揺脚重心距離 ( )

$L_s$  : サドル重心距離 ( )

地震による転倒モーメント :  $M_t = m \times C_H \times H$

$$M_{tg} = m_g \times H_g \times C_H$$

$$M_{tk} = m_k \times H_k \times C_H$$

$$M_{tm} = m_m \times H_m \times C_H$$

$$M_t = M_{tg} + M_{tk} + M_{tm}$$

$$C_H = 0.36 \text{ の場合 } M_t = 2.24 \times 10^4 \text{kg} \cdot \text{m}$$

$$C_H = 0.80 \text{ の場合 } M_t = 4.96 \times 10^4 \text{kg} \cdot \text{m}$$

自重による安定モーメント： $M_2 = m \times L$

$$M_{2g} = m_g \times L_g$$

$$M_{2y} = m_y \times L_y$$

$$M_{2s} = m_s \times L_s$$

$$M_2 = M_{2g} + M_{2y} + M_{2s} = 2.25 \times 10^4 \text{ kg} \cdot \text{m}$$

表6：クレーン類耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
処理カラム 交換用クレーン	本体	転倒	0.36	$2.24 \times 10^4$	$2.25 \times 10^4$	$\text{kg} \cdot \text{m}$
	基礎ボルト	引張	0.36	—	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.36	—	175	$\text{N}/\text{mm}^2$
	転倒防止梁	変形	0.36	—	175	$\text{N}/\text{mm}^2$
	本体	転倒	0.80	$4.96 \times 10^4$	$2.25 \times 10^4$	$\text{kg} \cdot \text{m}$
	基礎ボルト	引張	0.80	467	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.80	32.5	175	$\text{N}/\text{mm}^2$
	転倒防止梁	変形	0.80	10.7	175	$\text{N}/\text{mm}^2$

※ 算出値「—」については、引張荷重・応力が作用していない。

#### 1.2.6 配管

##### (1) 構造強度評価

##### a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）はステンレスまたは炭素鋼の一般産業品とするため、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保する。

- ・公的規格に適合した配管（鋼管）を選定する。
- ・溶接継手は、運転圧による漏えい確認もしくは代替検査を行う。
- ・可能な限り工場にて溶接を行い、現地での溶接作業を少なくする。

また、配管（鋼管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。

##### b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は鋼材ではなく、一般産業品であるため、設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、配管（ポリエチレン管）は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保する。

- ・日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用する。
- ・継手は、可能な限り融着構造とする。

また、配管（ポリエチレン管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。なお、本対策は、配管（ポリエチレン管）の紫外線劣化対策を兼ねる。

#### c. 配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は鋼材ではなく、一般産業品であるため、設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保する。

- ・耐圧ホースで発生した過去の不適合のうち、チガヤによる耐圧ホースの貫通に関してはチガヤが生息する箇所においては鉄板敷き等の対策を施す。
- ・継手金属と樹脂の結合部（カシメ部）の外れ防止対策として、結合部に外れ防止金具を装着する。
- ・通水等による漏えい確認を行う。

また、配管（耐圧ホース）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。

### (2)耐震性評価

#### a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）は、原子力発電所の耐震設計に用いられている定ピッチスパン法等によりサポートスパンを確保する。

#### b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は、可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

#### c. 配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は、可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

以上

別冊 10

福島第一原子力発電所 原子力事業者防災業務計画

# 福島第一原子力発電所 原子力事業者防災業務計画

平成 2 5 年 6 月

東京電力株式会社



改 定 来 歴

項目 回	年 月 日	改 定 内 容	備 考
0	平成12年6月16日 (原管発官12第147号)	新規制定	
1	平成13年8月1日 (原管発官13第217号)	ICRP Pub. 60 法令化，中央省庁再編，フィルムバッジ廃止，オフサイトセンター運営要領との整合及び表現の適正化等に伴う一部改定	
2	平成14年8月1日 (原管発官14第200号)	「防災基本計画」修正並びに「原子炉施設等の防災対策について」改訂の取り入れ，福島県組織改編及び表現の適正化等に伴う一部改定	
3	平成15年8月1日 (原管発官15第168号)	同，自治体及び社内組織改編，「原子炉施設等の防災対策について」改訂，緊急被ばく医療活動の充実強化及び表現の適正化等に伴う一部改定	
4	平成16年8月6日 (原管発官16第228号)	「原子力災害対策特別措置法施行規則」改正，省庁，自治体及び社内組織改編，オフサイトセンター派遣要員及び貸与資機材の福島第一，福島第二原子力発電所間協力の実施の取り入れ等に伴う一部改定	
5	平成17年8月5日 (原管発官17第200号)	各経済産業局等の組織改編及び表現の適正化等に伴う一部改定	
6	平成18年8月8日 (原管発官18第179号)	内閣府告示による指定地方行政機関の変更及び表現の適正化等に伴う一部改定	
7	平成19年8月10日 (原管発官19第254号)	内閣府告示による指定地方行政機関の変更，表現の適正化及び副原子力防災管理者の代行順位見直し等に伴う一部改定	
8	平成20年8月8日 (原管発官20第230号)	内閣府告示による指定地方行政機関の変更，自治体及び社内組織改編並びに原子力災害対策特別措置法施行規則一部改正等に伴う一部改定	

項目 回	年 月 日	改 定 内 容	備 考
9	平成21年8月7日 (原管発官'21第166号)	火災発生時の対応の明確化及び発電所周辺監視柵の移設による周辺監視区域の変更に伴う一部改定	
10	平成22年8月9日 (原管発官'22第210号)	内閣府告示による指定行政機関の変更及びSPDS常時伝送運用等に伴う一部改定	
11	平成23年12月22日 (原管発官'23第544号)	省庁組織改編に伴う名称変更及びJEA G改定に伴う通報並びに報告様式の一部改定	
12	平成25年3月12日 (原管発官'24第647号) ※1 (原管発官'24第648号) ※2	原子力災害対策特別措置法等の改正, 福島県地域防災計画の修正, 発電所の現状等反映に伴う改定	※1 内閣総理大臣へ提出 ※2 原子力規制委員会へ提出
13	平成25年6月19日 (原管発官'25第174号) ※1 (原管発官'25第175号) ※2	社内組織改編, 社内防災体制の見直し, 通報先の追加に伴う一部改定	※1 内閣総理大臣へ提出 ※2 原子力規制委員会へ提出

## 目 次

第1章 総則 .....	1
第1節 原子力事業者防災業務計画の目的 .....	1
第2節 定義 .....	1
第3節 原子力事業者防災業務計画の基本構想 .....	5
第4節 原子力事業者防災業務計画の運用 .....	6
第5節 原子力事業者防災業務計画の修正 .....	6
第2章 原子力災害予防対策の実施 .....	7
第1節 防災体制 .....	7
1. 緊急時態勢の区分 .....	7
2. 原子力防災組織 .....	7
3. 原子力防災管理者・副原子力防災管理者の職務 .....	8
第2節 原子力防災組織の運営 .....	10
1. 通報連絡体制及び情報連絡体制 .....	10
2. 緊急時態勢の発令及び解除 .....	10
3. 権限の行使 .....	13
第3節 放射線測定設備及び原子力防災資機材の整備 .....	13
1. 敷地境界付近の放射線測定設備の設置及び検査等 .....	13
2. 原子力防災資機材の整備 .....	14
3. 原子力防災資機材以外の資機材の整備 .....	15
4. 遠隔操作が可能な装置等の整備 .....	15
第4節 原子力災害対策活動で使用する資料の整備 .....	15
1. オフサイトセンターに備え付ける資料 .....	15
2. 原子力規制庁緊急時対応センターに備え付ける資料 .....	15
3. 発電所及び本店等に備え付ける資料 .....	16
第5節 原子力災害対策活動で使用する施設及び設備の整備・点検 .....	16
1. 緊急時対策所 .....	16
2. 原子力事業所災害対策支援拠点 .....	17
3. 本店非常災害対策室 .....	17

4. 退避場所の指定及び避難集合場所 .....	1 8
5. 救急医療施設 .....	1 8
6. 気象観測設備 .....	1 8
7. SPDS .....	1 8
8. 緊急時サイレン及び所内放送装置 .....	1 8
<b>第6節 防災教育の実施 .....</b>	<b>1 9</b>
<b>第7節 訓練の実施 .....</b>	<b>1 9</b>
1. 社内における訓練 .....	1 9
2. 国又は地方公共団体が主催する訓練 .....	2 0
<b>第8節 関係機関との連携 .....</b>	<b>2 0</b>
1. 国との連携 .....	2 0
2. 地方公共団体との連携 .....	2 1
3. 地元防災関係機関等との連携 .....	2 1
<b>第9節 発電所周辺及び一般の方々を対象とした広報活動 .....</b>	<b>2 1</b>
<b>第3章 緊急事態応急対策等の実施 .....</b>	<b>2 2</b>
<b>第1節 通報及び連絡 .....</b>	<b>2 2</b>
1. 通報の実施 .....	2 2
2. 緊急事態発令時の対応 .....	2 3
3. 情報の収集と提供 .....	2 3
4. 社外関係機関との連絡方法 .....	2 4
5. 通話制限 .....	2 4
<b>第2節 応急措置の実施 .....</b>	<b>2 4</b>
1. 警備及び避難誘導 .....	2 4
2. 放射能影響範囲の推定及び防護措置 .....	2 5
3. 医療活動 .....	2 5
4. 消火活動 .....	2 6
5. 汚染拡大の防止 .....	2 7
6. 線量評価 .....	2 7
7. 広報活動 .....	2 7
8. 応急復旧 .....	2 8

9. 原子力災害の発生又は防止を図るための措置 .....	28
10. 資機材の調達及び輸送 .....	29
11. 事業所外運搬に係る事象発生における措置 .....	29
12. 応急措置の実施報告 .....	30
13. 原子力防災要員等の派遣等 .....	30
<b>第3節 緊急事態応急対策 .....</b>	<b>31</b>
1. 第2次緊急時態勢の発令 .....	31
2. 原子力災害合同対策協議会等との連絡報告 .....	32
3. 応急措置の継続実施 .....	32
4. 事業所外運搬事故における対策 .....	32
<b>第4章 原子力災害事後対策 .....</b>	<b>33</b>
<b>第1節 発電所の対策 .....</b>	<b>33</b>
1. 復旧対策 .....	33
2. 被災者の相談窓口の設置 .....	34
3. 緊急時対策要員の健康管理等 .....	34
4. 緊急時態勢の解除 .....	34
5. 原因究明と再発防止対策の実施 .....	34
<b>第2節 原子力防災要員等の派遣等 .....</b>	<b>34</b>
<b>第5章 その他 .....</b>	<b>36</b>
<b>第1節 他の原子力事業者への協力 .....</b>	<b>36</b>

## 第 1 章 総則

### 第 1 節 原子力事業者防災業務計画の目的

この原子力事業者防災業務計画（以下「この計画」という。）は、原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第 7 条第 1 項の規定並びに原子力災害対策指針に基づき、福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）における原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図るために必要な業務を定め、原子力災害対策の円滑かつ適切な遂行に資することを目的とする。

### 第 2 節 定義

この計画において次に掲げる用語の定義は、それぞれ当該各号の定めるところによる。

#### 1. 原子力災害

原子力緊急事態により公衆の生命、身体又は財産に生ずる被害をいう。

#### 2. 原子力緊急事態

発電所施設の保安及び維持管理等において放射性物質又は放射線が異常な水準で発電所の敷地外（原子力事業所の外における放射性物質の運搬（以下「事業所外運搬」という。）の場合にあっては、当該運搬に使用する容器外）へ放出された事態をいう。

#### 3. 原子力災害予防対策

緊急事態応急対策等及び原子力災害事後対策の実施に必要となる防災体制及び資機材の整備等の対策をいう。

#### 4. 緊急事態応急対策

原子力災害対策特別措置法第 15 条第 2 項の規定に基づく原子力緊急事態宣言があった時から同法第 15 条第 4 項の規定に基づく原子力緊急事態解除宣言があるまでの間において、原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止を図るため実施すべき応急の対策をいう。

## 5. 原子力災害事後対策

原子力災害対策特別措置法第15条第4項の規定に基づく原子力緊急事態解除宣言があった時以後において、原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止又は原子力災害の復旧を図るため実施すべき対策（原子力事業者が原子力損害の賠償に関する法律の規定に基づき同法第2条第2項に規定する原子力損害を賠償することを除く。）をいう。

## 6. 原子力事業者

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第23条第1項の規定に基づく原子炉の設置の許可を受けた者、その他原子力災害対策特別措置法第2条第3号に規定する者をいう。

## 7. 原子力事業所

原子炉の運転等を行う工場又は事業所をいう。

## 8. 指定行政機関

国家行政組織法（昭和23年法律第120号）第3条第2項に規定する国の行政機関及び同法第8条から第8条の3までに規定する機関で、内閣総理大臣が指定するものをいう。（内閣府、国家公安委員会、警察庁、金融庁、消費者庁、総務省、消防庁、法務省、外務省、財務省、文部科学省、文化庁、厚生労働省、農林水産省、経済産業省、資源エネルギー庁、原子力規制委員会、中小企業庁、国土交通省、国土地理院、気象庁、海上保安庁、環境省及び防衛省）

## 9. 指定地方行政機関

指定行政機関の地方支分部局（国家行政組織法第9条の地方支分部局をいう。）その他の国の地方行政機関で、内閣総理大臣が指定するものをいう。（沖縄総合事務局、管区警察局、総合通信局、沖縄総合通信事務所、財務局、水戸原子力事務所、地方厚生局、都道府県労働局、地方農政局、北海道農政事務所、森林管理局、経済産業局、産業保安監督部、那覇産業保安監督事務所、地方整備局、北海道開発局、地方運輸局、地方航空局、管区气象台、沖縄气象台、管区海上保安本部、地方環境事務所及び地方防衛局）

## 10. 核燃料物質等

核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物（原子核分裂生成物を含む。）をいう。

#### 1 1. 原子炉の運転等

原子力損害の賠償に関する法律施行令（昭和37年政令第44号）第1条に基づく原子炉の運転及び核燃料物質の使用並びにこれらに付随してする核燃料物質等の運搬又は貯蔵をいう。

#### 1 2. 緊急時態勢

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合であつて、発電所の平常組織をもってしては、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止等のための活動を迅速かつ円滑に行うことが困難な事態に対処するための態勢をいう。

#### 1 3. 原子力災害対策活動

緊急時態勢発令時に原子力災害の発生及び拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図るために実施する活動をいう。

#### 1 4. 原子力防災組織

原子力災害対策特別措置法第8条第1項の規定に基づき発電所に設置され、原子力災害対策活動を行う組織をいう。

#### 1 5. 本店原子力防災組織

本店に設置される原子力災害対策活動を行う組織をいう。

#### 1 6. 原子力防災要員

原子力災害対策特別措置法第8条第3項の規定に基づき原子力防災組織に置かれ、原子力災害対策活動を行う要員（ただし、同法第8条第4項の規定に基づき原子力規制委員会等に届け出ている要員に限る。）をいう。

#### 1 7. 緊急時対策要員

原子力防災要員、原子力防災要員の補佐・交替を行う要員及び原子力防災組織を統括管理する要員をいう。

#### 1 8. 本店緊急時対策要員

本店原子力防災組織に置かれ、原子力災害対策活動を行う要員をいう。

#### 1 9. 原子力防災管理者

原子力災害対策特別措置法第9条第1項の規定に基づき選任され、発電所においてその事業の実施を統括管理する者をいう。なお、緊急時態勢発令中は、発電所対策本部長という。



## 20. 副原子力防災管理者

原子力災害対策特別措置法第9条第3項の規定に基づき選任され、原子力防災組織の統括について原子力防災管理者を補佐する者をいう。

## 21. 緊急時対策所

原子力事業者が作成すべき原子力事業者防災業務計画等に関する省令第二条第二項第一号に規定する、原子力発電所の敷地内にあり、原子力防災組織の活動拠点となる対策所として、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策の実施を統括管理するための施設をいう。

## 22. 本店非常災害対策室

原子力事業者が作成すべき原子力事業者防災業務計画等に関する省令第二条第二項第三号に規定する、原子力事業所災害対策の重要な事項に係る意志決定を行い、かつ、緊急時対策所において行う原子力事業所災害対策の統括管理を支援するための施設をいう。

## 23. 緊急時対応情報表示システム（以下「SPDS」という。）

原子力事業者が作成すべき原子力事業者防災業務計画等に関する省令第二条第二項第四号に規定する、原子力事業所内の状況に関する情報その他の情報を伝送する福島第一原子力発電所5、6号機の原子力事業所内情報等伝送設備をいう。

## 24. 統合原子力防災ネットワーク

緊急時における情報連絡を確保するため、国が整備を行う、総理大臣官邸、原子力規制庁、緊急事態応急対策拠点施設（オフサイトセンター）及び独立行政法人原子力安全基盤機構とを接続する情報通信ネットワーク（地上系及び衛星系ネットワーク）をいう。

## 25. 原子力事業所災害対策支援拠点

原子力事業者が作成すべき原子力事業者防災業務計画等に関する省令第二条第二項第二号に規定する、原子力事業所災害対策の実施を支援するための原子力事業所の周辺の拠点をいう。なお、周辺地域において、必要な機能をすべて満たすことができる施設が存在しない場合は、複数の施設を選定し対処する。

## 26. 特定原子力施設

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第64条の2第1項の規定に基づき指定する施設。福島第一原子力発電所は平成24年11月7日、特定原子力施設の指定を受けている。

## 2.7. 福島第一安定化センター

発電所におけるプラントの安定状態維持，廃止措置に向けた諸対策，緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策の実施を支援する組織。

### 第3節 原子力事業者防災業務計画の基本構想

発電所施設に関する保安及び維持管理等に関する事項については，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく保安規定に基づき，活動を行う。

従って，この計画では，原子力災害対策の遂行に資するため，次に掲げる各段階における諸施策について定めるものとする。

#### 1. 原子力災害予防対策の実施

迅速かつ円滑な応急対策を行うための，緊急事態応急対策等及び原子力災害事後対策の実施に必要となる防災体制の整備及び防災資機材の整備，防災教育並びに防災訓練の実施等。

#### 2. 緊急事態応急対策等の実施

迅速かつ円滑な応急対策を行うための，特定の事象発生時の通報，緊急時態勢の確立，情報の収集と伝達，応急措置の実施，緊急事態応急対策の実施及び関係機関への原子力防災要員等の派遣等。

#### 3. 原子力災害事後対策の実施

適切かつ速やかな災害復旧対策を行うための，原子力災害事後対策の実施及び関係機関への原子力防災要員等の派遣による原子力災害地域復旧等。

#### 第4節 原子力事業者防災業務計画の運用

原子力防災管理者、副原子力防災管理者並びに発電所及び本店の緊急時対策要員は、平素から、原子力災害対策活動等について理解しておくとともに、緊急時には、この計画に従い、円滑かつ適切な原子力災害対策活動を遂行するものとする。

#### 第5節 原子力事業者防災業務計画の修正

原子力防災管理者は、毎年この計画に検討を加え、必要があると認められるときはこれを修正する。なお、原子力防災管理者は、検討の結果、修正の必要がない場合であってもその旨を原子力防災専門官、福島県知事、大熊町長、双葉町長に報告する。また、この計画を修正する場合には、次のとおりとする。

1. 原子力防災管理者は、この計画を修正しようとするときは、福島県地域防災計画、大熊町地域防災計画及び双葉町地域防災計画に抵触するものでないことを確認し、原子力防災専門官の指導及び助言を受ける。
2. この計画を修正しようとするときは、あらかじめ福島県知事、大熊町長及び双葉町長に協議しなければならない。この協議は、この計画を修正しようとする日の60日前までに、社長より福島県知事、大熊町長及び双葉町長にこの計画の案を提出して行うものとする。この場合において、この計画を修正しようとする日を明らかにするものとする。
3. この計画を修正した場合、社長より内閣総理大臣及び原子力規制委員会に速やかに様式1に定める届出書により届け出るとともに、その要旨を公表する。
4. 原子力防災管理者は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、福島県知事、大熊町長及び双葉町長から、この計画の作成又は修正に関する事項について報告を求められたときに報告できるよう、作成及び修正の履歴を保存しておく。

## 第2章 原子力災害予防対策の実施

### 第1節 防災体制

#### 1. 緊急時態勢の区分

別表2-1及び別表2-2の事象が発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、次表に定める原子力災害の情勢に応じて緊急時態勢を区分する。

表 緊急時態勢の区分

原子力災害の情勢	緊急時態勢の区分
別表2-1の事象が発生し、原子力防災管理者が原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報を行ったときから、第2次緊急時態勢を発令するまでの間、又は別表2-1の事象に該当しない状態となり、事象が収束し第1次緊急時態勢を取る必要が無くなったときまでの間	第1次緊急時態勢
別表2-2の事象が発生し、その旨を関係箇所に報告したとき、又は内閣総理大臣による原子力災害対策特別措置法第15条第2項に基づく原子力緊急事態宣言が行われたときから、内閣総理大臣による原子力災害対策特別措置法第15条第4項に基づく原子力緊急事態解除宣言が行われ、かつ別表2-1及び別表2-2の事象に該当しない状態となり、事象が収束し緊急時態勢を取る必要が無くなったときまでの間	第2次緊急時態勢

注) 原子力災害対策特別措置法第15条第4項の原子力緊急事態解除宣言が行われた後においても、発電所対策本部長の判断により緊急時態勢を継続することができる。

なお、平成23年3月11日、発電所において別表2-2の事象が発生したことから第2次緊急時態勢の発令を行い、現在、原子力災害対策活動を実施している。

#### 2. 原子力防災組織

社長は、発電所に原子力防災組織を、本店に本店原子力防災組織を設置する。

##### (1) 発電所

- ① 原子力防災組織は、別図2-1に定める業務分掌に基づき、原子力災害の発生又は拡大を防止するために必要な活動を行う。

- ② 原子力防災管理者は、原子力防災組織に原子力災害が発生した場合に別表 2－3 に定める業務を直ちに行える原子力防災要員を置く。
- ③ 原子力防災管理者は、原子力防災要員を置いた場合又は変更した場合、社長より原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長及び双葉町長に様式 2 の届出書により原子力防災要員を置いた日又は変更した日から 7 日以内に届け出る。
- ④ 原子力防災管理者は、原子力防災要員のうち、発電所からの派遣要員をあらかじめ定めておく。  
派遣要員は、次に掲げる職務を実施する。
  - a. 指定行政機関の長、指定地方行政機関の長並びに地方公共団体の長その他の執行機関の実施する緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策への協力
  - b. 他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策への協力
- ⑤ 原子力防災管理者は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、福島県知事、大熊町長及び双葉町長から、原子力防災組織及び原子力防災要員の状況について報告を求められたときはこれを行う。
- ⑥ 原子力防災管理者は、原子力防災組織に原子力防災要員の補佐・交替要員を置く。

## (2) 本店

- ① 本店原子力防災組織は、別図 2－2 に定める業務分掌に基づき、本店における原子力災害対策活動を実施し、発電所において実施される対策活動を支援する。
- ② 本店原子力防災組織は本店緊急時対策要員で構成する。
- ③ 第 2 次緊急事態勢が発令された場合には、緊急事態応急対策等拠点施設（以下「オフサイトセンター」という。）等の関係機関と連携し、全社的に緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策に取り組むものとする。
- ④ 社長は、本店からの派遣要員をあらかじめ定めておく。

## 3. 原子力防災管理者・副原子力防災管理者の職務

### (1) 原子力防災管理者の職務

原子力防災管理者は、発電所長とし、原子力防災組織を統括管理するとともに、次に掲げる職務を行う。

- ① 別表 2－1 又は別表 2－2 の事象の発生について通報を受け、又は自ら発見したときは、直ちに別図 2－3 に示す箇所へ通報し、緊急時態勢を発令する。
- ② 緊急時態勢を発令した場合、直ちに緊急時対策要員を召集し、原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行わせるとともに、その概要を別図 2－4 に示す箇所へ報告する。
- ③ 原子力災害対策特別措置法第 11 条第 1 項に定められた放射線測定設備を設置し、及び維持し、同条第 2 項に定められた放射線障害防護用器具、非常用通信機器その他の資材又は機材を備え付け、随時、保守点検する。
- ④ 内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、福島県知事、大熊町長及び双葉町長から、原子力防災管理者及び副原子力防災管理者の状況について報告を求められたときはこれを行う。
- ⑤ 緊急時対策要員に対し定期的に原子力緊急事態に対処するための防災訓練及び防災教育を実施する。
- ⑥ 旅行又は疾病その他の事故のため長期に亘り不在となり、その職務を遂行できない場合、副原子力防災管理者であるユニット所長（5・6 号）、副所長（技術系）、ユニット所長（廃炉技術統括）、防災安全部長、技術・品質安全部長、1～4 号設備運転管理部長、5・6 号運転管理部長、原子力防災担当、5・6 号保全部長及び原子力防災グループマネージャーの中から、この順位により代行者を指定する。

## （2）副原子力防災管理者の職務

副原子力防災管理者は、次に掲げる職務を行う。

- ① 原子力防災組織の統括について原子力防災管理者を補佐する。
- ② 原子力防災管理者が不在の時には、その職務を代行する。

## （3）原子力防災管理者・副原子力防災管理者の選任及び解任

原子力防災管理者又は副原子力防災管理者を選任又は解任した場合、社長より原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長及び双葉町長に 7 日以内に様式 3 の届出書により届け出る。

## 第2節 原子力防災組織の運営

### 1. 通報連絡体制及び情報連絡体制

#### (1) 原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報連絡体制

原子力防災管理者は、別表2-1又は別表2-2に該当する事象の発生について通報を受けたとき、又は自ら発見したときに際し、別図2-3に定める通報連絡体制を連絡責任者、通信手段等を含めて整備しておくものとする。

また、原子力防災管理者は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、福島県知事、大熊町及び双葉町長から、原子力災害対策特別措置法第10条第1項の通報について報告を求められたときに、報告できるようにしておくものとする。

#### (2) 原子力災害対策特別措置法第10条第1項の通報後の情報連絡体制

##### ① 発電所対策本部と社外関係機関との連絡体制

原子力防災管理者は、原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報を行った後の社外関係機関への報告及び連絡について別図2-4に定める連絡体制を整備しておくものとする。

##### ② 社内の情報連絡体制

社内の情報連絡体制は、別図2-5に定めるとおりとする。

### 2. 緊急時態勢の発令及び解除

#### (1) 緊急時態勢の発令

##### ① 発電所

原子力防災管理者は、原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報を行った場合、別図2-6に定める連絡経路により緊急時態勢を発令する。

原子力防災管理者は、緊急時態勢を発令した場合、直ちに本店原子力運営管理部長及び福島第一安定化センター所長に報告する。

##### ② 本店

本店原子力運営管理部長は、原子力防災管理者から発電所における緊急時態勢発令の報告を受けた場合、別図2-7に定める連絡経路により、社長及び原子力・立地本

部長に報告し、社長は、本店における緊急時態勢を発令する。この際、発電所において発令した緊急時態勢の区分を本店においても適用することとする。

## (2) 緊急時対策本部の設置

### ① 発電所

- a. 原子力防災管理者は、緊急時態勢を発令した場合、速やかに発電所の緊急時対策室に緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）を設置する。
- b. 発電所対策本部は、別図 2－1 に示す組織で構成する。
- c. 原子力防災管理者は、発電所対策本部長としてその職務を遂行する。

### ② 本店

- a. 社長は、本店に緊急時態勢を発令した場合、速やかに本店の非常災害対策室に緊急時対策本部（以下「本店対策本部」という。）を設置する。
- b. 本店対策本部は、別図 2－2 に示す組織で構成する。
- c. 本店対策本部長は、社長とする。また、社長が不在の場合には副社長又は常務執行役の中から選任する。
- d. 本店対策本部長は、原子力規制庁より原子力規制委員又は緊急事態対策監が派遣された以降は、原子力規制委員又は緊急事態対策監と綿密に連絡を取り、発電所関連情報を共有するとともに、総理大臣官邸及び原子力規制庁等の関係機関からの指示受領は原子力規制委員又は緊急事態対策監を通じて行う。

## (3) 緊急時対策要員の非常召集

### ① 発電所

原子力防災管理者は、発電所における緊急時態勢発令時（緊急時態勢発令が予想される場合を含む。）に所内放送、緊急時サイレン又は緊急時対策要員緊急連絡網等を使用し、別図 2－6 に定める連絡経路により、緊急時対策要員を発電所の緊急時対策室に非常召集する。なお、原子力防災管理者は、あらかじめ緊急時対策要員を非常召集するための連絡手段を整備しておく。

### ② 本店

本店総務部長は、本店における緊急時態勢発令時（緊急時態勢発令が予想される場合を含む。）に社内放送又は緊急時対策要員緊急連絡網等を使用し、別図 2－7 に定める連絡経路により、本店の緊急時対策要員を非常災害対策室に非常召集する。なお、



本店原子力運営管理部長は、あらかじめ緊急時対策要員の連絡先を記載した名簿を作成・整備しておく。

#### (4) 緊急時態勢の区分の変更

##### ① 発電所

発電所対策本部長は、緊急時態勢の区分を変更したときは、本店対策本部長にその旨を報告する。

##### ② 本店

本店対策本部長は、発電所対策本部長から緊急時態勢の区分の変更の報告を受けたときは、本店の緊急時態勢の区分も変更する。

#### (5) 緊急時態勢の解除

##### ① 発電所

発電所対策本部長は、次に掲げる状態となった場合、関係機関と協議し緊急時態勢を解除する。

- a. 第1次緊急時態勢発令後、別表2-1の事象に該当しない状態となり、事象が収束し第1次緊急時態勢を取る必要が無くなったとき。
- b. 第2次緊急時態勢発令後、内閣総理大臣による原子力災害対策特別措置法第15条第4項に基づく原子力緊急事態解除宣言が行われ、かつ別表2-1及び別表2-2の事象に該当しない状態となり、事象が収束し緊急時態勢を取る必要が無くなったとき。ただし、発電所対策本部長の判断により緊急時態勢を継続することができる。

発電所対策本部長は、発電所の緊急時態勢を解除した場合、本店対策本部長に報告する。

##### ② 本店

本店対策本部長は、発電所の緊急時態勢が解除された場合、本店における緊急時態勢を解除する。ただし、本店対策本部長は、原子力災害対策特別措置法第15条第4項に基づく原子力緊急事態解除宣言が行われた場合、本店における緊急時態勢を解除することができる。この場合、本店対策本部長は発電所対策本部長にその旨を報告する。

発電所対策本部長及び本店対策本部長は、緊急時態勢を解除したときは、緊急時対策

本部を廃止し、緊急時対策要員を解散する。

(6) 原子力事業所災害対策支援拠点の設置及び廃止

- a. 本店対策本部長は、事態に応じ原子力事業所災害対策支援拠点を設置し、復旧作業における放射線管理の実施、復旧資機材の受入れ等、事故復旧作業の支援を行う。
- b. 本店対策本部長は、緊急時態勢を解除した場合、原子力事業所災害対策支援拠点を廃止することができる。

3. 権限の行使

- (1) 発電所及び本店の原子力災害対策活動に関する一切の業務は、それぞれの対策本部のもとで互いに綿密な連絡をとり行う。また、本店対策本部は発電所対策本部に対し、最優先で支援を行う。
- (2) 発電所対策本部長は、職制上の権限を行使して活発に原子力災害対策活動を行う。ただし、権限外の事項であっても、緊急に実施する必要があるものについては、臨機の措置をとることとする。なお、権限外の事項については、行使後は速やかに所定の手続きをとるものとする。

### 第3節 放射線測定設備及び原子力防災資機材の整備

1. 敷地境界付近の放射線測定設備の設置及び検査等

原子力防災管理者は、原子力災害対策特別措置法第11条第1項に基づく放射線測定設備（以下「モニタリングポスト」という。）を別図2-8に定めるとおり整備し、次に掲げる検査等を実施する。

- (1) モニタリングポストの検出部、表示及び記録装置その他の主たる構成要素の外観において放射線量の適正な検出を妨げるおそれのある損傷がない状態とする。
- (2) モニタリングポストを設置している地形の変化その他の周辺環境の変化により、放射線量の適正な検出に支障を生ずるおそれのある状態とならないようにする。
- (3) 毎年1回以上定期的にモニタリングポストの較正を行う。
- (4) モニタリングポストが故障等により監視不能となった場合、速やかに修理するとともに他のモニタリングポストを監視する等の代替手段を講ずる。

- (5) モニタリングポストを新たに設置したとき又は変更したときは、社長より内閣総理大臣、原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長及び双葉町長に 7 日以内に様式 4 に定める届出書により届け出る。
- (6) モニタリングポストを新たに設置したとき又は変更したときは、原子力災害対策特別措置法第 11 条第 5 項の検査を受けるため、(5) の現況届と併せて、次に掲げる事項を記載した様式 5 に定める申請書を社長より原子力規制委員会に提出する。
- ① 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
  - ② 放射線測定設備を設置した原子力事業所の名称及び所在地
  - ③ 検査を受けようとする放射線測定設備の数及びその概要
- (7) モニタリングポストにより測定した放射線量を記録計により記録し、1 年間保存する。また、モニタリングポストにより測定した放射線量をインターネット又はその他の手段により公表する。
- (8) 内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、福島県知事、大熊町長及び双葉町長から、モニタリングポストの状況、若しくはモニタリングポストにより検出された放射線量の数値の記録又は公表に関する事項について報告を求められたときはこれを行う。

## 2. 原子力防災資機材の整備

原子力防災管理者は、原子力災害対策特別措置法第 11 条第 2 項に規定される原子力防災資機材に関して次に掲げる措置を講ずる。

- (1) 別表 2-4-1 に定める原子力防災資機材を確保するとともに、定期的に保守点検を行い、平素から使用可能な状態に整備しておく。
- (2) 原子力防災資機材に不具合が認められた場合、速やかに修理するか、代替品を補充あるいは代替手段により必要数量又は必要な機能を確保する。
- (3) 原子力防災資機材を備え付けたときは、社長より内閣総理大臣、原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長及び双葉町長に 7 日以内に様式 6 に定める届出書により届け出る。また、毎年 9 月 30 日現在における備え付けの現況を翌月 7 日までに同様式の届出書により届け出る。
- (4) 内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、福島県知事、大熊町長及び双葉

町長から、原子力防災資機材の状況について報告を求められたときはこれを行う。

### 3. 原子力防災資機材以外の資機材の整備

- (1) 原子力防災管理者及び本店原子力運営管理部防災安全グループマネージャーは、別表2-4-2に定める原子力防災資機材以外の資機材を確保し、定期的に保守点検を行い、平素から使用可能な状態に整備する。
- (2) 原子力防災資機材以外の資機材に不具合が認められた場合、速やかに修理するか、代替品を補充あるいは代替手段により必要数量又は必要な機能を確保する。

### 4. 遠隔操作が可能な装置等の整備

原子力防災管理者は、別表2-4-3に定める遠隔操作が可能な装置等及び操作要員を確保し、平素から使用可能な状態に整備する。

遠隔操作が可能な装置等の不具合が長期に及ぶ場合は、代替品を補充する等必要な措置を講じる。

## 第4節 原子力災害対策活動で使用する資料の整備

### 1. オフサイトセンターに備え付ける資料

原子力防災管理者は、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策を講ずるに際して必要となる資料として、次に掲げる資料をオフサイトセンターに備え付けるため、資料を作成したとき又は変更したときに、社長より内閣総理大臣に提出する。

- (1) 原子力事業者防災業務計画
- (2) 原子炉設置（変更）許可申請書
- (3) 原子炉施設保安規定
- (4) プラント配置図

### 2. 原子力規制庁緊急時対応センターに備え付ける資料

本店原子力運営管理部長は、オフサイトセンターに備え付ける資料と同等の資料を原子力規制庁緊急時対応センターに備え付けるため、原子力規制庁内の指定された場所へ

配置する。

### 3. 発電所及び本店等に備え付ける資料

#### (1) 発電所

原子力防災管理者は、別表2-5に定める資料を、発電所に備え付ける。また、原子力防災管理者は、これらの資料について定期的に見直しを行う。

#### (2) 本店

原子力防災管理者は、本店原子力運営管理部長に別表2-5に定める資料を送付し、本店原子力運営管理部長は、本店に備え付ける。

#### (3) 原子力事業所災害対策支援拠点

原子力防災管理者は、原子力事業所災害対策支援拠点が設置される場所において使用する、別表2-5に定める資料を支援拠点及び本店に備え付ける。また、これらの資料について定期的に見直しを行う。

## 第5節 原子力災害対策活動で使用する施設及び設備の整備・点検

### 1. 緊急時対策所

- (1) 原子力防災管理者は、別図2-9及び別表2-6に示す緊急時対策所を平素から使用可能な状態に整備するとともに、換気浄化設備を定期的に点検する。
- (2) 原子力防災管理者は、緊急時対策所及びSPDSを、地震等の自然災害が発生した場合においてもその機能が維持できる施設及び設備とする。
- (3) 原子力防災管理者は、非常用電源を緊急時対策所及びSPDSに供給できるように整備・点検する。
- (4) 原子力防災管理者は、緊急時対策所に以下の設備を配備し、統合原子力防災ネットワークに接続する。

なお、原子力防災管理者は、これらの設備を定期的に整備・点検し、総理大臣官邸、原子力規制庁、オフサイトセンター及び独立行政法人原子力安全基盤機構との接続が確保できることを確認する。

- a. 非常用通信機器
- b. TV会議システム
- c. SPDS

## 2. 原子力事業所災害対策支援拠点

- (1) 社長は、別図2-11及び別表2-6に示す原子力事業所災害対策支援拠点を、あらかじめ選定しておく。
- (2) 社長は、原子力事業所災害対策支援拠点を、地震等の自然災害が発生した場合においてもその機能を維持できる施設とする。
- (3) 原子力運営管理部長は、非常用電源を原子力事業所災害対策支援拠点に供給できるように整備・点検する。

## 3. 本店非常災害対策室

- (1) 社長は、別表2-6に示す本店の非常災害対策室を平素から使用可能な状態に整備する。
- (2) 社長は、本店の非常災害対策室及びSPDSを、地震等の自然災害が発生した場合においても、その機能を維持できる施設及び設備とする。
- (3) 本店総務部長は、非常用電源を本店の非常災害対策室及びSPDSに供給できるように整備・点検する。
- (4) 本店原子力運営管理部長は、本店の非常災害対策室に以下の設備を配備し、統合原子力防災ネットワークに接続する。

なお、本店原子力運営管理部長は、これらの設備を定期的に整備・点検し、総理大臣官邸、原子力規制庁、オフサイトセンター及び独立行政法人原子力安全基盤機構との接続が確保できることを確認する。

- a. 非常用通信機器
- b. TV会議システム
- c. SPDS

#### 4. 退避場所の指定及び避難集合場所

原子力防災管理者は、別図2－10に定める場所が退避場所又は避難集合場所であることを関係者に周知する。また、原子力防災管理者は、これらの場所を指定又は変更したときは、関係者に周知する。

#### 5. 救急医療施設

原子力防災管理者は、別図2－9に示す救急医療施設を平素から使用可能な状態に整備する。

#### 6. 気象観測設備

原子力防災管理者は、別図2－8に示す気象観測設備を平素から使用可能な状態に整備する。また、原子力防災管理者は、気象観測設備に不具合が認められた場合、速やかに修理する。

修理できない場合は代替手段によりデータ採取を行う。

#### 7. SPDS

##### (1) 発電所

原子力防災管理者は、発電所におけるSPDSを平素から使用可能な状態であることを確認する。また、原子力防災管理者は、発電所のSPDSデータ伝送に不具合が認められた場合、速やかに必要な措置を講じる

##### (2) 本店

本店原子力運営管理部長は、本店におけるSPDSを平素から使用可能な状態に整備する。また、本店原子力運営管理部長は、本店のSPDSに不具合が認められた場合、速やかに修理する。

#### 8. 緊急時サイレン及び所内放送装置

原子力防災管理者は、発電所における緊急時サイレン及び所内放送装置を平素から使用可能な状態に整備する。また、原子力防災管理者は、緊急時サイレン又は所内放送装置に不具合が認められた場合、速やかに修理する。

## 第6節 防災教育の実施

原子力防災管理者及び本店原子力運営管理部長は、緊急時対策要員及び本店緊急時対策要員に対し、原子力災害に関する知識及び技能を習得させ、原子力災害対策活動の円滑な実施に資するため、次に掲げる項目について定期的に実施する。

- (1) 原子力防災組織及び活動に関する知識
- (2) 発電所及び放射性物質の運搬容器等の施設又は設備に関する知識
- (3) 放射線防護に関する知識
- (4) 放射線及び放射性物質の測定方法並びに機器を含む防災対策上の諸設備に関する知識
- (5) シビアアクシデントに関する知識

また、緊急時対策要員を除く発電所員等に対し、原子力災害に関する正しい知識の普及・啓発に努めるものとする。

## 第7節 訓練の実施

### 1. 社内における訓練

- (1) 原子力防災管理者及び本店原子力運営管理部長は、原子力災害発生時に原子力防災組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できるようにするため、次に掲げる項目について訓練を実施する。なお、訓練は毎年実施するとともに、訓練後には評価を行い、必要に応じ改善を図る。

- a. 防災訓練（緊急時演習）※ b～g の訓練項目を複数組み合わせたもの
- b. 通報訓練
- c. 緊急被ばく医療訓練
- d. モニタリング訓練
- e. 避難誘導訓練
- f. アクシデントマネジメント訓練
- g. 電源機能等喪失時訓練

- (2) 原子力防災管理者は、(1)に係る訓練実施計画をとりまとめ、原子力防災専門官の指導及び助言を受ける。



なお、訓練実施計画には、原子力規制委員会に実施結果を報告する訓練を定めておく。

- (3) 社長は、(2) で定めた訓練について、その実施結果を様式 10 に定める報告書により原子力規制委員会に報告するとともに、その要旨を公表する。
- (4) 原子力防災管理者は、(2) で定めた訓練について、その実施結果を福島県、大熊町、双葉町及び関係周辺市町村に情報提供を行う。

## 2. 国又は地方公共団体が主催する訓練

発電所及び本店の緊急時対策要員は、国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練における訓練計画の策定に参画し、訓練内容に応じて原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与その他必要な措置の実施を模擬して訓練に参加する。なお、訓練参加後には評価を行い、必要に応じ改善を図る。

## 第 8 節 関係機関との連携

原子力防災管理者又は社長は、原子力災害発生時に、円滑に緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策を進めるために、平素から次に掲げる機関と相互に連携を図るものとする。

### 1. 国との連携

- (1) 国の機関（原子力規制委員会及びその他関係省庁）と平素から協調し、防災情報の収集及び提供等の相互連携を図る。
- (2) 内閣総理大臣、原子力規制委員会又は国土交通大臣から原子力災害対策特別措置法第 31 条に基づく業務の報告を求められた場合、その業務について報告を行う。
- (3) 内閣総理大臣、原子力規制委員会又は国土交通大臣から原子力災害対策特別措置法第 32 条第 1 項に基づく発電所の立ち入り検査を求められた場合、その立ち入り検査について対応を行う。
- (4) 原子力防災専門官からこの計画の修正又は原子力防災組織の設置、防災訓練に係る計画書及び実施要領その他原子力災害予防対策に関する指導及び助言があった場合、速やかにその対応を行う。

また、原子力防災管理者は、原子力防災専門官と協調し、防災情報の収集及び提供等相互連携を図る。

## 2. 地方公共団体との連携

- (1) 地方公共団体（福島県、大熊町、双葉町及び関係周辺市町村）と平素から協調し、防災情報の収集及び提供等の相互連携を図る。
- (2) 地域防災会議等が開催される場合、必要に応じこれに参加し密接な連携を保つ。
- (3) 福島県知事、大熊町長及び双葉町長から原子力災害対策特別措置法第31条に基づく業務の報告を求められた場合、その業務についての報告を行う。
- (4) 福島県知事、大熊町長及び双葉町長から原子力災害対策特別措置法第32条第1項に基づく発電所の立ち入り検査を求められた場合、その立ち入り検査についての対応を行う。

## 3. 地元防災関係機関等との連携

地元防災関係機関等（双葉地方広域市町村圏組合消防本部、富岡消防署、浪江消防署、双葉警察署、福島海上保安部及びその他関係機関）と平素から協調し、防災情報の収集及び提供等の相互連携を図る。

## 第9節 発電所周辺及び一般の方々を対象とした広報活動

原子力防災管理者及び本店広報部長（緊急時態勢発令中は、発電所対策本部長及び本店対策本部広報班長）は、発電所周辺及び一般の方々を対象に国、地方公共団体と協調して次に掲げる事項について広報・情報公開を行い、理解促進に努めるものとする。

1. 放射性物質及び放射線の特性
2. 原子力災害とその特殊性
3. 発電所の現況及び復旧対策の実施状況
4. 発電所における防災対策の内容

### 第3章 緊急事態応急対策等の実施

#### 第1節 通報及び連絡

##### 1. 通報の実施

- (1) 原子力防災管理者は、発電所における別表2-1の事象の発生について通報を受け、又は自ら発見したときは、様式7-1に定められた通報様式に必要事項を記入し、内閣総理大臣、原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長、双葉町長その他の別図2-3に定められた通報先にファクシミリ装置を用いて、直ちに一齐に送信する。別表2-1に定める事象を経ずに別表2-2に定める事象が発生した場合も同様に送信する。さらに、内閣総理大臣、原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長及び双葉町長に対してはその着信を確認する。これ以外の通報先については追って電話等にてファクシミリを送信した旨を連絡する。

なお、原子力防災管理者は、発電所外（発電所が輸送物の安全について責任を有する事業所外運搬（使用済燃料、輸入新燃料等）に限る。）における別表2-1又は別表2-2に定める事象の発生について通報を受け、又は自ら発見したときは、様式7-2に定められた通報様式に必要事項を記入し、内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、当該事象が発生した場所を管轄する都道府県知事、市町村長その他の別図2-3に定められた通報先にファクシミリ装置を用いて、直ちに一齐に送信する。さらに、内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、当該事象が発生した場所を管轄する都道府県知事及び市町村長に対してはその着信を確認する。これ以外の通報先については追って電話等にてファクシミリを送信した旨を連絡する。

送信した通報用紙については、記録として保存する。

- (2) 原子力防災管理者は、発電所内の事象発生における原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報を行った場合、その旨を内閣総理大臣、原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長及び双葉町長と連絡を取りつつ、報道機関へ発表する。

なお、原子力防災管理者は、事業所外運搬に係る事象発生における原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報を行った場合、その旨を内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、当該事象が発生した場所を管轄する都道府県知事及び

市町村長と連絡を取りつつ、報道機関へ発表する。

## 2. 緊急時態勢発令時の対応

- (1) 原子力防災管理者は、前項の通報を行った場合、この計画第2章第1節1.「緊急時態勢の区分」に基づき、緊急時態勢を発令する。
- (2) 原子力防災管理者は、緊急時態勢を発令した場合、直ちに本店原子力運営管理部長及び福島第一安定化センター所長に報告する。また、発電所内の事象発生の場合、本店原子力運営管理部長は、SPDSのデータが国に伝送されていることを確認する。なお、伝送されていない場合は、必要な項目について代替手段によりデータを送付する。
- (3) 本店原子力運営管理部長は、原子力防災管理者からの発電所における緊急時態勢の発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告するとともに、本店総務部長に本店緊急時対策要員の非常召集を指示する。
- (4) 社長は、本店原子力運営管理部長から発電所緊急時態勢の発令の報告を受けたときは、本店に緊急時態勢を発令する。
- (5) 原子力防災管理者及び社長は、発電所及び本店に対策本部を設置し、それぞれの対策本部長となり原子力災害対策活動を開始する。
- (6) 発電所対策本部長及び本店対策本部総務班長は、緊急時対策要員及び本店の緊急時対策要員を非常召集する。
- (7) 発電所対策本部長及び本店対策本部長は、緊急時態勢を発令した場合、緊急時対策所、本店非常災害対策室においてテレビ会議システムを起動し、総理大臣官邸、原子力規制庁、オフサイトセンターと独立行政法人原子力安全基盤機構を接続する。

## 3. 情報の収集と提供

- (1) 発電所対策本部の各班長は、事故状況の把握を行うため、速やかに次に掲げる事項を調査し、事故及び被害状況等を迅速かつ的確に収集し、発電所対策本部長に報告する。
  - ① 事故の発生時刻及び場所
  - ② 事故原因、状況及び事故の拡大防止措置
  - ③ 被ばく及び障害等人身災害にかかわる状況
  - ④ 発電所敷地周辺における放射線並びに放射能の測定結果

⑤ 放出放射性物質の量，種類，放出場所及び放出状況の推移等の状況

⑥ 気象状況

⑦ 収束の見通し

⑧ その他必要と認める事項

(2) 発電所対策本部情報班長は，上記の情報を定期的に収集し，その内容を様式 8 - 1 又は様式 8 - 2 に記載し，発電所対策本部通報班長は，それを別図 2 - 4 に定める連絡箇所にファクシミリにて送信する。

送信した通報用紙については，記録として保存する。

#### 4. 社外関係機関との連絡方法

原子力防災管理者（発電所対策本部が設置されている場合は発電所対策本部長）は，社外関係機関に連絡を行う場合，別図 2 - 3 及び別図 2 - 4 の連絡経路により行う。

#### 5. 通話制限

発電所対策本部総務班長及び本店対策本部総務班長は，緊急事態応急対策実施時の保安通信を確保するため，必要と認めたときは，通話制限その他必要な措置を講じるものとする。

### 第 2 節 応急措置の実施

#### 1. 警備及び避難誘導

発電所対策本部長は，発電所内の事象発生における緊急時態勢を発令した場合，次に掲げる措置を講じる。

##### (1) 退避場所等の指定

発電所敷地内の入構者に対する退避場所等の必要な事項を指定する。

##### (2) 退避の周知

発電所敷地内の入構者を所内放送及びページング等により指定する退避場所への移動及びその際の防護措置を周知させる。

##### (3) 発電所敷地外への避難

発電所敷地内の入構者を発電所敷地外へ避難させる必要がある場合、所内放送及びページング等により発電所敷地外への避難及びその際の防護措置を周知し、負傷者及び放射線障害を受けた者又は受けたおそれのある者（以下「負傷者等」という。）の有無を把握し、発電所敷地外へ避難させる。なお、この際に発電所対策本部通報班長は、その旨を直ちに福島県知事、大熊町長、双葉町長、原子力防災専門官及び各関係機関に連絡する。

#### （４）発電所への入域制限等

発電所敷地内への入域を制限するとともに、原子力災害対策活動に関係のない車両の使用を禁止させる。

### ２．放射能影響範囲の推定及び防護措置

発電所対策本部保安班長は、発電所敷地内及び発電所周辺の放射線並びに放射能の測定を行い、放射性物質が発電所敷地外に放出された場合、放射線監視データ、気象観測データ及び緊急時環境モニタリングデータ等から放射能影響範囲を推定する。

また、発電所対策本部保安班長は必要に応じて原子力災害対策活動等に従事する者に対し、防護マスクの着用及び線量計の携帯等の防護措置を定め指示するものとする。

なお、発電所対策本部医療班長は、原子力災害対策活動等に従事する者に対し、別表３－１に定める基準により、安定ヨウ素剤を服用させる。

### ３．医療活動

発電所対策本部医療班長は、負傷者等が発生した場合、第１発見者等の関係者と協力して次に掲げる措置を講じる。

また、発電所対策本部長は、緊急時対策要員に対し、心身の健康管理に係わる適切な措置を講じる。

#### （１）救助活動

負傷者等を放射線による影響の少ない場所に速やかに救出する。

#### （２）応急処置

負傷者等を別図２－９に定める発電所内の救急医療施設（自然災害等の発生により救急医療施設が使用できない場合は免震重要棟医務室）に搬送し、応急処置並びに汚染検査、除染及び汚染拡大防止措置を講じた後、初期被ばく医療機関等へ搬送する。ただし、個別の具体的な線量評価、臨床所見及び検査結果等により、専門的な医療が

必要であると判断した場合は、二次被ばく医療機関又は三次被ばく医療機関に搬送する。

### (3) 福島県への連絡等

負傷者等を初期被ばく医療機関等に搬送する場合には、福島県に状況を連絡する。また、二次被ばく医療機関又は三次被ばく医療機関に搬送する場合には、福島県に事前に事故及び被ばくの状況とその症状等について連絡し、受け入れる医療機関等について指示を受ける。

### (4) 二次災害防止に関する措置

救急・救助隊員及び医療関係者の被ばく防止のため、事故の概要及び負傷者等の放射性物質による汚染の状況等の情報について救出・移送及び治療の依頼を行う時並びに依頼後の情報について順次、消防機関及び医療機関等に連絡する。また、救急・救助隊員到着時に必要な情報を伝達する。

### (5) 医療機関等への搬送に関する措置

負傷者等を医療機関等へ搬送する際に、放射性物質や放射線に対する知識を有し、線量評価や汚染の拡大防止措置が行える者を随行させるとともに、医療機関等へ到着時に必要な情報を伝達する。

また、負傷者等の搬送を行った救急車や処置を行った医療機関等の処置室等の汚染検査に協力し、その結果を福島県に報告する。

### (6) 緊急時対策要員の健康管理等

発電所対策本部長は、緊急時対策要員の疲弊を防止し、原子力災害対策活動を円滑に行うため、できる限り早期に、活動期間及び交替時期を明確にする。

また、発電所対策本部医療班長は、緊急時対策要員への健康診断及び健康相談による健康不安に対する対策等を適切に実施する。

## 4. 消火活動

第1発見者等は、速やかに火災の発生状況を把握し、消防機関に通報する。

発電所対策本部復旧班長は、火災が発生した場合、第1発見者等の関係者と協力して次に掲げる措置を講じる。

### (1) 初期消火

速やかに火災の状況を把握し、安全を確保しつつ、初期消火を行う。

## (2) 二次災害防止に関する措置

消防隊員の被ばく防止のため、事故の概要及び放射性物質の漏えいの有無等の情報について消火の依頼を行う時並びに依頼後の情報について順次、消防機関に連絡する。

## (3) 消火活動

消防隊員到着後、消防隊員の安全確保及び消火活動方法の決定に必要な情報を提供し、消防機関と協力して迅速に消火活動を行う。

## 5. 汚染拡大の防止

発電所対策本部保安班長は、不必要な被ばくを防止するため、関係者以外の者の立入りを禁止する区域を設置し、標識等により明示するとともに、必要に応じ所内放送等により発電所構内にいる者に周知する。また、発電所対策本部保安班長は、放射性物質による予期しない汚染が確認された場合、速やかにその拡大の防止及び除去に努める。

## 6. 線量評価

発電所対策本部保安班長は、避難者及び原子力災害対策活動に従事している者の線量評価を行うとともに、放射性物質による汚染が確認された場合、速やかにその拡大の防止及び除去に努める。

なお、本店対策本部保安班長は、原子力災害対策活動に従事している者の被ばく線量が、線量限度を超える又は超えるおそれがある場合には、各関係機関に線量限度の取り扱いを確認する。

また、本店対策本部保安班長は、放射線量が上昇し避難者及び原子力災害対策活動に従事している者の汚染検査においてスクリーニングレベルが確認できない又はできなくなるおそれがある場合には、各関係機関にスクリーニングレベルの取り扱いを確認する。

## 7. 広報活動

(1) 本店対策本部広報班長は、プレス発表を実施するため本店に事業者プレスセンターを開設する。また、本店対策本部広報班長及び発電所対策本部広報班長は、発電所の



事業者プレスセンターとして、社内関係部署の協力を受けてプレス発表が実施可能な施設にプレスセンターを開設する。

- (2) オフサイトセンターの運営が開始された場合、プレス発表は原則としてオフサイトセンターのプレスルームで行う。
- (3) 発電所対策本部広報班長及び本店対策本部広報班長は、プラントの状況、応急措置の概要等の公表する内容を取りまとめ、別図3-1に示す伝達経路に基づき関係箇所連絡する。

## 8. 応急復旧

- (1) 施設及び設備の整備並びに点検

発電所対策本部発電班長は、免震重要棟集中監視室又は中央制御室の計器等による監視及び可能な範囲における巡視点検の実施により、発電所設備の状況及び機器の動作状況等を把握する。

- (2) 応急の復旧対策

発電所対策本部長は、原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止を図るため、応急復旧計画を策定し、発電所対策本部復旧班長は、応急復旧計画に基づき復旧対策を実施する。

## 9. 原子力災害の発生又は防止を図るための措置

発電所対策本部の関係する各班長は、事故状況の把握、事故の拡大防止及び被害の拡大に関する推定を行い、原子力災害の発生防止又は事故原因の除去及び拡大の防止を図るため次に掲げる事項について措置を検討し、実施するものとする。

- (1) 発電所対策本部発電班長及び技術班長は、主要運転データにより原子炉系の状態を把握し、燃料破損あるいはその可能性の有無を評価する。
- (2) 発電所対策本部技術班長は、1～4号機については発生事象に対する原子炉圧力容器内、原子炉格納容器内、使用済燃料貯蔵設備内の燃料等を冷却する設備及び未臨界の状態に保つための設備等、5、6号機については工学的安全施設等の健全性並びに運転可能な状態の継続性を把握し、事故の拡大の可能性を予測するとともに、放射能が外部へ放出される可能性を評価する。

- (3) 発電所対策本部技術班長は、可能な限り燃料破損の程度を定量的に推定し、外部へ放出される放射能の予測を行う。
- (4) 発電所対策本部発電班長は、事故の拡大のおそれがある場合、事故拡大防止に関する運転上の措置を検討し、措置を講ずる。
- (5) 発電所対策本部保安班長は、環境への放射性物質の放出状況及び気象状況等から、事故による周辺環境への影響を予測する。
- (6) 発電所対策本部長は、原子炉等規制法第64条第3項の規定に基づく原子力規制庁からの危険時の措置の命令があった場合は、その指示に従う。

#### 10. 資機材の調達及び輸送

発電所対策本部資材班長は、原子力防災資機材及びその他原子力災害対策活動に必要な資機材を調達するとともに、資機材の輸送を行う。資機材の輸送は、陸路等により状況に応じた最適なルートにて行う。また、発電所対策本部資材班長は、発電所において十分に調達できない場合、本店対策本部資材班長に必要とする資機材の調達及び輸送を要請する。

#### 11. 事業所外運搬に係る事象発生における措置

発電所対策本部長及び本店対策本部長は、事業所外運搬に係る事象発生の場合、直ちに現場へ必要な要員を派遣し、運搬を委託された者等とともに、携行した防災資機材等を用いて次に掲げる措置を実施する。また、最寄りの消防機関、警察機関及び海上保安部署の協力を得て、事象の状況を踏まえ必要な措置を実施し、原子力災害の発生の防止を図る。

- (1) 放射線障害を受けた者の救出、避難等の措置
- (2) 消火、延焼防止の措置
- (3) 運搬に従事する者や付近にいる者の退避
- (4) 立入制限区域の設定
- (5) 核燃料物質等の安全な場所への移動
- (6) モニタリングの実施
- (7) 核燃料物質等による汚染及び漏えいの拡大の防止及び汚染の除去

- (8) 遮へい対策の実施
- (9) その他放射線障害の防止のために必要な措置

## 1 2. 応急措置の実施報告

発電所対策本部情報班長は、本節の各項に掲げる発電所における応急措置を実施した場合、様式 8-1 に定める報告様式にその概要を記入し、発電所対策本部通報班長は、それを別図 2-4 に定める連絡経路により、内閣総理大臣、原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長、双葉町長、原子力防災専門官及び各関係機関に報告する。

なお、発電所対策本部情報班長は、事業所外運搬に係る事象発生における応急措置を実施した場合、様式 8-2 に定める報告様式にその概要を記入し、発電所対策本部通報班長は、それを別図 2-4 に定める連絡経路により、内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、当該事象が発生した場所を管轄する都道府県知事及び市町村長並びに原子力防災専門官及び各関係機関に報告する。

送信した通報用紙については、記録として保存する。

## 1 3. 原子力防災要員等の派遣等

- (1) 本店対策本部長及び発電所対策本部長は、原子力防災専門官その他の国の関係機関から、オフサイトセンターの運営の準備に入る体制を取る旨の連絡を受けた場合、指定行政機関の長及び指定地方行政機関の長並びに福島県知事、大熊町長、双葉町長その他の執行機関の実施する次に掲げる緊急事態応急対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、別表 3-2 に定める原子力防災要員等の派遣、原子力防災資機材の貸与その他の必要な措置を講じる。

### a. オフサイトセンターにおける業務に関する事項

- ① オフサイトセンターの設営準備助勢
- ② 発電所とオフサイトセンターの情報交換
- ③ 報道機関への情報提供
- ④ 緊急事態応急対策についての相互の協力及び調整
- ⑤ 原子力災害合同対策協議会（原子力災害合同対策協議会が開催されるまでは「現地事故対策連絡会議」に読み替える。以下同じ。）への参加 等

b. 環境放射線モニタリング，汚染検査及び汚染除去に関する事項

- ①環境放射線モニタリング
- ②身体又は衣類に付着している放射性物質の汚染の測定
- ③住民からの依頼による物品又は家屋等の放射性物質による汚染の測定
- ④放射性物質による汚染が確認されたものの除染

派遣された原子力防災要員等は，原子力災害合同対策協議会の指示に基づき，必要な業務を行う。

(2) 原子力事業所災害対策支援拠点への派遣

本店対策本部長は，発電所における原子力事業所災害対策の実施を支援するために原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合，あらかじめ選定した原子力事業所災害対策支援拠点への緊急時対策要員の派遣その他必要な措置を講じる。

なお，現在，J ヴィレッジ及びその周辺施設を原子力事業所災害対策支援拠点として定め，活動を実施している。

a. 原子力事業所災害対策支援拠点における業務に関する事項

- ①身体又は衣類に付着している放射性物質の汚染の測定
- ②車両及び重機等の放射性物質による汚染の測定
- ③放射性物質による汚染が確認されたものの除染
- ④資機材等の保管，輸送管理

(3) 他の原子力事業者の協力の要請

発電所対策本部長は，他の原子力事業所に応援を必要とするときは，本店対策本部長に要請する。必要と認められるときは，本店対策本部長は，当社の他原子力発電所に応援を指示し，それでもなお不足する場合，他の原子力事業者に協力を要請する。

### 第3節 緊急事態応急対策

1. 第2次緊急時態勢の発令

- (1) 発電所対策本部長は，別表2-2に定められた事象に至った場合，発電所対策本部通報班長を経由して，様式9-1又は様式9-2に所定の事項を記入して，直ちに別図2-4に定められた箇所に報告する。

送信した通報用紙については、記録として保存する。

- (2) 発電所対策本部長は、この報告を行ったとき、あるいは内閣総理大臣が原子力緊急事態宣言を発令したときは、第2次緊急時態勢を発令する。
- (3) 発電所対策本部長は、別図2-5及び別図2-4に定める連絡経路に基づき、本店対策本部長その他必要な箇所に第2次緊急時態勢を発令した旨を連絡する。
- (4) 本店対策本部長は、発電所対策本部長より第2次緊急時態勢発令の報告を受けた場合、本店における第2次緊急時態勢を発令する。

## 2. 原子力災害合同対策協議会等との連絡報告

- (1) 発電所対策本部長は、オフサイトセンターの運営が開始された場合、オフサイトセンターに派遣されている原子力防災要員等と連絡を密に取る。原子力災害合同対策協議会において共有された情報については、発電所災害対策本部及び本店災害対策本部、原子力事業所災害対策支援拠点にて情報共有を図る。発電所対策本部長は、原子力災害合同対策協議会から発電所に対して要請された事項に対応するとともに、原子力災害合同対策協議会に対して必要な意見を進言するものとする。
- (2) 発電所対策本部長は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長、双葉町長から、原子力緊急事態の状況及び緊急事態応急対策の実施に関する事項について報告を求められたときはこれを行う。

なお、発電所対策本部長は、事業所外運搬に係る事象発生の場合、内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、当該事象が発生した場所を管轄する都道府県知事及び市町村長から、原子力緊急事態の状況及び緊急事態応急対策の実施に関する事項について報告を求められたときはこれを行う。

## 3. 応急措置の継続実施

発電所対策本部長は、この計画第3章第2節「応急措置の実施」に示す各措置を、緊急時態勢が解除されるまでの間、継続して実施する。

## 4. 事業所外運搬事故における対策

発電所対策本部長及び本店対策本部長は、運搬を委託された者と協力し、発災現場に派遣された専門家による助言を踏まえつつ、原子力施設における原子力災害に準じた緊急事態応急対策を主体的に講じる。

## 第4章 原子力災害事後対策

発電所対策本部長（発電所対策本部が廃止されているときは、「原子力防災管理者」に読み替える。以下、この章において同じ。）は、原子力災害対策特別措置法第15条第4項の規定による原子力緊急事態解除宣言があった時以後において、原子力災害（原子力災害が生ずる蓋然性を含む。）の拡大の防止又は原子力災害の復旧を図るため、原子力災害事後対策を実施する。

### 第1節 発電所の対策

#### 1. 復旧対策

発電所対策本部長は、原子力災害発生後の事態収拾の円滑化を図るため、次に掲げる事項について復旧計画を策定して内閣総理大臣、原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長、双葉町長に提出し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する。

- （1）原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- （2）原子炉施設の除染の実施
- （3）原子炉施設損傷部の修理及び改造の実施
- （4）放射性物質の追加放出の防止等

発電所対策本部長は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、福島県知事、大熊町長、双葉町長から、原子力災害事後対策の実施に関する事項について報告を求められたときはこれを行う。

なお、発電所対策本部長は、事業所外運搬に係る事象発生の場合、原子力災害発生後の事態収拾の円滑化を図るため、次に掲げる事項について復旧計画を策定して内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、当該事象が発生した場所を管轄する都道府県知事及び市町村長に提出し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する。

- （1）事象発生輸送物の損傷状況及び汚染状況の把握
- （2）事象発生輸送物の除染の実施
- （3）事象発生輸送物損傷部の修理及び改造の実施
- （4）放射性物質の追加放出の防止等

発電所対策本部長は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、国土交通大臣、当該事象が発生した場所を管轄する都道府県知事及び市町村長から、原子力災害事後対策の実施に関する事項について報告を求められたときはこれを行う。

## 2. 被災者の相談窓口の設置

発電所対策本部長及び本店対策本部長は、原子力緊急事態解除宣言前であっても、可能な限り速やかに被災者の損害賠償請求等のため、国、県、自治体と連携し、相談窓口を設置する等、必要な体制を整備する。

## 3. 緊急時対策要員の健康管理等

発電所対策本部医療班長は、第3章第2節3.「医療活動」に示す健康診断及び健康相談について、継続して実施する。

## 4. 緊急時態勢の解除

発電所対策本部長及び本店対策本部長は、緊急時態勢を解除した場合、その旨を別図2-4に定める連絡経路により報告する。

## 5. 原因究明と再発防止対策の実施

発電所対策本部長は、原子力災害の発生した原因を究明し、必要な再発防止対策を講じる。

# 第2節 原子力防災要員等の派遣等

1. 本店対策本部長及び発電所対策本部長は、指定行政機関の長及び指定地方行政機関の長並びに福島県知事、大熊町長、双葉町長、関係周辺市町村長その他の執行機関の実施する次に掲げる原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、別表4-1に定める原子力防災要員等の派遣、原子力防災資機材の貸与その他必要な措置を講じる。

### (1) オフサイトセンターにおける業務に関する事項

#### a. 発電所とオフサイトセンターとの情報交換

b. 報道機関への情報提供

(2) 環境放射線モニタリング, 汚染検査及び汚染除去に関する事項

a. 環境放射線モニタリング

b. 身体又は衣類に付着している放射性物質の汚染の測定

c. 住民からの依頼による物品又は家屋等の放射性物質による汚染の測定

d. 放射性物質による汚染が確認されたものの除染

派遣された原子力防災要員等は, オフサイトセンターに設置される原子力災害合同対策協議会(原子力災害合同対策協議会が解散している場合は派遣先)の指示に基づき, 必要な業務を行う。

2. 発電所対策本部長は, 他の原子力事業所に応援を必要とするときは, 本店対策本部長に要請する。必要と認められるときは, 本店対策本部長は, 当社の他原子力発電所に応援を指示し, それでもなお不足する場合, 他の原子力事業者に協力を要請する。



## 第5章 その他

### 第1節 他の原子力事業者への協力

他の原子力事業者の原子力事業所で原子力災害が発生した場合、又は他の原子力事業者が責任を有する事業所外運搬の輸送中に原子力災害が発生した場合、原子力防災管理者は、本店原子力運営管理部長からの要請に応じ、当該事業者、指定行政機関の長、指定地方行政機関の長、地方公共団体の長その他の執行機関の実施する緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、次に掲げる環境放射線モニタリング、周辺区域の汚染検査及び汚染除去に関する事項について別表5－1に定める原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与その他必要な協力を行う。

- (1) 環境放射線モニタリング
- (2) 身体又は衣類に付着している放射性物質の汚染の測定
- (3) 住民からの依頼による物品又は家屋等の放射性物質による汚染の測定
- (4) 放射性物質による汚染が確認されたものの除染

また、社長は、国内の原子力事業所及び事業所外運搬において原子力災害が発生した場合に、原子力事業者間の協力が円滑に実施できるよう、協力活動の方法等についてあらかじめ他の原子力事業者と調整しておくものとする。

福島第一原子力発電所  
原子力事業者防災業務計画別冊

平成 2 5 年 6 月

東京電力株式会社

## 図 表 集

## Ⅱ 図表集

別図 2-1 発電所原子力防災組織の業務分掌

別図 2-2 本店原子力防災組織の業務分掌

別図 2-3 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報経路

別図 2-4 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項の通報後の連絡経路

別図 2-5 緊急時態勢発令後の社内の伝達経路

別図 2-6 発電所における緊急時態勢発令と緊急時対策要員の非常召集連絡経路

別図 2-7 本店における緊急時態勢発令と緊急時対策要員の非常召集連絡経路

別図 2-8 発電所敷地周辺の放射線測定設備等

別図 2-9 発電所敷地内の緊急時対策所及び救急医療施設

別図 2-10 発電所敷地内の避難場所及び避難集合場所

別図 2-11 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

別図 3-1 公表内容の伝達経路

別表 2-1 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準

別表 2-2 原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項の原子力緊急事態宣言発令の基準

別表 2-3 原子力防災要員の職務と配置

別表 2-4-1 原子力防災資機材

別表 2-4-2 原子力防災資機材以外の資機材

別表 2-4-3 遠隔操作が可能な装置等

別表 2-5 原子力災害対策活動で使用する資料

別表 2-6 原子力災害対策活動で使用する施設

別表 2-7 SPDS データ伝送項目

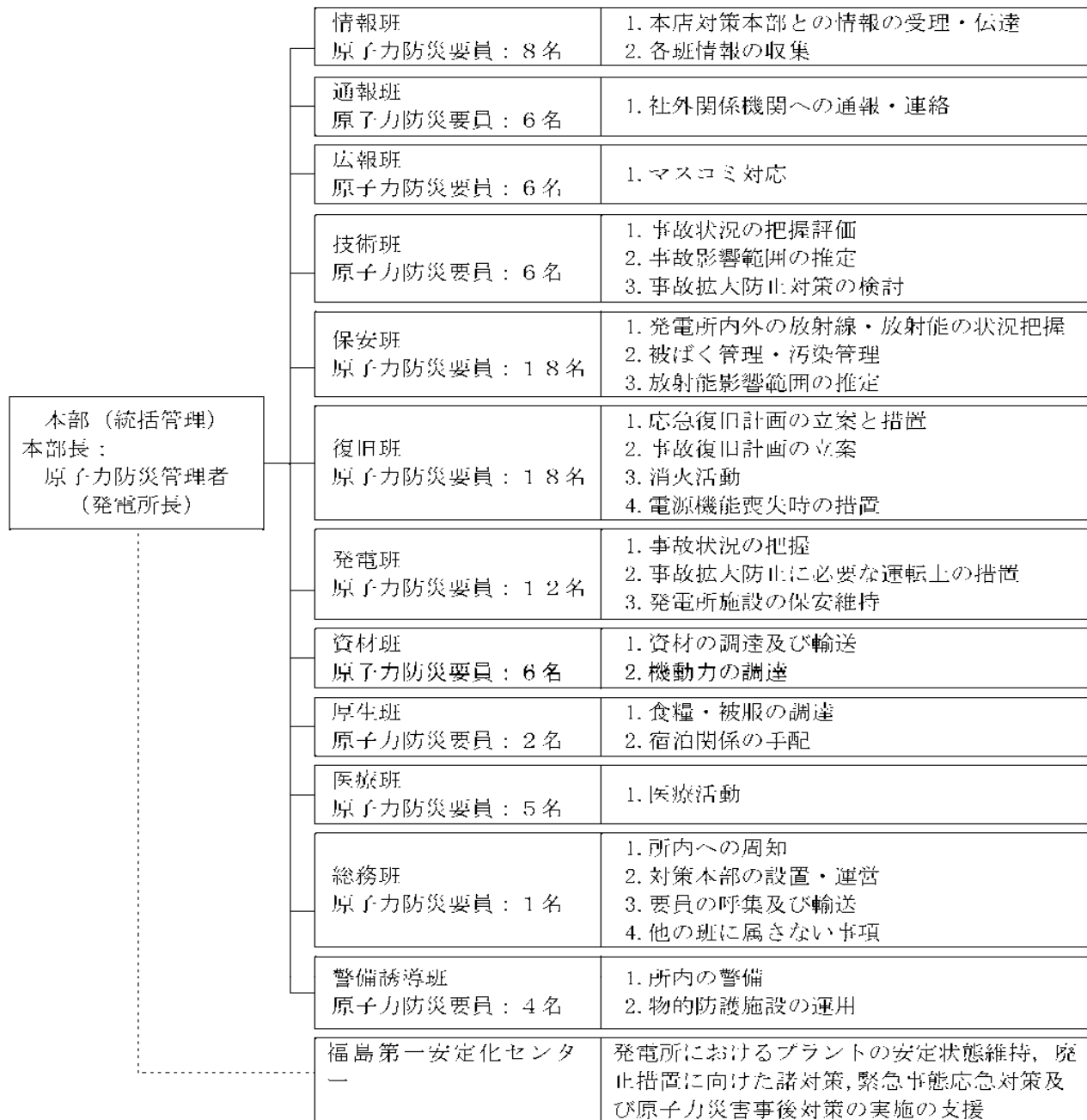
別表 3-1 原子力災害対策活動等に従事する者の安定ヨウ素剤服用基準

別表 3-2 緊急事態応急対策における原子力防災要員等の派遣、原子力防災資機材等の貸与

別表 4-1 原子力災害事後対策における原子力防災要員等の派遣、原子力防災資機材等の貸与

別表 5-1 他の原子力事業者で発生した原子力災害への原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与

別図 2 - 1 発電所原子力防災組織の業務分掌

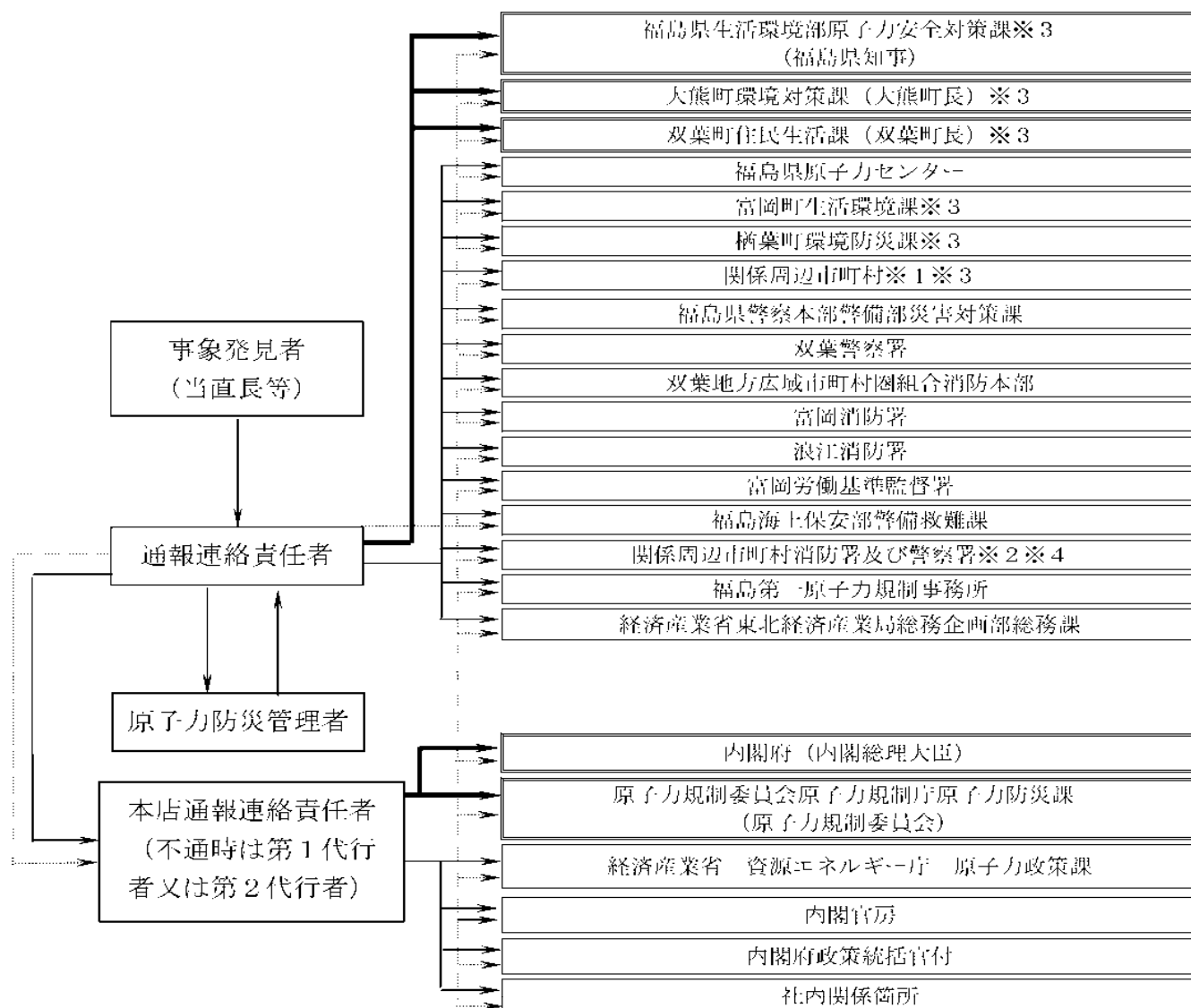


別図 2-2 本店原子力防災組織の業務分掌



別図 2 - 3 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報経路 (1 / 2)

(1) 発電所内での事象発生時の通報経路



□ : 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報先

→ : 電話によるファクシミリ着信の確認

→ : ファクシミリによる送信

→ : 電話等による連絡

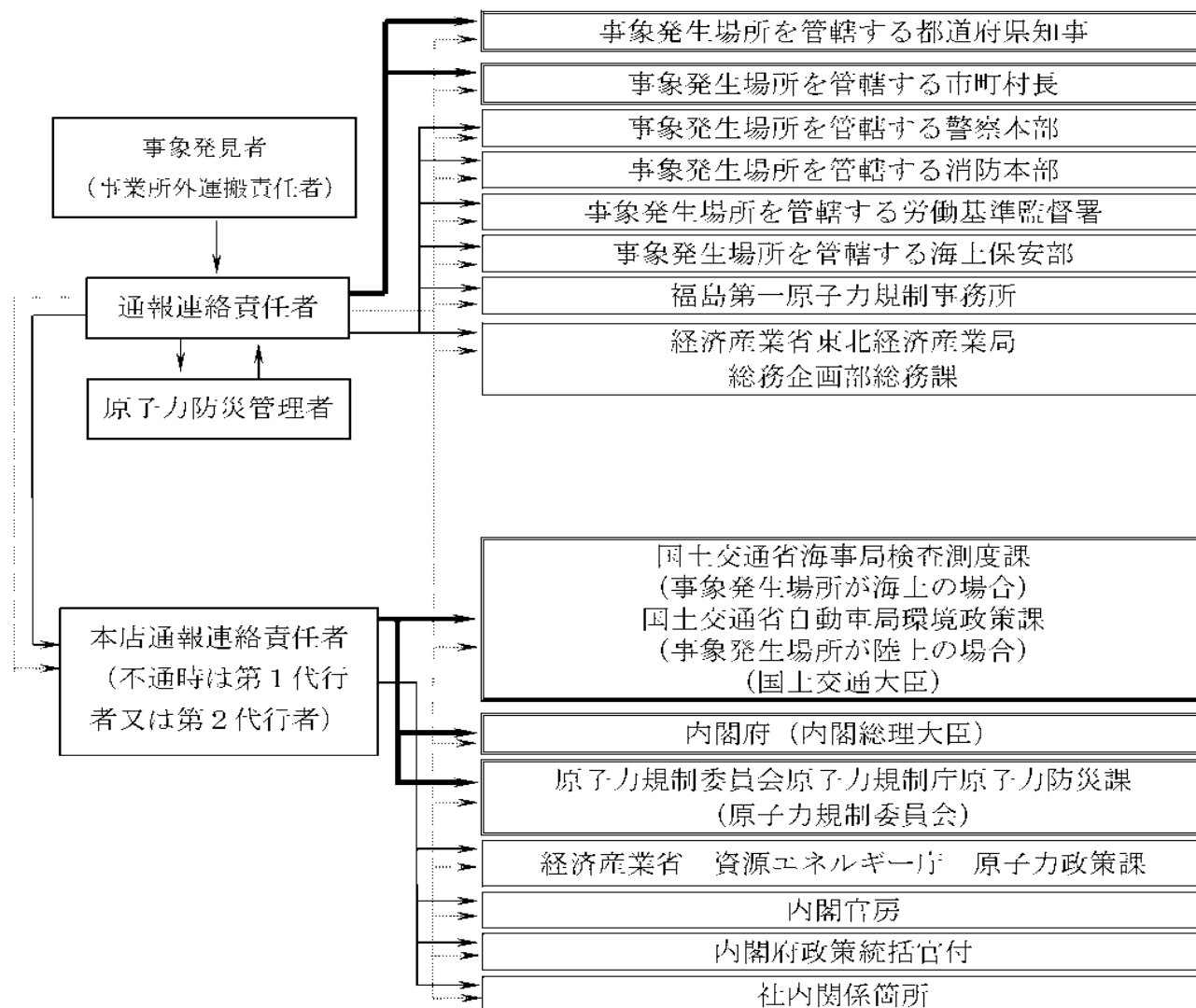
※ 1 : 浪江町、広野町、いわき市、田村市、南相馬市、川俣町、川内村、葛尾村、飯館村

※ 2 : いわき中央警察署、いわき南警察署、いわき東警察署、いわき市消防本部  
南相馬警察署、相馬地方広域消防本部、田村警察署、郡山地方広域消防組合消防本部  
福島警察署、伊達地方消防組合消防本部  
田村消防署、相馬消防署、南相馬消防署、平消防署、小名浜消防署、勿来消防署  
常磐消防署、内郷消防署

※ 3 : ファクシミリ、電話等による通信手段が遮断された場合は、衛星携帯電話を所持した者を派遣

※ 4 : メールによる連絡

別図 2 - 3 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報経路 (2 / 2)  
(2) 事業所外運搬での事象発生時の通報経路



   : 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報先

→ : 電話によるファクシミリ着信の確認

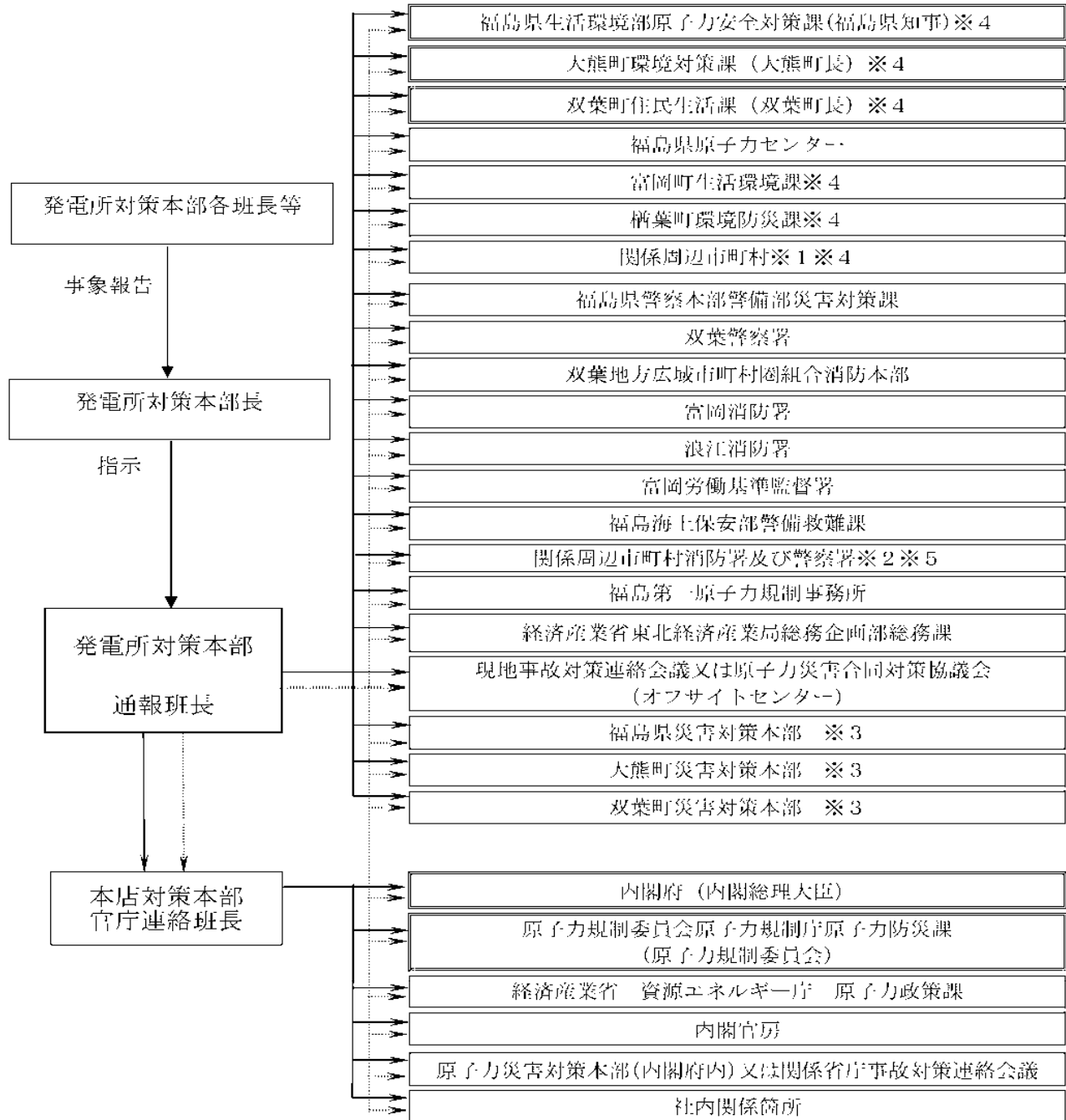
→ : ファクシミリによる送信

→ : 電話等による連絡



別図 2-4 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項の通報後の連絡経路 (1 / 2)

(1) 発電所内での事象発生時の連絡経路



- : 原子力災害対策特別措置法第 25 条第 2 項に基づく応急措置の概要報告先  
 : ファクシミリによる送信  
 : 電話等による連絡

※ 1 : 浪江町、広野町、いわき市、田村市、南相馬市、川俣町、川内村、葛尾村、飯館村

※ 2 : いわき中央警察署、いわき南警察署、いわき東警察署、いわき市消防本部  
 南相馬警察署、相馬地方広域消防本部、田村警察署、郡山地方広域消防組合消防本部  
 福島警察署、伊達地方消防組合消防本部  
 田村消防署、相馬消防署、南相馬消防署、平消防署、小名浜消防署、勿来消防署  
 常磐消防署、内郷消防署

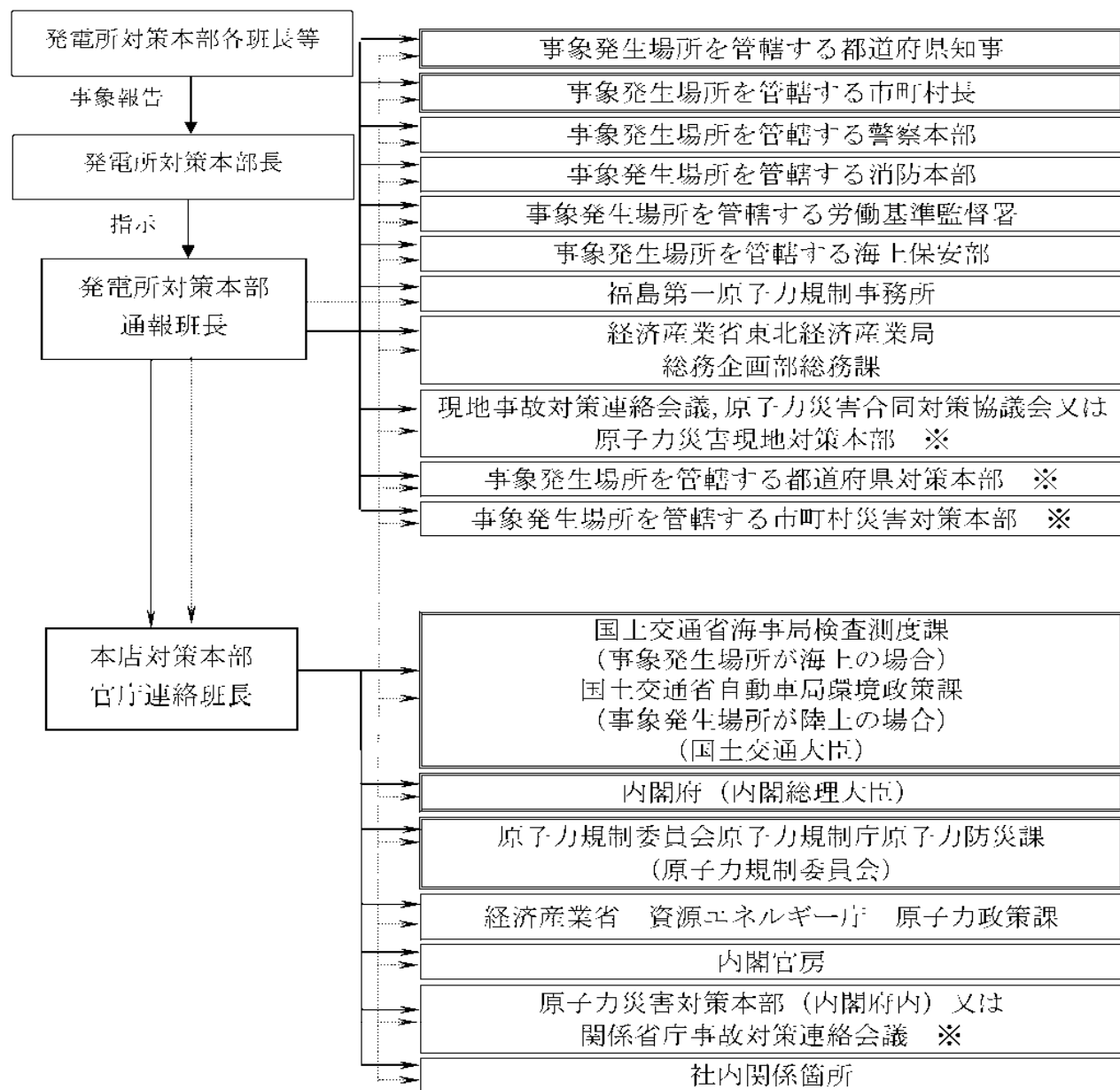
※ 3 : 災害対策本部等が設置されている場合に限る。

※ 4 : ファクシミリ、電話等による通信手段が遮断された場合は、衛星携帯電話を所持した者を派遣

※ 5 : メールによる連絡

別図 2 - 4 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項の通報後の連絡経路 (2 / 2)

(2) 事業所外運搬での事象発生時の連絡経路



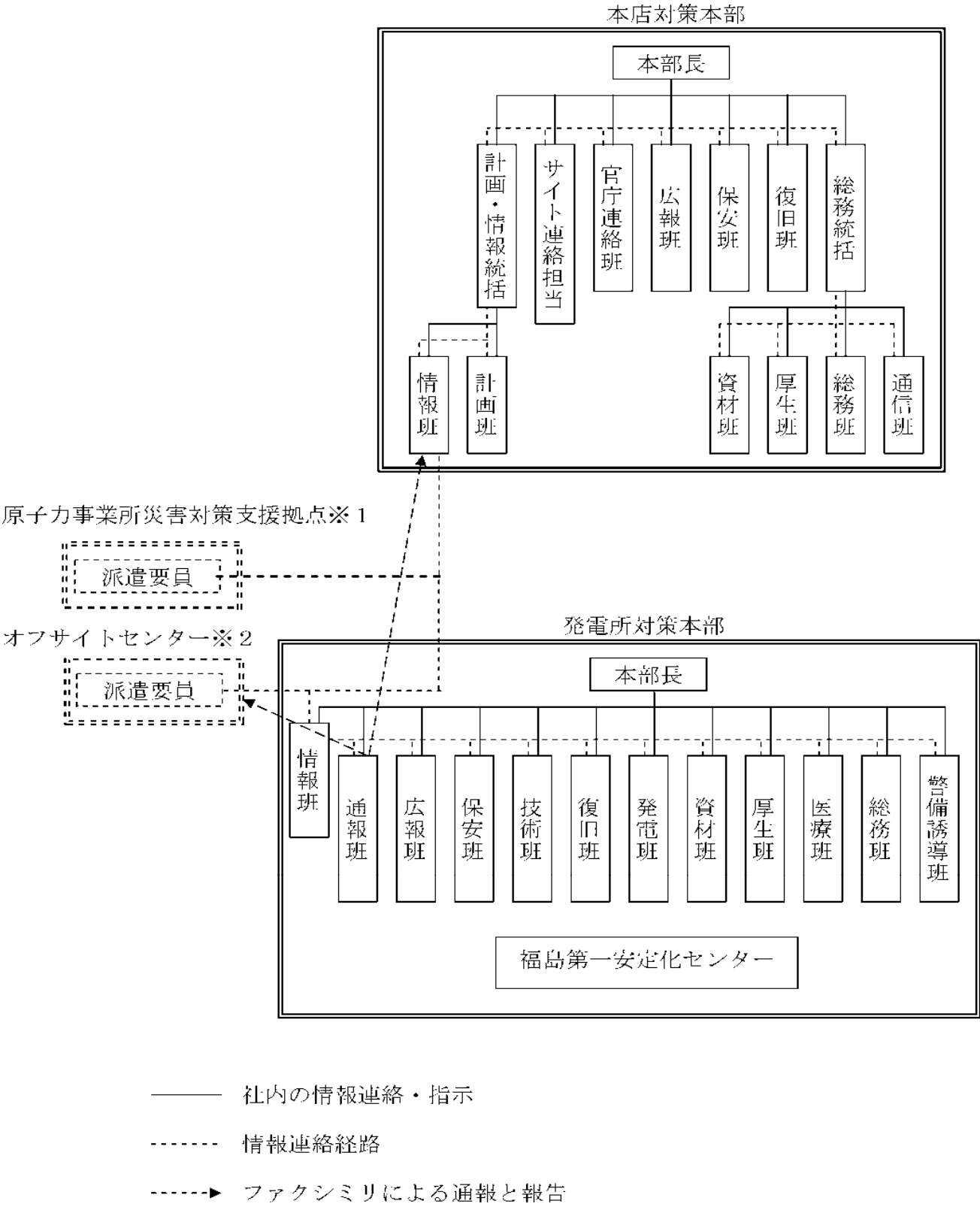
   : 原子力災害対策特別措置法第 25 条第 2 項に基づく応急措置の概要報告先

---> : ファクシミリによる送信

—> : 電話等による連絡

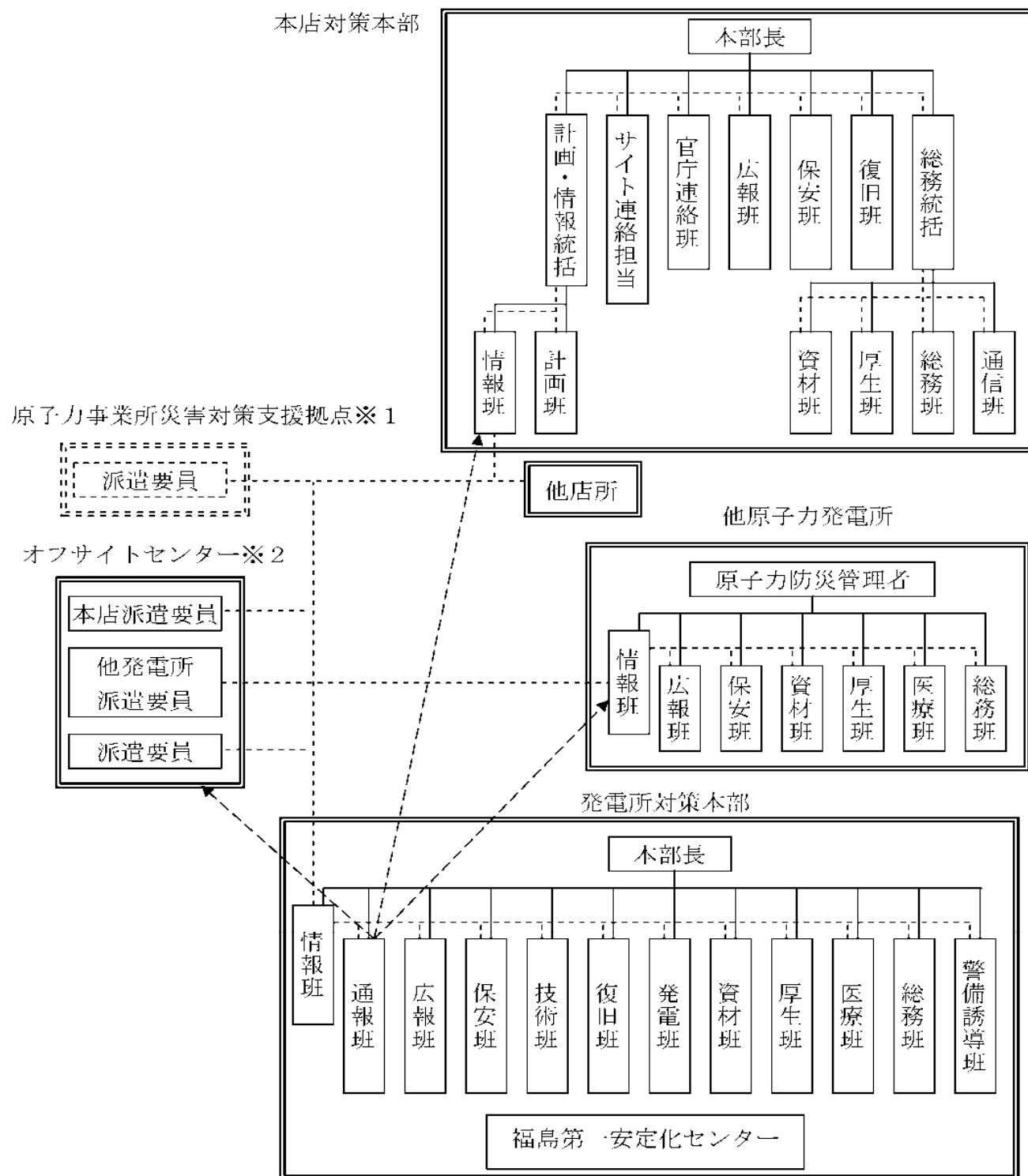
※ : 災害対策本部等が設置されている場合に限る。

別図 2－5 緊急時態勢発令後の社内の伝達経路（第 1 次緊急時態勢発令時）（1／2）



※ 1 原子力事業所災害対策支援拠点が設置されている場合に限る。  
 ※ 2 事業所外運搬に係る事象発生の場合、「事象発生場所」に読み替える。

別図 2-5 緊急時態勢発令後の社内の伝達経路（第2次緊急時態勢発令時）（2 / 2）



—— 社内の情報連絡・指示

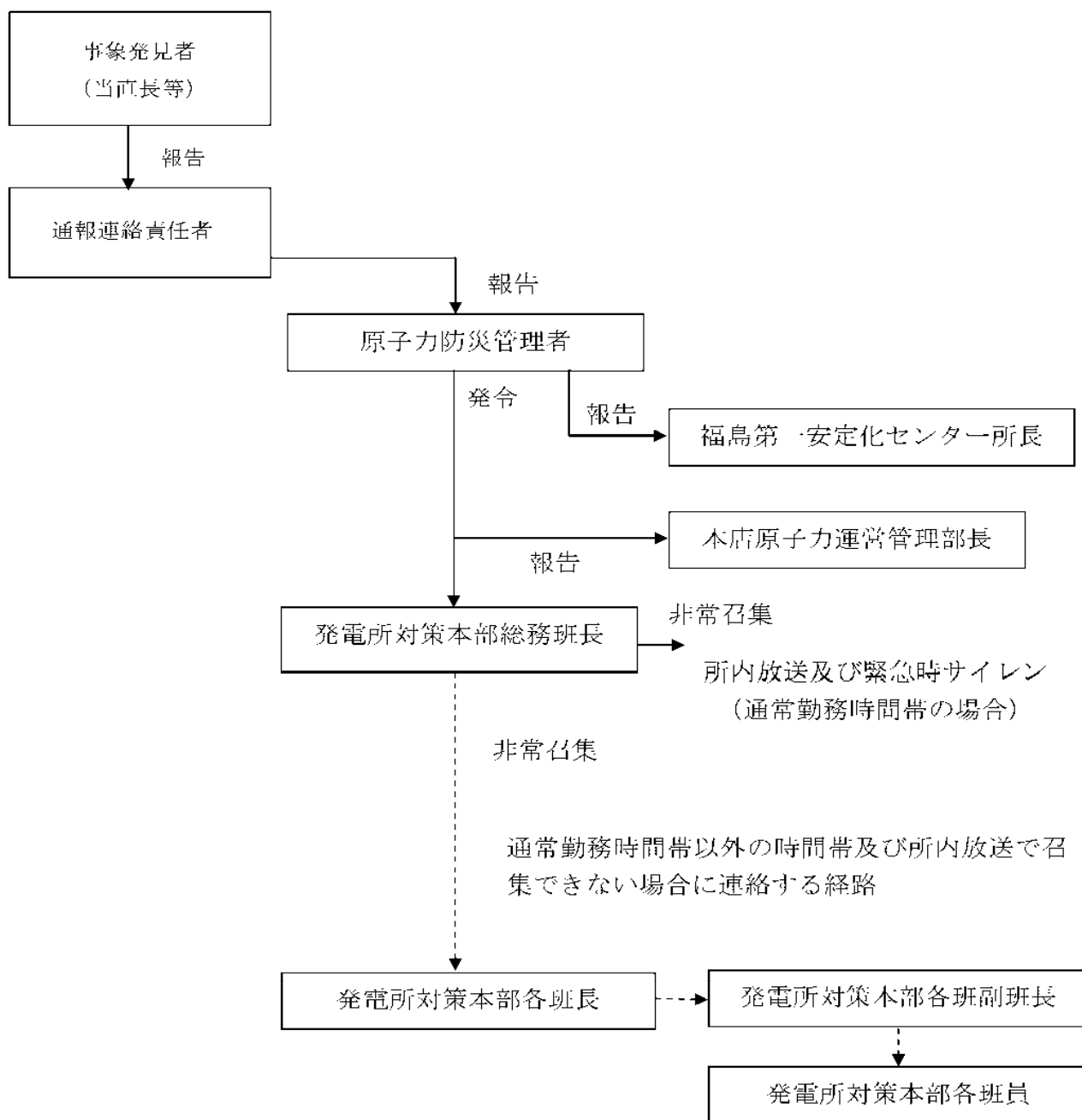
----- 情報連絡経路

-----> ファクシミリによる通報と報告

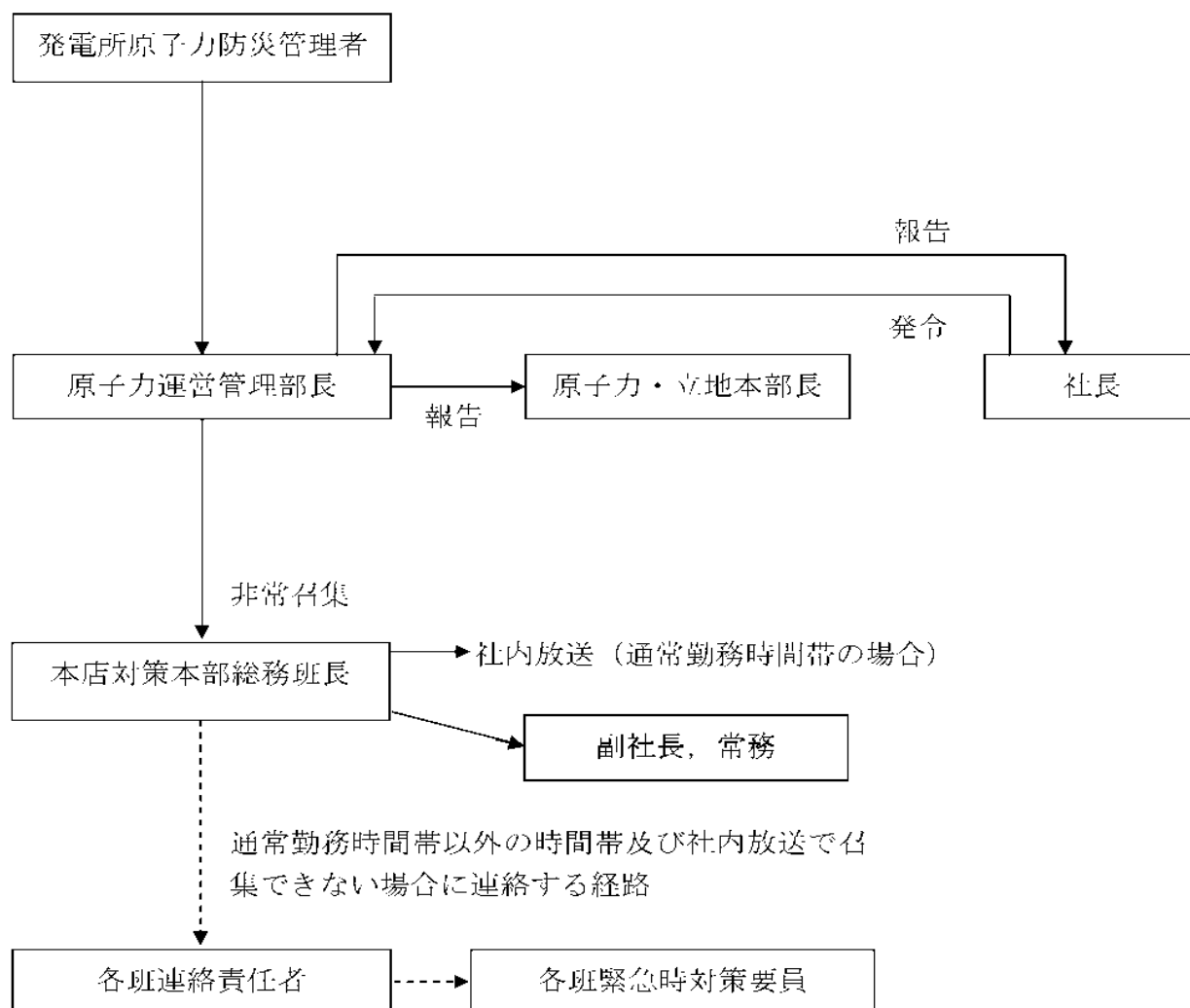
※1 原子力事業所災害対策拠点が設置されている場合に限る。

※2 事業所外運搬に係る事象発生の場合、「事象発生場所」に読み替える。

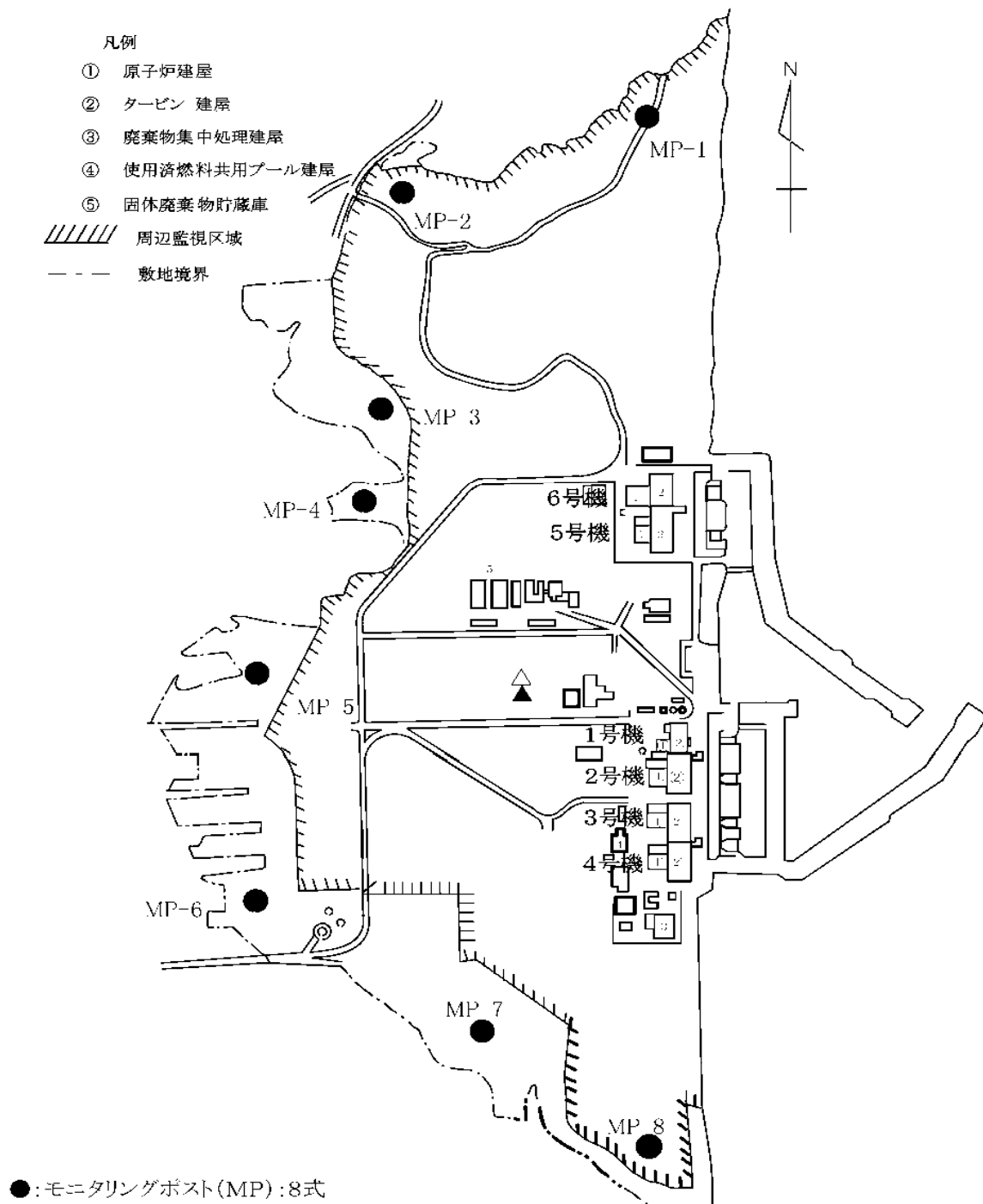
別図 2－6 発電所における緊急時態勢発令と発電所緊急時対策要員の非常召集連絡経路



別図 2 - 7 本店における緊急時態勢発令と緊急時対策要員の非常召集連絡経路



別図2-8 発電所敷地周辺の放射線測定設備等



検出器種類	計測範囲	点検内容	点検頻度
NaIシンチレーション検出器	$10 \sim 10^4 \text{ nGy/h}$	点検校正	1回/年
電離箱	$10 \sim 10^8 \text{ nGy/h}$	点検校正	1回/年

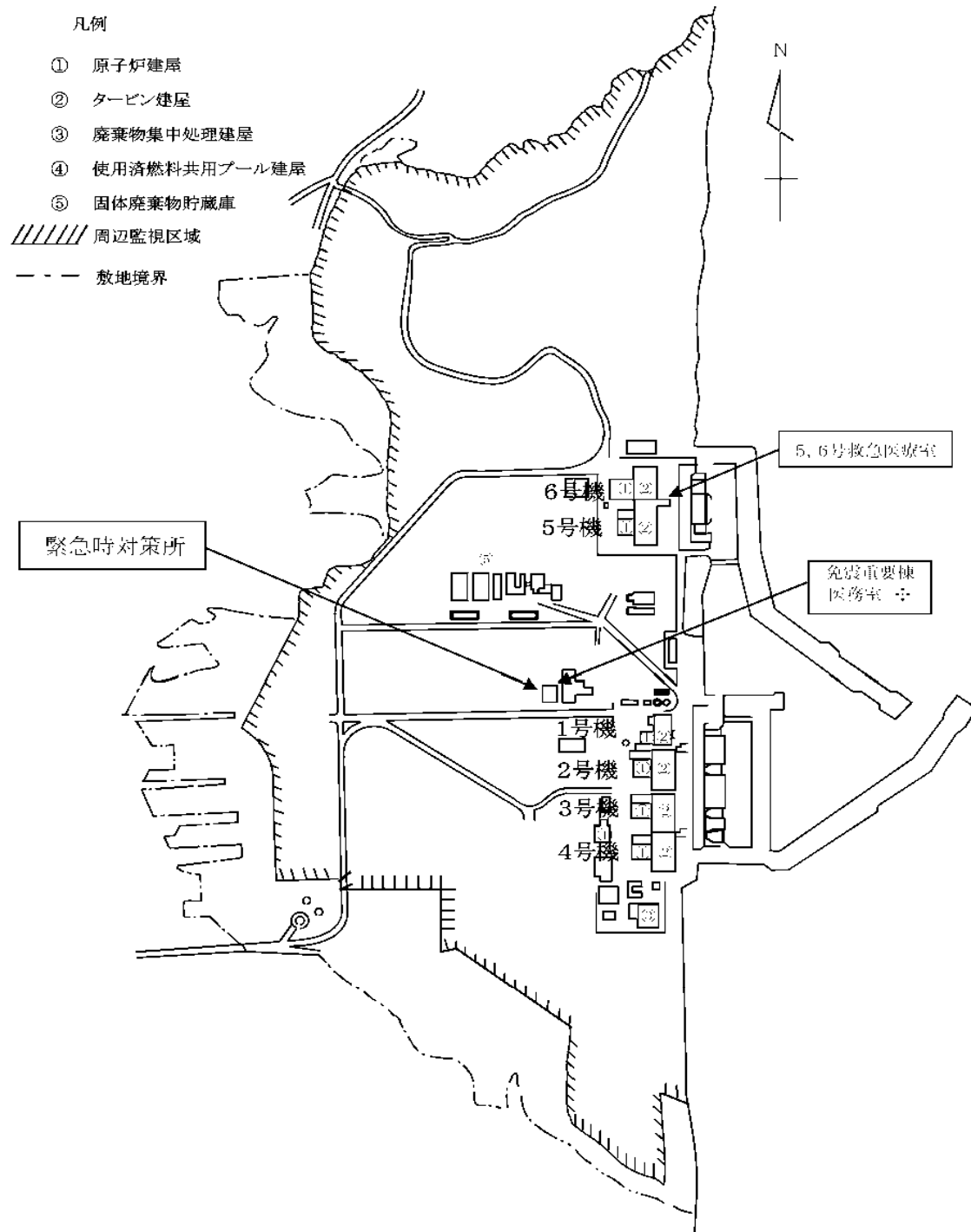
▲: 気象観測装置(風向・風速): 1式

種類	測定高さ	点検内容	点検頻度
ドップラーソーダ	地上高約10m 及び約95m	点検・調整	1回/年

△: 気象観測装置(風向・風速): 1式

種類	測定高さ	点検内容	点検頻度
超音波式風向風速計	地上高約10m	点検・調整	1回/年

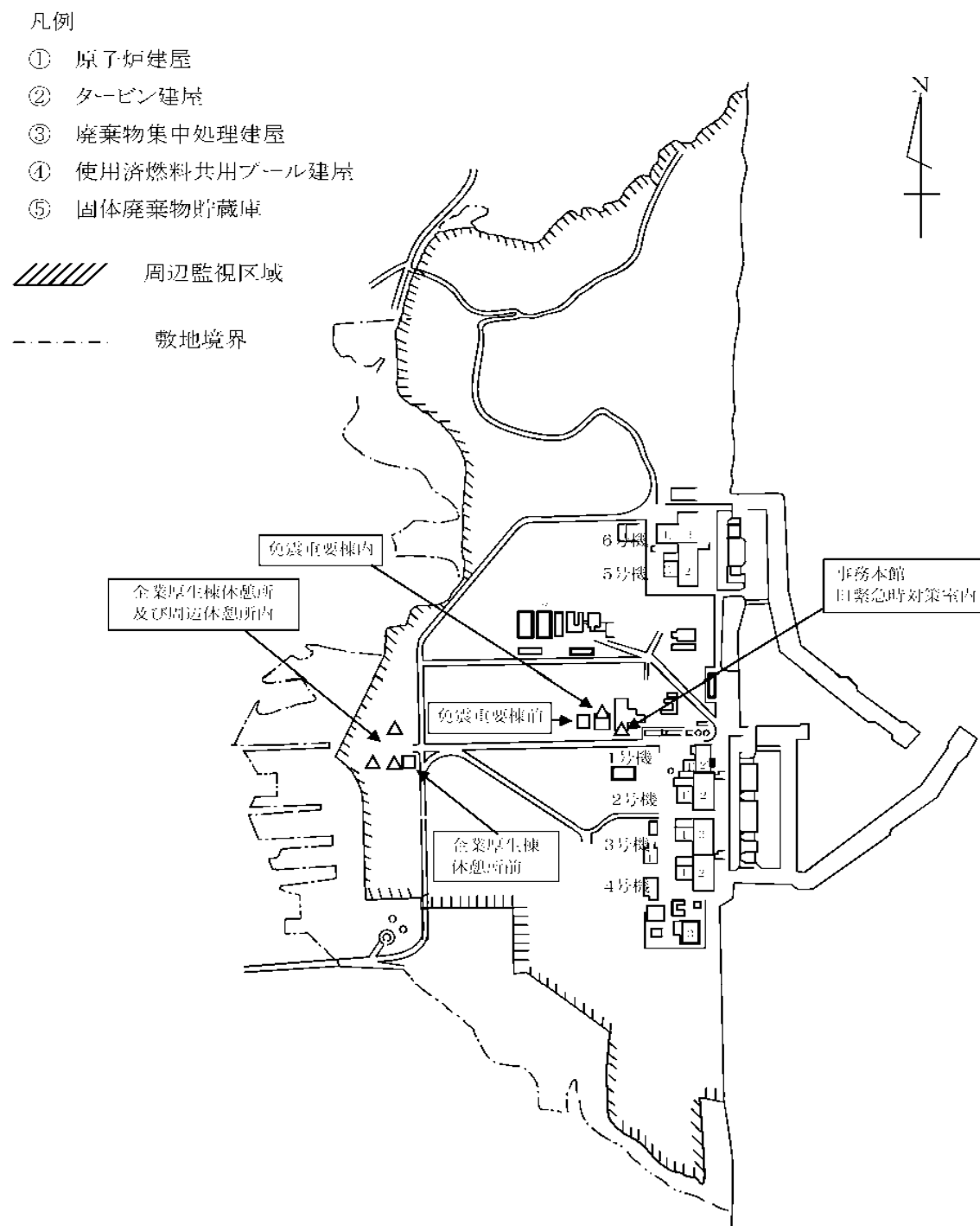
別図2 9 発電所敷地内の緊急時対策所及び救急医療施設



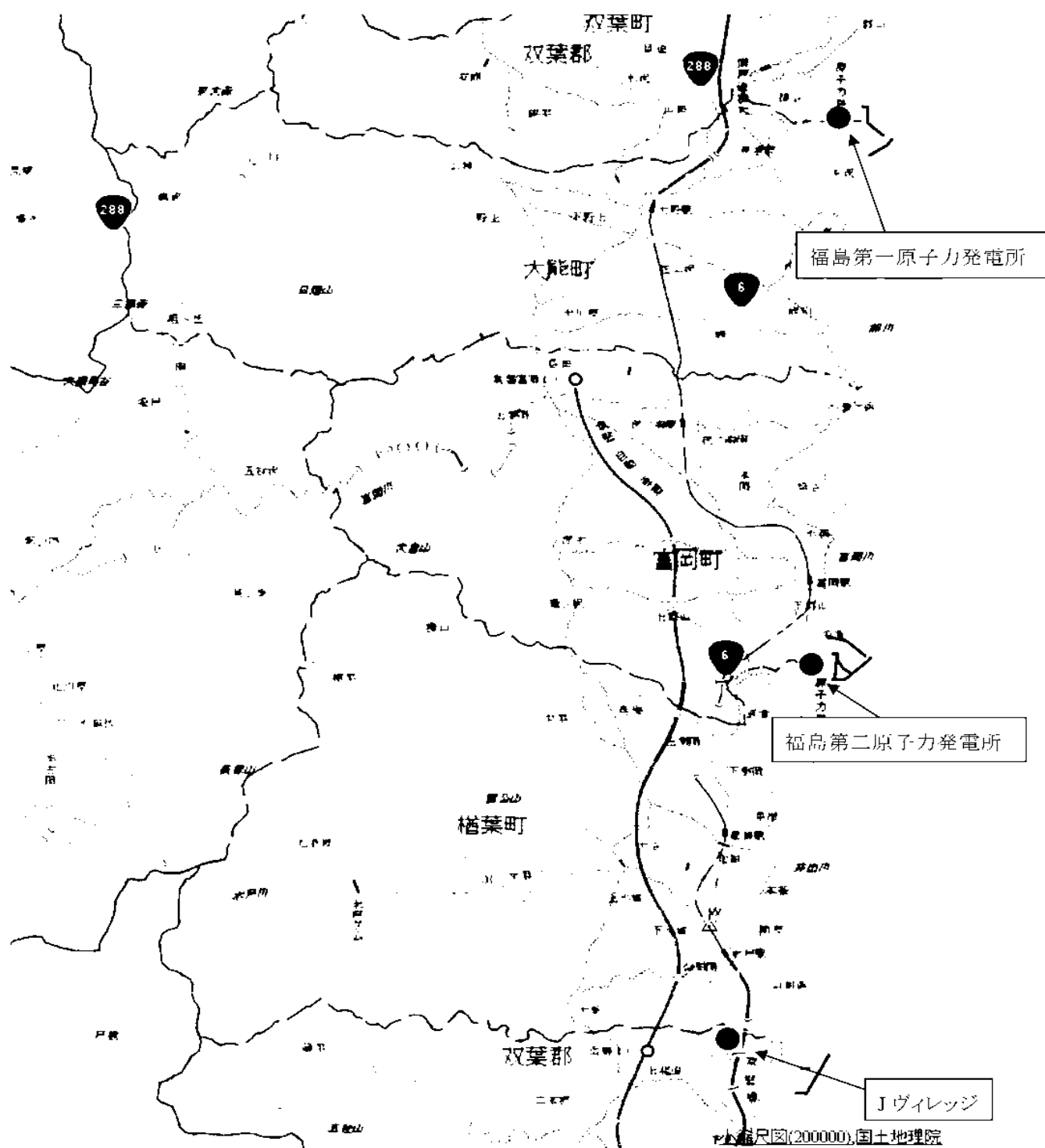
※ 自然災害等の発生により救急医療施設が使用できない場合に使用



別図2 10 発電所敷地内の退避場所及び避難集合場所

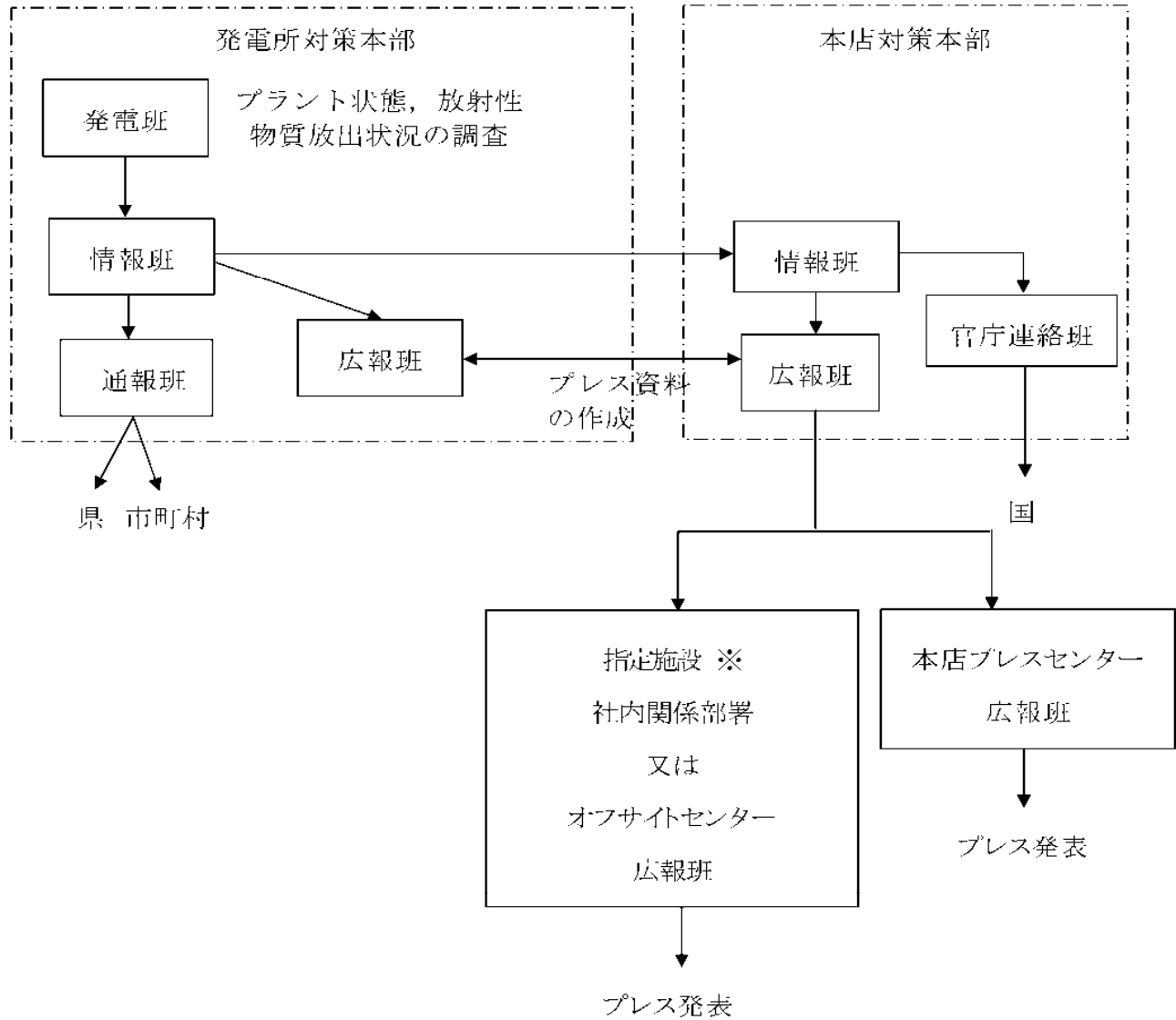


別図2-11 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置



この背景地図等データは、国土地理院の電子国土 Web システムから配信されたものである。

別図 3 - 1 公表内容の伝達経路



※ プレス発表実施箇所は関係者へ周知する。

別表 2－1 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準（1／8）

略 称	法 令
(1) 敷地境界 放射線量 上昇	<p>政令第 4 条第 4 項第 1 号  <u>第 1 項に規定する基準以上の放射線量が第 2 項又は前項の定めによるところにより検出されたこと。</u></p> <p>政令第 4 条第 1 項（<u>第 1 項に規定する基準</u>）          法第 10 条第 1 項の政令で定める基準は、5 <math>\mu</math>Sv/h の放射線量とする。</p> <p>政令第 4 条第 2 項（<u>第 2 項の定めによるところ</u>）          法第 10 条第 1 項の規定による放射線量の検出は、法第 11 条第 1 項の規定により設置された放射線測定設備の一又は二以上について、それぞれ単位時間（2 分以内のものに限る。）ごとのガンマ線の放射線量を測定し 1 時間当たりの数値に換算して得た数値が、前項の放射線量以上のものとなっているかどうかを点検することにより行うものとする。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、当該数値は検出されなかったものとみなす。          ・ 当該数値が 1 地点のみにおいて検出された場合（検出された時間が 10 分間未満であるときに限る。）          二 当該数値が落雷の時に検出された場合</p> <p>政令第 4 条第 3 項（<u>第 3 項の定めによるところ</u>）  <u>前項の定めによるところにより検出された放射線量が法第 11 条第 1 項の規定により設置された放射線測定設備のすべてについて第 1 項の放射線量を下回っている場合において、当該放射線測定設備の一又は二以上についての数値が 1 <math>\mu</math>Sv/h 以上であるときは、法第 10 条第 1 項の規定による放射線量の検出は、前項の規定にかかわらず、同項の定めるところにより検出された当該各放射線測定設備における放射線量と原子炉の運転等のための施設の周辺において原子力規制委員会規則で定めるところにより測定した中性子線の放射線量とを合計することにより行うものとする。</u></p> <p><u>通報すべき事象等に関する省令 4 条（原子力規制委員会規則で定めるところ）</u>          令第 4 条第 3 項の規定による中性子線の測定は、中性子線（自然放射線によるものを除く。）が検出されないことが明らかとなるまでの間、防災業務計画等に関する省令第 4 条第 1 項の規定により備え付けることとされた中性子線測定用可搬式測定器によって、瞬間ごとの中性子線の放射線量を測定し、1 時間当たりの数値に換算することにより行うものとする。</p>

別表 2 - 1 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準（2 / 8）

略 称	法	令		
(2) 放射性物質通常経路放出	政令第4条第4項第2号 当該原子力事業所における原子炉の運転等のための施設の排気筒，排水口その他これらに類する場所において，当該原子力事業所の区域の境界付近に達した場合におけるその放射能水準が第1項に規定する放射線量に相当するものとして原子力規制委員会規則で定める基準以上の放射性物質が原子力規制委員会規則で定めるところにより検出されたこと。	第1項に規定する放射線量：5 μSv/h （1）参照。 原子力規制委員会規則で定める基準，原子力規制委員会規則で定めるところ：通報すべき事象等に関する省令第5条。添付参照。		
(3) 火災爆発等による放射性物質放出	政令第4条第4項第3号 当該原子力事業所の区域内の場所のうち原子炉の運転等のための施設の内部に設定された管理区域（その内部において業務に従事する者の被ばく放射線量の管理を行うべき区域として原子力規制委員会規則で定める区域をいう。）外の場所（前号に規定する場所を除く。）において，次に掲げる放射線量又は放射性物質が原子力規制委員会規則で定めるところにより検出されたこと。 イ 50 μSv/h 以上の放射線量 ロ 当該場所におけるその放射能水準が5 μSv/h の放射線量に相当するものとして原子力規制委員会規則で定める基準以上の放射性物質	通報すべき事象等に関する省令第6条第1項（原子力規制委員会規則で定める区域） 令第4条第4項第3号に規定する区域は，次の表の上欄に掲げる原子力事業者の区分に応じ，それぞれ同表下欄に掲げる区域とする。 (抜粋) <table border="1"><thead><tr><th>原子炉設置者</th></tr></thead><tbody><tr><td>実用発電用原子炉の設置の許可を受けた者にあつては実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則第1条第2項第4号に，(略)規定する管理区域。</td></tr></tbody></table>	原子炉設置者	実用発電用原子炉の設置の許可を受けた者にあつては実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則第1条第2項第4号に，(略)規定する管理区域。
原子炉設置者				
実用発電用原子炉の設置の許可を受けた者にあつては実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則第1条第2項第4号に，(略)規定する管理区域。				
	前号に規定する場所：当該原子力事業所における原子炉の運転等のための施設の排気筒，排水口その他これらに類する場所。（2）参照。			

別表 2 - 1 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準（3 / 8）

略 称	法 令
	<p>通報すべき事象等に関する省令第 6 条第 3 項（<u>原子力規制委員会規則で定めるところ</u>）</p> <p>令第 4 条第 4 項第 3 号の規定による放射線量又は放射性物質の検出は、次に定めるところによるものとする。</p> <p>一 放射線量については、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、令第 4 条第 4 項第 3 号イの放射線量の水準を 10 分間以上継続して検出すること</p> <p>二 放射性物質については、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、前項の規定に基づく放射性物質の濃度の水準を検出すること</p> <p>通報すべき事象等に関する省令第 6 条第 4 項</p> <p>火災、爆発その他これらに類する事象の状況により放射線量又は放射性物質の濃度の測定が困難である場合であって、その状況に鑑み、前項の検出により令第 4 条第 4 項第 3 号イの放射線量の水準又は第 2 項の規定に基づく放射性物質の濃度の水準が検出される蓋然性が高い場合には、前項の規定にかかわらず、当該放射線量又は放射性物質の濃度の水準が検出されたものとみなす。</p> <p>通報すべき事象等に関する省令第 6 条第 2 項（<u>原子力規制委員会規則で定める基準</u>）</p> <p>令第 4 条第 4 項第 3 号ロの原子力規制委員会規則で定める基準は、空気中の放射性物質について、次に掲げる放射能水準とする。</p> <p>一 検出された放射性物質の種類が明らかで、かつ、一種類である場合にあっては、放射性物質の種類に応じた空气中濃度限度に 50 を乗じて得た値</p> <p>二 検出された放射性物質の種類が明らかで、かつ、二種類以上の放射性物質がある場合にあっては、それらの放射性物質の濃度のそれぞれその放射性物質についての前号の規定により得られた値に対する割合の和が一となるようなそれらの放射性物質の濃度</p> <p>三 検出された放射性物質の種類が明らかでない場合にあっては、空气中濃度限度（当該空气中に含まれていないことが明らかである放射性物質の種類に係るものを除く。）のうち、最も低いものに 50 を乗じて得た値</p>
<p>（4） 事業所外 運搬放射 線量上昇</p>	<p>政令第 4 条第 4 項第 4 号</p> <p>事業所外運搬に使用する容器から 1 m 離れた場所において、<math>100\mu\text{Sv/h}</math> 以上の放射線量が<u>原子力規制委員会規則・国上交通省令で定めるところ</u>により検出されたこと。</p> <p>通報すべき事業所外運搬に係る事象等に関する省令第 2 条第 1 項（<u>原子力規制委員会規則・国上交通省令で定めるところ</u>）</p> <p>令第 4 条第 4 項第 4 号の規定による放射線量の検出は、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に検出することとする。</p> <p>通報すべき事業所外運搬に係る事象等に関する省令第 2 条第 2 項</p> <p>火災、爆発その他これらに類する事象の状況により放射線量の測定が困難である場合であって、その状況に鑑み、前項の検出により令第 4 条第 4 項第 4 号の放射線量の水準が検出される蓋然性が高い場合には、前項の規定にかかわらず、当該放射線量の水準が検出されたものとみなす。</p>

別表2 1 原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報基準（4／8）

略 称	法 令
(5) スクラム 失敗	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（1） 原子炉の非常停止が必要な場合において、通常の中性子の吸収材（略）により原子炉を停止することができないこと。
(6) 原子炉冷却材漏えい	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（2） 原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材（略）の漏えいが発生すること。
(7) 原子炉給水喪失	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（3） 原子炉（略）の運転中に当該原子炉へのすべての給水機能が喪失した場合において、非常用炉心冷却装置（当該原子炉へ高圧で注水する系に限る。）が作動しないこと。
(8) 原子炉除熱機能喪失	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（5） 原子炉（略）の運転中に主復水器による当該原子炉から熱を除去する機能（略）が喪失した場合において、当該原子炉から残留熱を除去する機能が喪失すること。
(9) 全交流電源喪失	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（6） 原子炉の運転中にすべての交流電源からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が5分以上継続すること。
(10) 直流電源喪失（部分喪失）	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（7） 原子炉の運転中に非常用直流母線が一となった場合において、当該直流母線に電気を供給する電源が一となる状態が5分以上継続すること。
(11) 停止時原子炉水位低下	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（8） 原子炉（略）の停止中に原子炉容器内に照射済み燃料集合体がある場合において、当該原子炉容器内の水位が非常用炉心冷却装置が作動する水位（略）まで低下すること。
(12) 燃料プール水位低下	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（10） 照射済み燃料集合体の貯蔵槽の液位が、当該燃料集合体が露出する液面まで低下すること。
(13) 中央制御室使用不能	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第1号イ（11） 原子炉制御室が使用できなくなることにより、原子炉制御室からの原子炉を停止する機能又は原子炉から残留熱を除去する機能が喪失すること。
(14) 原子炉外臨界蓋然性	通報すべき事象等に関する省令第7条第1項第2号 原子炉の運転等のための施設の内部（原子炉の内部を除く。）において、核燃料物質の形状による管理、質量による管理その他の方法による管理が損なわれる状態その他の臨界状態の発生の蓋然性が高い状態にあること。

別表 2－1 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準（5／8）

略 称	法 令
(15) 事業所外 運搬放射 性物質漏 えい	<p>通報すべき事業所外運搬に係る事象等に関する省令第 3 条</p> <p>火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、当該事象に起因して、事業所外運搬（核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示第 3 条並びに第 5 条第 1 項第 1 号（液体又は気体であって専用積載としないで運搬する場合におけるものを除く。）及び第 2 項第 1 号、船舶による放射性物質等の運送基準の細目等を定める告示第 4 条並びに第 10 条第 1 項第 1 号（液体又は気体であって専用積載としないで運搬する場合におけるものを除く。）及び第 2 項第 1 号並びに航空機による放射性物質等の輸送基準を定める告示第 4 条並びに第 7 条第 1 項第 1 号（液体又は気体であって専用積載としないで運搬する場合におけるものを除く。）及び第 2 項第 1 号に規定する核燃料物質等の運搬を除く。）に使用する容器から放射性物質が漏えいすること又は当該漏えいの蓋然性が高い状態にあること。</p>



別表 2 1 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準（6／8）  
 添付 原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する省令第 5 条第 1 項の規定に基づく水準  
 （1／2）

場 合	基 準	検 出
一 検出された放射性物質の種類が明らかで、かつ、1 種類の放射性物質である場合	イ 濃度の測定により管理すべき空気中の放射性物質にあつては、放射性物質の種類に応じた空气中濃度限度を排気筒その他これらに類する場所における 1 秒間当たりの放出風量で除して得た値に、当該放射性物質が放出される地点の特性に係る別表に基づく係数を乗じて得た値	イの値を 10 分間以上継続して検出すること。
	ロ 放射能の測定により管理すべき空気中の放射性物質にあつては、放射性物質の種類に応じた空气中濃度限度に、当該放射性物質が放出される地点の特性に係る別表に基づく係数を乗じて得た値	ロの値を累積（原子炉の運転等のための施設の通常の運転状態における放射性物質の放出による累積を除く。）して検出すること。
	ハ 水中の放射性物質にあつては、放射性物質の種類に応じた水中濃度限度に 50 を乗じて得た値	ハの値を 10 分間以上継続して検出すること。
二 検出された放射性物質の種類が明らかで、かつ、2 種類以上の放射性物質がある場合	イ 濃度の測定により管理すべき空気中の放射性物質にあつては、それらの放射性物質の濃度のそれぞれその放射性物質の濃度についての前号イの規定により得られた値に対する割合の和が 1 となるようなそれらの放射性物質の濃度	イの値を 10 分間以上継続して検出すること。
	ロ 放射能の測定により管理すべき空気中の放射性物質にあつては、それらの放射性物質の放射能のそれぞれその放射性物質の放射能についての前号ロの規定により得られた値に対する割合の和が 1 となるようなそれらの放射性物質の放射能の値	ロの値を累積（原子炉の運転等のための施設の通常の運転状態における放射性物質の放出による累積を除く。）して検出すること。
	ハ 水中の放射性物質にあつては、それらの放射性物質の濃度のそれぞれその放射性物質の濃度についての前号ハの規定により得られた値に対する割合の和が 1 となるようなそれらの放射性物質の濃度	ハの値を 10 分間以上継続して検出すること。

別表 2 1 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準（7／8）  
 添付 原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する省令第 5 条第 1 項の規定に基づく水準  
 （2／2）

場 合	基 準	検 出
三 検出された放射性物質の種類が明らかでない場合	イ 濃度の測定により管理すべき空気中の放射性物質にあつては、空気中濃度限度（当該空気中に含まれていないことが明らかである放射性物質の種類に係るものを除く。）を排気筒その他これらに類する場所における 1 秒間当たりの放出風量で除して得た値のうち、最も低いものに、当該放射性物質が放出される地点の特性に係る別表に基づく係数を乗じた値	イの値を 10 分間以上継続して検出すること。
	ロ 放射能の測定により管理すべき空気中の放射性物質にあつては、空気中濃度限度（当該空気中に含まれていないことが明らかである放射性物質の種類に係るものを除く。）のうち、最も低いものに、当該放射性物質が放出される地点の特性に係る別表に基づく係数を乗じて得た値	ロの値を累積（原子炉の運転等のための施設の通常の運転状態における放射性物質の放出による累積を除く。）して検出すること。
	ハ 水中の放射性物質にあつては、水中濃度限度（当該水中に含まれていないことが明らかである放射性物質の種類に係るものを除く。）のうち、最も低いものに 50 を乗じて得た値	ハの値を 10 分間以上継続して検出すること。

空気中濃度限度：実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 15 条第 4 号の原子力規制委員会が定める濃度限度に係るもの（略）をいう。

水中濃度限度：実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 15 条第 7 号の原子力規制委員会が定める濃度限度に係るもの（略）をいう。

別表 2-1 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に基づく通報基準 (8/8)

別表 (原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する省令第 5 条関係)

(1) 濃度の測定により管理すべき空気中の放射性物質に関する係数

単位 [m<sup>3</sup>/s]

排気筒等の放射性物質の測定を行っている場所から敷地境界までの水平距離 (m)																					
放射性物質が放出される拠点の地表からの高さ (注) (m)		20 未満	20 以上 30 未満	30 以上 40 未満	40 以上 50 未満	50 以上 60 未満	60 以上 70 未満	70 以上 80 未満	80 以上 90 未満	90 以上 100 未満	100 以上 200 未満	200 以上 300 未満	300 以上 400 未満	400 以上 500 未満	500 以上 600 未満	600 以上 700 未満	700 以上 800 未満	800 以上 900 未満	900 以上 1000 未満	1000 以上	
	1 未満	1×10 <sup>2</sup>	5×10 <sup>2</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>	
	1 以上 10 未満	1×10 <sup>2</sup>	1×10 <sup>2</sup>	1×10 <sup>2</sup>	1×10 <sup>2</sup>	5×10 <sup>2</sup>	5×10 <sup>2</sup>	5×10 <sup>2</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>	
	10 以上 20 未満	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	
	20 以上 30 未満	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	
	30 以上 40 未満	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	
	40 以上 50 未満	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	
	50 以上 60 未満	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	
	60 以上 70 未満	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	5×10 <sup>3</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	
	70 以上 80 未満	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	
	80 以上 90 未満	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	
	90 以上 100 未満	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	
	100 以上 110 未満	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	
	110 以上 120 未満	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	
	120 以上 130 未満	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	
	130 以上 140 未満	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	
140 以上 150 未満	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>		
150 以上	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	1×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>	5×10 <sup>4</sup>		

(注) 高さは、吹き上げ高さや建屋、地形の影響等を考慮した見かけの放出源高さを用いることができる。

別表２－２ 原子力災害対策特別措置法第１５条第１項の原子力緊急事態宣言発令の基準（１／４）

略 称	法 令
(１) 敷地境界 放射線量 異常上昇	<p>法第１５条第１項第１号 第１０条第１項前段の規定により内閣総理大臣、原子力規制委員会が受けた通報に係る検出された放射線量又は政令で定める放射線測定設備及び測定方法により検出された放射線量が、異常な水準の放射線量の基準として政令で定めるもの以上である場合。</p> <p>政令第６条第１項（政令で定める放射線測定設備） 法第１５条第１項第１号の政令で定める放射線測定設備は、所在都道府県知事又は関係周辺都道府県知事がその都道府県の区域内に設置した放射線測定設備であって法第１１条第１項の放射線測定設備の性能に相当する性能を有するものとする。</p> <p>政令第６条第２項（政令で定める測定方法） 法第１５条第１項第１号の政令で定める測定方法は、単位時間（１０分以内のものに限る。）ごとのガンマ線の放射線量を測定し、１時間当たりの数値に換算することにより行うこととする。ただし、当該数値が落雷の時に検出された場合は、当該数値は検出されなかったものとみなす。</p> <p>政令第６条第３項（政令で定める基準） 法第１５条第１項第１号の政令で定める基準は、次の各号に掲げる検出された放射線量の区分に応じ、それぞれ当該各号に定める放射線量とする。  ・ 第４条第４項第１号に規定する検出された放射線量(法第１１条第１項の規定により設置された放射線測定設備の一又は二以上についての数値が<math>5\mu\text{Sv/h}</math>以上である場合にあつては、当該各放射線測定設備における放射線量と第４条第３項に規定する中性子線の放射線量とを合計して得られる放射線量)又は第１項の放射線測定設備及び前項の測定方法により検出された放射線量 <math>500\mu\text{Sv/h}</math>  二 (以下、略)</p>
(２) 放射性物質通常経路異常放出	<p>政令第６条第４項第１号 第４条第４項第２号に規定する場所において、当該原子力事業所の区域の境界付近に達した場合におけるその放射能水準が前項第１号に定める放射線量に相当するものとして原子力規制委員会規則で定める基準以上の放射性物質が原子力規制委員会規則で定めるところにより検出されたこと。</p> <p>通報すべき事象等に関する省令第１２条第１項（原子力規制委員会規則で定める基準及び原子力規制委員会規則で定めるところ）  令第６条第４項第１号の原子力規制委員会規則で定める基準及び同号の規定による放射性物質の検出は、加工事業者、原子炉設置者、貯蔵事業者、廃棄事業者又は使用者にあつては、通報すべき事象等に関する省令第５条の表の上欄に掲げる場合に応じ、基準についてはそれぞれ同表の中欄に掲げる基準に１００を乗じて得たものとし、検出についてはそれぞれ同表の下欄に掲げるところによるものとする。</p>

別表２－２ 原子力災害対策特別措置法第１５条第１項の原子力緊急事態宣言発令の基準（２／４）

略 称	法 令
<p>(３) 火 災 爆 発 等 に よ る 放 射 性 物 質 異 常 放 出</p>	<p>政令第６条第３項 法第１５条第１項第１号の政令で定める基準は、次の各号に掲げる検出された放射線量の区分に応じ、それぞれ当該各号に定める放射線量とする。 一 (略) 二 第４条第４項第３号イに規定する検出された放射線量 5mSv/h 三 (略)</p> <p>政令第６条第４項第２号 第４条第４項第３号に規定する場所において、当該場所におけるその放射能水準が500<math>\mu</math>Sv/hの放射線量に相当するものとして<u>原子力規制委員会規則で定める基準以上の放射性物質が原子力規制委員会規則で定めるところにより検出されたこと。</u></p> <p><u>通報すべき事象等に関する省令第１３条第１項（原子力規制委員会規則で定める基準及び原子力規制委員会規則で定めるところ）</u> 令第６条第４項第２号の原子力規制委員会規則で定める基準は、通報すべき事象等に関する省令第６条第２項各号の場合に応じ、それぞれ当該各号の基準に100を乗じて得たものとする。 2 令第６条第４項第２号の規定による放射性物質の検出は、火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、前項の規定に基づく放射性物質の濃度の水準を検出することとする。 3 火災、爆発その他これらに類する事象の状況により放射性物質の測定が困難である場合であつて、その状況に鑑み、前項の検出により第１項の規定に基づく放射性物質の濃度の水準が検出される蓋然性が高い場合には、前項の規定にかかわらず、当該放射性物質の濃度の水準が検出されたものとみなす。</p>
<p>(４) 事 業 所 外 運 搬 放 射 線 量 異 常 上 昇</p>	<p>政令第６条第３項 法第１５条第１項第１号の政令で定める基準は、次の各号に掲げる検出された放射線量の区分に応じ、それぞれ当該各号に定める放射線量とする。 一 (略) 二 (略) 三 第４条第４項第４号に規定する検出された放射線量 10mSv/h</p>
<p>(５) 原 子 炉 外 臨 界</p>	<p>政令第６条第４項第３号 原子炉の運転等のための施設の内部（原子炉の本体の内部を除く。）において、核燃料物質が臨界状態（原子核分裂の連鎖反応が継続している状態をいう。）にあること。</p>
<p>(６) 原 子 炉 停 止 機 能 喪 失</p>	<p>通報すべき事象等に関する省令第１４条第１項イ 原子炉の非常停止が必要な場合において、原子炉を停止するすべての機能が喪失すること。</p>

別表2-2 原子力災害対策特別措置法第15条第1項の原子力緊急事態宣言発令の基準（3／4）

略 称	法 令
(7) 非常用炉心 冷却装置注 水不能	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項ロ 原子炉（略）の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生した場合又は沸騰水型軽水炉等において当該原子炉へのすべての給水機能が喪失した場合（略）において、非常用炉心冷却装置による当該原子炉への注水ができないこと。
(8) 格納容器圧 力異常上昇	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項ハ 原子炉の運転中に原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力が当該格納容器の設計上の最高使用圧力に達すること。
(9) 圧力抑制機 能喪失	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項ニ 原子炉（略）の運転中に主復水器による当該原子炉から熱を除去する機能が喪失した場合において、当該原子炉から残留熱を除去する機能が喪失したときに、原子炉格納容器の圧力抑制機能が喪失すること。
(10) 原子炉冷却 機能喪失	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項ホ 原子炉の運転中（沸騰水型軽水炉等及び加圧水型軽水炉についてはすべての交流電源からの電気の供給が停止した場合に限る。）において、原子炉を冷却するすべての機能（略）が喪失すること。
(11) 直流電源喪 失（全喪失）	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項ヘ 原子炉の運転中にすべての非常用直流電源からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が5分以上継続すること。
(12) 炉心溶融	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項ト 原子炉容器内の炉心の溶融を示す原子炉格納容器内の放射線量又は原子炉容器内の温度を検知すること。
(13) 停止時原子 炉水位異常 低下	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項チ 原子炉の停止中に原子炉容器内の照射済み燃料集合体の露出を示す原子炉容器内の液位の変化その他の事象を検知すること。
(14) 中央制御室 等使用不能	通報すべき事象等に関する省令第14条第1項ヌ 原子炉制御室及び原子炉制御室外からの原子炉を停止する機能又は原子炉から残留熱を除去する機能が喪失すること。

別表2-2 原子力災害対策特別措置法第15条第1項の原子力緊急事態宣言発令の基準（4／4）

略 称	法 令
<p>(15) 事業所外 運搬放射 性物質異 常漏えい</p>	<p>通報すべき事業所外運搬に係る事象等に関する省令第4条 火災、爆発その他これらに類する事象の発生の際に、当該事象に起因して、放射性物質の種類（核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示別表第一、別表第二、別表第三、別表第四、別表第五又は別表第六の第一欄、船舶による放射性物質等の運送基準の細目等を定める告示別表第一、別表第二、別表第三、別表第四、別表第五又は別表第六の第一欄及び航空機による放射性物質等の輸送基準を定める告示別表第二、別表第三、別表第四、別表第五、別表第六又は別表第七の第一欄に掲げるものに限る。）に応じ、それぞれ核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示別表第一の第三欄、別表第二の第三欄、別表第三の第三欄、別表第四の第二欄、別表第五の第二欄又は別表第六の第三欄、船舶による放射性物質等の運送基準の細目等を定める告示別表第一の第三欄、別表第二の第三欄、別表第三の第三欄、別表第四の第二欄、別表第五の第二欄又は別表第六の第三欄及び航空機による放射性物質等の輸送基準を定める告示別表第二の第三欄、別表第三の第三欄、別表第四の第三欄、別表第五の第二欄、別表第六の第二欄又は別表第七の第三欄に掲げる値の放射性物質が事業所外運搬（核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第3条第2項、危険物船舶運送及び貯蔵規則第80条第2項及び航空法施行規則第194条第2項第2号イ(4)に規定する低比放射性物質又は表面汚染物の運搬を除く。）に使用する容器から漏えいすること又は当該漏えいの蓋然性が高い状態にあること。</p>

別表 2 - 3 原子力防災要員の職務と配置

原子力防災要員の職務	配 置	原子力防災組織の班名と人員
(1) 特定事象が発生した場合における当該特定事象に関する情報の整理及び内閣総理大臣、原子力規制委員会（事業所外の運搬の場合にあつては内閣総理大臣、原子力規制委員会及び国土交通大臣）、関係地方公共団体の長その他の関係者との連絡調整	発電所内	通報班 4 名 情報班 4 名
(2) 原子力災害合同対策協議会における原子力緊急事態に関する情報の交換、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策についての相互の協力	発電所内	通報班 2 名 情報班 2 名
	オフサイトセンター	情報班 2 名 技術班 2 名 総務班 1 名
(3) 特定事象が発生した場合における当該特定事象に関する広報	発電所内	広報班 4 名
	オフサイトセンター	広報班 2 名
(4) 原子力事業所内外の放射線量の測定その他の特定事象に関する状況の把握	発電所内	保安班 4 名 発電班 4 名
	オフサイトセンター	保安班 10 名
(5) 原子力災害の発生又は拡大の防止のための措置の実施	発電所内	技術班 4 名 発電班 4 名
(6) 防災に関する施設又は設備の整備及び点検並びに応急の復旧	発電所内	復旧班 18 名 発電班 4 名
(7) 放射性物質による汚染の除去	発電所内	保安班 4 名
	オフサイトセンター	保安班 5 名 ※ 1
(8) 被ばく者の救助その他の医療に関する措置の実施	発電所内	医療班 4 名
	オフサイトセンター	医療班 1 名
(9) 原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な資機材の調達及び輸送	発電所内	資材班 6 名 厚生班 2 名
(10) 原子力事業所内の警備及び原子力事業所内における従業者等の避難誘導	発電所内	警備誘導班 4 名

※ 1：（7）のオフサイトセンター人員は（4）のオフサイトセンター人員に含まれる。



別表 2-4-1 原子力防災資機材 (1/2)

分類	法令による名称	具体的名称	数 量	保管場所	点検頻度
放射線障害防護用器具	汚染防護服	C 装備, アノラック	70 組	免震重要棟	1 回/年 員数確認
	呼吸用ボンベ(交換用のものを含む)その他の機器と一体となって使用する防護マスク	セルフエアセット	8 個	免震重要棟	1 回/年
	フィルター付き防護マスク	チャコール付き全面マスク	70 個	免震重要棟	1 回/年
非常用通信機器	通常の業務に使用しない電話回線	緊急時用電話回線	※1 10 回線	免震重要棟	1 回/年
	ファクシミリ装置	一斉ファクシミリ装置	1 台	福島第二原子力発電所※2	1 回/年
	特定事象が発生した場合における施設内の連絡を確保するために使用可能な携帯電話その他の使用場所を特定しない通信機器	携帯電話	40 台	特別管理職以上が携行	1 回/年 通話確認
		所内用 PHS	60 台	発電所員が携行	1 回/年 通話確認
		衛星携帯電話	1 台	免震重要棟	1 回/年 通話確認
計測機等	排気筒その他通常時に建屋の外部に放出する放射性物質を測定するための固定式測定器	排気筒モニタ※3	1 台	5, 6 号機共用 EL約14m	1 回/年
		放水口モニタ※4	1 台	—	—
	ガンマ線測定用可搬式測定器	シンチレーションサーベイメータ	10 台	免震重要棟	1 回/年
		電離箱サーベイメータ	36 台	免震重要棟	1 回/年
	中性子線測定用可搬式測定器	中性子線サーベイメータ	3 台	免震重要棟	1 回/年
	熱ルミネセンス線量計又は蛍光ガラス線量計	素子 蛍光ガラス線量計素子	100 個	免震重要棟	1 回/年 員数確認
		リーダー 蛍光ガラス線量計リーダー	1 台	Jヴィレッジ※5	1 回/年
	表面の放射性物質の密度を測定することが可能な可搬式測定器	汚染密度測定用サーベイメータ	17 台	免震重要棟	1 回/年
		汚染密度測定用(α線)サーベイメータ	3 台	免震重要棟	1 回/年
	可搬式ダスト測定器	サンブラ ダストサンブラ	9 台	免震重要棟	1 回/年
		測定器 ダスト測定器(放射線測定車に搭載)	1 台	免震重要棟	1 回/年
	可搬式の放射性ヨウ素測定関連機器	サンブラ ヨウ素サンブラ	7 台	免震重要棟	1 回/年
		測定器 ヨウ素測定器(放射線測定車に搭載)	1 台	免震重要棟	1 回/年
	個人用外部被ばく線量測定器	電子式線量計	250 台	免震重要棟	1 回/年 員数確認

別表 2-4-1 原子力防災資機材（2/2）

分類	法令による名称	具体的名称	数 量	保管場所	点検頻度
その他資機材	ヨウ化カリウムの製剤	安定ヨウ素剤	30,000錠	免震重要棟	1回／年 員数確認
	担架	担架	1台	5, 6号機 救急医療室	1回／年 員数確認
	除染器具	除染キット	1式	5, 6号機 救急医療室	1回／年 員数確認
	被ばく者の輸送のために使用可能な車両	急患移送車	1台	発電所構内	道路運送車 両法に基づ く点検頻度
	屋外消火栓設備又は動力消防ポンプ設備	動力消防ポンプ設備(化学消防自動車及び水槽付き消防ポンプ自動車)	1式	発電所構内	1回／年
	環境中の放射線量又は放射性物質の測定のための車両	放射線測定車	1台	発電所構内	道路運送車 両法に基づ く点検頻度

※1：大熊町，双葉町，浪江町，富岡町，楡葉町，双葉警察署，双葉地方広域市町村圏組合消防本部，福島海上保安部，福島県原子力センター，消防署（浪江及び富岡）との専用回線（ホットライン）である。緊急時用電話回線が使用できない場合は，電気通信事業者（NTT等）の有線電話・携帯電話・衛星携帯電話等の通信手段により情報連絡を行う。

※2：福島第一原子力発電所内では一斉ファクシミリ機能が使用できないことから福島第二原子力発電所に設置している。

※3：1～4号機における排気筒モニタについては東北地方太平洋沖地震に伴い設備が損壊した状況にある。代替措置として，モニタリングポスト及び可搬式測定器により，周辺監視区域付近及び施設周辺の放射線量，放射性物質の測定を行う。

※4：放水口モニタについては東北地方太平洋沖地震に伴い設備が損壊した状況にある。代替措置として，海水サンプリングにより放射性物質の測定を行う。

※5：福島第一原子力発電所内では使用できないため，ヴィレッジに設置している。

別表 2 - 4 - 2 原子力防災資機材以外の資機材

## 福島第一原子力発電所

分類	名称	数量	保管場所	点検頻度
緊急時対応に必要な主な資機材	電源車 (500kVA以上)	4台	計装予備品倉庫 (1) 予備変電所 (1) No1固体廃棄物貯蔵庫前 (2)	1回/月
	電源車 (75kVA)	1台	無線局舎	1回/年
	ポンプ (消防車両)	9台	シュラウド事務所駐車場 (3) 水処理建屋 (3) 厚生棟前 (1) 正門周辺駐車場 (1) 事務本館北側駐車場 (1)	1回/月
	コンクリートポンプ車	1台	技能訓練センター脇駐車場	1回/月
	消防用ホース	1式	シュラウド事務所駐車場 水処理建屋付近 正門消防車庫 5, 6号機原子炉建屋内	1回/年
	瓦礫撤去用重機 (ホイールローダー等)	2台	構内駐車場	1回/年
	タンクローリー	2台	構外給油所	1回/年
	燃料 (軽油)	約 22キロリットル	構外給油所	—
	燃料 (ガソリン)	約 3.8キロリットル	No.5危険物倉庫 構外給油所	—

## Jヴィレッジ

	名称	数量	保管場所	点検頻度
原子力事業所災害対策支援拠点に必要な主な資機材	衛星携帯電話	1台	Jヴィレッジ	1回/年
	携帯電話	3台	Jヴィレッジ	—
	FAX	1台	Jヴィレッジ	—
	汚染密度測定用サーベイメータ	36台	Jヴィレッジ	1回/年
	シンチレーションサーベイメータ	1台	Jヴィレッジ	1回/年
	電離箱サーベイメータ	1台	Jヴィレッジ	1回/年
	簡易式入退域管理装置	1台	Jヴィレッジ	—
	作業者証発行装置	1台	Jヴィレッジ	—
	入域許可証発行装置	2台	Jヴィレッジ	—
	個人線量計	810台	Jヴィレッジ	1回/年
	保護衣類 (タイベック)	3400着	Jヴィレッジ	—
	保護具類 (全面マスク)	700個	Jヴィレッジ	—

別表 2－4－3 遠隔操作が可能な装置等

分類	名称	数量	保管場所	点検頻度
遠隔操作 ロボット	偵察，空間線量率測定ロボット	1台	発電所構内	運用時
	偵察，瓦礫撤去ロボット	1台	発電所構内	運用時

別表 2 - 5 原子力災害対策活動で使用する資料

資 料 名		
1. 発電所周辺地図		
①	発電所周辺地域地図 (1 / 25, 000)	※
②	発電所周辺地域地図 (1 / 50, 000)	※
2. 発電所周辺航空写真パネル		
3. 発電所気象観測データ		
①	統計処理データ	
②	毎時観測データ	
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ		
①	空間線量モニタリング設備配置図	
②	環境試料サンプリング位置図	
③	環境モニタリング測定データ	
5. 発電所周辺人口関連データ		
①	方位別人口分布図	
②	集落の人口分布図	
③	市町村人口表	
6. 主要系統模式図 (各ユニット)		
7.	原子炉設置 (変更) 許可申請書 (各ユニット)	※
8. 系統図及びプラント配置図		
①	系統図	
②	プラント配置図	※
9. プラント関係プロセス及び放射線計測配置図 (各ユニット)		
10. プラント主要設備概要 (各ユニット)		
11. 原子炉安全保護系ロジック一覧表 (各ユニット)		
12. 規定類		
①	原子炉施設保安規定	※
②	原子力事業者防災業務計画	※
13. 事故時操作基準		

□ : 原子力災害対策特別措置法第 12 条第 4 項に基づき、オフサイトセンターに備え付けるために、内閣総理大臣に提出する資料

※ : 原子力事業所災害対策支援拠点で使用する資料

別表2 6 原子力災害対策活動で使用する施設

1. 緊急時対策所

項 目	仕 様
所在地	福島県双葉郡大熊町大字大沢字北原2-2 福島第一原子力発電所構内 免震重要棟2階
床面積	・面積：約550㎡
地震・津波対策	・免震構造を備えた鉄骨鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造） ・1階床高さEL約3.4m
放射線防護対策	・遮へい：コンクリート壁等による遮へい ・空調：HEPA・よう素除去フィルターを備えた空調設備
非常用電源	・ガスタービン発電機：1式〔定格容量：1,000kVA〕 ・備蓄燃料：3日分を備蓄 ・タンクローリー等にて補充
非常用通信機器※	・TV会議システム 1台 1回/年 通話確認 ・IP電話 5台 1回/年 通話確認 ・IPFAX 3台 1回/年 通話確認

※地上系については配備済。衛星系については平成25年度配備予定。

2. 原子力事業所災害対策支援拠点

Jヴィレッジ及びその周辺施設※

項 目	仕 様
所在地	福島県双葉郡楢葉町大字山田岡字美シ森8
発電所からの方位、距離	南 約20km 標高約40m
敷地面積	約52.6万㎡
非常用電源	ディーゼル発電機 300kVA
非常用通信機器	・電話（衛星系、地上系） ・FAX（地上系）
その他	消耗品等（燃料、食料、飲料水等）は原子力事業所災害対策支援拠点に予め配備及び本店等からの輸送により確保するとともに、調達可能な小売店等から調達を行う。

※Jヴィレッジ（センター棟、ホテル棟、サッカー場11面、スタジアム棟）、メディカルセンター、Jヴィレッジ多目的駐車場、広野サッカー場を借用し、使用している。

以下の施設は現在使用していないが、候補地とする。

・楢葉町中高一貫教育施設（JFAアカデミー福島女子寄宿舎、JFAアカデミー福島女子用練習場）

3. 本店非常災害対策室

項 目	仕 様
所在地	東京都千代田区内幸町1-1-3
建物の仕様	鉄筋コンクリート造（震度6強相当の耐震性を有する）
床面積	・面積：約500㎡ ・階数：地上2階
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機2台（定格容量：2,000kVA） ・備蓄燃料：3日分を備蓄
非常用通信機器※	・TV会議システム 1台 1回/年 通話確認 ・IP電話 5台 1回/年 通話確認 ・IPFAX 5台 1回/年 通話確認
その他	食料及び飲料水については3日以上を備蓄

※地上系については配備済。衛星系については平成25年度配備予定。

別表2 7 S P D S データ伝送項目

福島第一原子力発電所5号機

番	パラメータ	単位
1	主排気筒放射線モニタ高レンジ	mSv/h
2	主排気筒放射線モニタ低レンジA	CPS
3	主排気筒放射線モニタ低レンジB	CPS
4	S G T S 放射線モニタ高レンジA	mSv/h
5	S G T S 放射線モニタ高レンジB	mSv/h
6	S G T S 放射線モニタ低レンジA	CPS
7	S G T S 放射線モニタ低レンジB	CPS
8	風向10M (角度)	°
9	風向9.5M (角度)	°
10	風速10M	m/s
11	風速9.5M	m/s
12	大気安定度	
13	モニタリングポスト1H	nGy/h
14	モニタリングポスト2H	nGy/h
15	モニタリングポスト3H	nGy/h
16	モニタリングポスト4H	nGy/h
17	モニタリングポスト5H	nGy/h
18	モニタリングポスト6H	nGy/h
19	モニタリングポスト7H	nGy/h
20	モニタリングポスト8H	nGy/h
21	モニタリングポスト1L	nGy/h
22	モニタリングポスト2L	nGy/h
23	モニタリングポスト3L	nGy/h
24	モニタリングポスト4L	nGy/h
25	モニタリングポスト5L	nGy/h
26	モニタリングポスト6L	nGy/h
27	モニタリングポスト7L	nGy/h
28	モニタリングポスト8L	nGy/h
29	原子炉圧力 BV 5号	MPa
30	再循環ポンプ入口温度A1	°C
31	再循環ポンプ入口温度A2	°C
32	再循環ポンプ入口温度B1	°C
33	再循環ポンプ入口温度B2	°C
34	H P C I 系統流量	t/h
35	C S 系統 流量 A	t/h
36	C S 系統 流量 B	t/h
37	A D S A 作動	DIGITAL
38	A D S B 作動	DIGITAL
39	H P C I 系 起動	DIGITAL
40	C S 系 A 起動	DIGITAL
41	C S 系 B 起動	DIGITAL
42	R H R 系統流量A	t/h
43	R H R 系統流量B	t/h
44	R H R 系 A 運転	DIGITAL
45	R H R 系 B 運転	DIGITAL

番	パラメータ	単位
46	R H R 系 C 運転	DIGITAL
47	R H R 系 D 運転	DIGITAL
48	原子炉水位 (W) B V 5号	mm
49	原子炉水位 (F) B V 5号	mm
50	A P R M 平均値 5号	%PWR
51	全制御棒全挿入	DIGITAL
52	D/W 圧力 (W/R)	kPaabs
53	S/C 圧力 (W/R)	kPaabs
54	P C I S 隔離信号 内側 トリップ	DIGITAL
55	P C I S 隔離信号 外側 トリップ	DIGITAL
56	主蒸気隔離弁 内側 A 全開	DIGITAL
57	主蒸気隔離弁 内側 B 全開	DIGITAL
58	主蒸気隔離弁 内側 C 全開	DIGITAL
59	主蒸気隔離弁 内側 D 全開	DIGITAL
60	主蒸気隔離弁 外側 A 全開	DIGITAL
61	主蒸気隔離弁 外側 B 全開	DIGITAL
62	主蒸気隔離弁 外側 C 全開	DIGITAL
63	主蒸気隔離弁 外側 D 全開	DIGITAL
64	M S I V 内側 閉	DIGITAL
65	M S I V 外側 閉	DIGITAL
66	6.9KV BUS 5A キロボルト	KV
67	6.9KV BUS 5B キロボルト	KV
68	6.9KV BUS 5C キロボルト	KV
69	6.9KV BUS 5D キロボルト	KV
70	6.9KV BUS 5SA1 電圧 5人力	KV
71	6.9KV BUS 5SA2 電圧 5人力	KV
72	6.9KV BUS 5SB1 電圧 5人力	KV
73	6.9KV BUS 5SB2 電圧 5人力	KV
74	ディーゼル発電 5A 運転	DIGITAL
75	ディーゼル発電 5B 運転	DIGITAL
76	CAMS 放射線モニタ A (D/W)	Sv/h
77	CAMS 放射線モニタ B (D/W)	Sv/h
78	CAMS 放射線モニタ C (S/C)	Sv/h
79	CAMS 放射線モニタ D (S/C)	Sv/h
80	D/W 温度 (MAX) 5号	℃
81	S/C 温度 (MAX) 5号	℃
82	S/C 水位	cm
83	CAMS H2 モニタ D/W	%
84	CAMS H2 モニタ S/C	%
85	CAMS O2 モニタ D/W	%
86	CAMS O2 モニタ S/C	%
87	原子炉給水流量 (TOTAL)	t/h
88	R C I C タービン 起動	DIGITAL
89	R C I C 系統 流量	t/h
90	S/R 弁 開	DIGITAL



番	パラメータ	単位
91	RHIR注人弁 A (CCSモード) 開	DIGITAL
92	RHIR注人弁 B (CCSモード) 開	DIGITAL
93	RHIR注人弁 A (LPCIモード) 開	DIGITAL
94	RHIR注人弁 B (LPCIモード) 開	DIGITAL
95	SRNM 対数計数率 CII-A	CPS
96	SRNM 対数計数率 CII-B	CPS
97	SRNM 対数計数率 CII-C	CPS
98	SRNM 対数計数率 CII-D	CPS
99	SRNM 対数計数率 CII-E	CPS
100	SRNM 対数計数率 CII-F	CPS
101	SRNM 対数計数率 CII-G	CPS
102	SRNM 対数計数率 CII-II	CPS
103	SRNM 計数率高高 CII-A	DIGITAL
104	SRNM 計数率高高 CII-B	DIGITAL
105	SRNM 計数率高高 CII-C	DIGITAL
106	SRNM 計数率高高 CII-D	DIGITAL
107	SRNM 計数率高高 CII-E	DIGITAL
108	SRNM 計数率高高 CII-F	DIGITAL
109	SRNM 計数率高高 CII-G	DIGITAL
110	SRNM 計数率高高 CII-II	DIGITAL
111	SGTS A 運転	DIGITAL
112	SGTS B 運転	DIGITAL
113	主蒸気管 放射能高 A	DIGITAL
114	主蒸気管 放射能高 B	DIGITAL
115	主蒸気管 放射能高 C	DIGITAL
116	主蒸気管 放射能高 D	DIGITAL
117	放水口モニタ線量率 5号	CPS

福島第一原子力発電所6号機

番	パラメータ	単位
1	主排気筒放射線モニタ高レンジ	MS/H
2	主排気筒放射線モニタ低レンジA	CPS
3	主排気筒放射線モニタ低レンジB	CPS
4	S G T S放射線モニタ高レンジA	MS/H
5	S G T S放射線モニタ高レンジB	MS/H
6	S G T S放射線モニタ低レンジA	CPS
7	S G T S放射線モニタ低レンジB	CPS
8	風向10M（16方位）	DEG
9	風向9.5M（16方位）	DEG
10	風速10M	m/s
11	風速9.5M	m/s
12	大気安定度A～F	—
13	モニタリングポスト1H	NG/H
14	モニタリングポスト2H	NG/H
15	モニタリングポスト3H	NG/H
16	モニタリングポスト4H	NG/H
17	モニタリングポスト5H	NG/H
18	モニタリングポスト6H	NG/H
19	モニタリングポスト7H	NG/H
20	モニタリングポスト8H	NG/H
21	モニタリングポスト1L	NG/H
22	モニタリングポスト2L	NG/H
23	モニタリングポスト3L	NG/H
24	モニタリングポスト4L	NG/H
25	モニタリングポスト5L	NG/H
26	モニタリングポスト6L	NG/H
27	モニタリングポスト7L	NG/H
28	モニタリングポスト8L	NG/H
29	原子炉圧力	MPa
30	再循環ポンプ入口温度A（B.V）	DEGC
31	再循環ポンプ入口温度B（B.V）	DEGC
32	HPCS系統流量	L/S
33	LPCS系統流量	L/S
34	ADS A 作動	DIGITAL
35	ADS B 作動	DIGITAL
36	HPCSポンプ 遮断器 動作	DIGITAL
37	LPCSポンプ 遮断器 動作	DIGITAL
38	RHR系統流量A	L/S
39	RHR系統流量B	L/S
40	RHR系統流量C	L/S
41	RHRポンプ A 遮断器 動作	DIGITAL
42	RHRポンプ B 遮断器 動作	DIGITAL
43	RHRポンプ C 遮断器 動作	DIGITAL
44	原子炉水位（W/R）（B.V値）	mm
45	原子炉水位（F/R）（B.V値）	mm

番	パラメータ	単位
46	A P R M 平均値	%PWR
47	全制御棒全挿入	DIGITAL
48	ドライウェル圧力 (W/R)	KPAA
49	S/C 圧力 (W/R)	KPAA
50	P C I S 隔離信号 (内側) トリップ	DIGITAL
51	P C I S 隔離信号 (外側) トリップ	DIGITAL
52	主蒸気隔離弁 内側 A 開	DIGITAL
53	主蒸気隔離弁 内側 B 開	DIGITAL
54	主蒸気隔離弁 内側 C 開	DIGITAL
55	主蒸気隔離弁 内側 D 開	DIGITAL
56	主蒸気隔離弁 外側 A 開	DIGITAL
57	主蒸気隔離弁 外側 B 開	DIGITAL
58	主蒸気隔離弁 外側 C 開	DIGITAL
59	主蒸気隔離弁 外側 D 開	DIGITAL
60	M S I V 閉 (内側)	DIGITAL
61	M S I V 閉 (外側)	DIGITAL
62	6.9KV 6A-1 母線電圧	KV
63	6.9KV 6A-2 母線電圧	KV
64	6.9KV 6B-1 母線電圧	KV
65	6.9KV 6B-2 母線電圧	KV
66	6.9KV 5SA1 母線電圧	KV
67	6.9KV 5SA2 母線電圧	KV
68	6.9KV 5SB1 母線電圧	KV
69	6.9KV 5SB2 母線電圧	KV
70	6.9KV 6C 母線電圧	KV
71	6.9KV 6D 母線電圧	KV
72	6.9KV HPCS 母線電圧	KV
73	ディーゼル発電機 6A 運転	DIGITAL
74	ディーゼル発電機 6B 運転	DIGITAL
75	HPCS D/G 遮断器 閉	DIGITAL
76	CAMS 放射線モニタ A (D/W)	S/H
77	CAMS 放射線モニタ B (D/W)	S/H
78	CAMS 放射線モニタ A (S/P)	S/H
79	CAMS 放射線モニタ B (S/P)	S/H
80	D/W 温度 (MAX)	DEGC
81	S/C 水温 (MAX)	DEGC
82	S/P 水位	cm
83	CAMS H <sub>2</sub> 濃度 A	%
84	CAMS H <sub>2</sub> 濃度 B	%
85	CAMS A サンプル切替 (D/W)	DIGITAL
86	CAMS B サンプル切替 (D/W)	DIGITAL
87	CAMS O <sub>2</sub> 濃度 A	%
88	CAMS O <sub>2</sub> 濃度 B	%
89	原子炉給水流量	t/h
90	R C I C タービン起動	DIGITAL

番	パラメータ	単位
91	R C I C 系統流量	L/S
92	S/R弁 開	DIGITAL
93	R I I R 注人弁 A (C C Sモード) 開	DIGITAL
94	R I I R 注人弁 B (C C Sモード) 開	DIGITAL
95	R I I R 注人弁 A (L P C Iモード) 開	DIGITAL
96	R I I R 注人弁 B (L P C Iモード) 開	DIGITAL
97	R I I R 注人弁 C (L P C Iモード) 開	DIGITAL
98	S R N M 対数計数率 C H-A	CPS
99	S R N M 対数計数率 C H-B	CPS
100	S R N M 対数計数率 C H-C	CPS
101	S R N M 対数計数率 C H-D	CPS
102	S R N M 対数計数率 C H-E	CPS
103	S R N M 対数計数率 C H-F	CPS
104	S R N M 対数計数率 C H-G	CPS
105	S R N M 対数計数率 C H-H	CPS
106	S R N M A 計数率高高	DIGITAL
107	S R N M B 計数率高高	DIGITAL
108	S R N M C 計数率高高	DIGITAL
109	S R N M D 計数率高高	DIGITAL
110	S R N M E 計数率高高	DIGITAL
111	S R N M F 計数率高高	DIGITAL
112	S R N M G 計数率高高	DIGITAL
113	S R N M H 計数率高高	DIGITAL
114	S G T S A 運転	DIGITAL
115	S G T S B 運転	DIGITAL
116	主蒸気管 A1 放射能高	DIGITAL
117	主蒸気管 B1 放射能高	DIGITAL
118	主蒸気管 A2 放射能高	DIGITAL
119	主蒸気管 B2 放射能高	DIGITAL
120	放水口モニタ線量率 6号	CPS

別表3 1 原子力災害対策活動等に従事する者の安定ヨウ素剤服用基準

項目	内容
安定ヨウ素剤予防服用に関する防護対策指標	性別・年齢に関係なく全ての対象者に対し一律に、放射性ヨウ素による小児甲状腺等価線量で100mSv に相当する予測線量となる場合
服用対象者	<p>40歳未満を対象とする。ただし、かなりの被ばくが予測されるおそれがある場合は、甲状腺機能低下症を予防するため、40歳以上の防災業務関係者に対して、念のため、安定ヨウ素剤服用について考慮する。なお、以下の者には安定ヨウ素剤を服用させないように配慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ヨウ素過敏症の既往歴のある者</li> <li>・造影剤過敏症の既往歴のある者</li> <li>・低補体性血管炎の既往歴のある者又は治療中の者</li> <li>・ジューリング疱疹状皮膚炎の既往歴のある者又は治療中の者</li> </ul>
服用量	医薬品ヨウ化カリウムの丸薬2丸(ヨウ素量76mg, ヨウ化カリウム量100mg)を用いる。

別表 3-2 緊急事態応急対策における原子力防災要員等の派遣，原子力防災資機材等の貸与

	原子力防災組織の人員	原子力防災資機材及び資料等	備 考
オフサイトセンターにおける業務に関する事項	執行役 (合同対策協議会派遣) 1名 8名	配管計装線図 1冊 機器配置図 1冊 設備関係資料(必要な資料のみ) 1部	
		業務車 1台 広報車(スピーカ搭載車) 1台	
環境放射線モニタリング等に関する事項	10名	シンチレーションサーベイメータ 5台	※1：放射線測定車に搭載
		電離箱サーベイメータ 10台	
		中性子線サーベイメータ 2台	
		汚染密度測定用サーベイメータ 5台	
		汚染密度測定用(α線)サーベイメータ 1台	
		蛍光ガラス線量計素子 30個	
		電子式線量計 50台	
		ヨウ素測定器 サンプラ 5台 ※1測定器 1台	
		ダスト測定器 サンプラ 5台 ※1測定器 1台	
		放射線測定車 1台	
原子力規制庁緊急時対応センター(ERC)における業務に関する事項	5名程度	モニタリング用車両 1台	

※緊急事態応急対策の活動状況により要員については派遣先と調整する。

別表４－１ 原子力災害事後対策における原子力防災要員等の派遣，原子力防災資機材等の貸与

	原子力防災組織の人員	原子力防災資機材等	備 考
オフサイトセンターにおける業務に関する事項	執行役 (合同対策協議会派遣) 1名		
	8名		
環境放射線モニタリング等に関する事項	10名	シンチレーションサーベイメータ 5台	※1：放射線測定車に搭載
		電離箱サーベイメータ 10台	
		中性子線サーベイメータ 2台	
		汚染密度測定用サーベイメータ 5台	
		汚染密度測定用(α線)サーベイメータ 1台	
		蛍光ガラス線量計素子 30個	
		電子式線量計 50台	
		ヨウ素測定器 サンプラ 5台	
		ダスト測定器 ※1測定器 1台	
		ダスト測定器 ※1測定器 1台	
原子力規制庁緊急時対応センター(ERC)における業務に関する事項	5名程度	放射線測定車 1台	
		モニタリング用車両 1台	

※原子力災害事後対策の活動状況により要員については派遣先と調整する。

別表5-1 他の原子力事業者で発生した原子力災害への原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与

	原子力防災組織の人員	原子力防災資機材	備 考
環境放射線モニタリング等に関する事項	10名	シンチレーションサーベイメータ	5台
		電離箱サーベイメータ	10台
		中性子線サーベイメータ	2台
		汚染密度測定用サーベイメータ	5台
		汚染密度測定用(α線)サーベイメータ	1台
		蛍光ガラス線量計素子	30個
		電子式線量計	50台
		ヨウ素測定器	サンブラ 5台
			*1 測定器 1台
		ダスト測定器	サンブラ 5台
			*1 測定器 1台
		放射線測定車	1台

※1：放射線測定車に搭載



# 様式集

### Ⅲ 様式集

様式 1	原子力事業者防災業務計画作成（修正）届出書
様式 2	原子力防災要員現況届出書
様式 3	原子力防災管理者（副原子力防災管理者）選任・解任届出書
様式 4	放射線測定設備現況届出書
様式 5	放射線測定設備の性能検査申請書
様式 6	原子力防災資機材現況届出書
様式 7－1	特定事象発生通報（原子炉施設）
様式 7－2	特定事象発生通報（事業所外運搬）
様式 8－1	応急措置の概要（原子炉施設）
様式 8－2	応急措置の概要（事業所外運搬）
様式 9－1	応急措置の概要（原子炉施設）第 1 5 条報告
様式 9－2	応急措置の概要（事業所外運搬）第 1 5 条報告
様式 1 0	防災訓練実施結果報告書

## 原子力事業者防災業務計画作成（修正）届出書

平成 年 月 日	
内閣総理大臣，原子力規制委員会 殿	
届出者	
住 所	
氏 名	
印	
(法人にあってはその名称及び代表者の氏名)	
(担当者 所属 電話 )	
別添のとおり，原子力事業者防災業務計画作成（修正）したので，原子力災害対策特別措置法第 7 条第 3 項の規定に基づき届け出ます。	
原子力事業所の名称及び場所	東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 福島県双葉郡大熊町大字大沢字北原 2 2
当該事業所に係る核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づき受けた指定，許可又は承認の種別とその年月日	原子炉設置許可  昭和 4 1 年 1 2 月 1 日
原子力事業者防災業務計画作成（修正）年月日	平成 年 月 日
協議した都道府県知事及び市町村長	
予定される要旨の公表の方法	

備考 1 この用紙の大きさは，日本工業規格 A 4 とする。

2 協議が調っていない場合には，「協議した都道府県知事及び市町村長」の欄にその旨を記載するものとする。

3 氏名を記載し，押印することに代えて，署名することができる。この場合において，署名は必ず本人が自署するものとする。

## 原子力防災要員現況届出書

平成 年 月 日		
原子力規制委員会，福島県知事，大熊町長，双葉町長 殿		
届出者		
住 所		
氏 名		
印		
(法人にあってはその名称及び代表者の氏名)		
(担 当 者 所 属 電 話 )		
原子力防災組織の原子力防災要員の現況について，原子力災害対策特別措置 法第 8 条第 4 項の規定に基づき届け出ます。		
原子力事業所の名称及び場所	東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 福島県双葉郡大熊町大字大沢字北原 2 2	
業 務 の 種 別	防 災 要 員 の 職 制	その他防災要員
情報の整理，関係者との連絡調整		名
原子力災害合同対策協議会における情報の交換等		名
広 報		名
放射線量の測定その他の状況の把握		名
原子力災害の発生又は拡大の防止		名
施設設備の整備・点検，応急の復旧		名
放射性物質による汚染の除去		名
医 療 に 関 す る 措 置		名
原子力災害に関する資機材の調達及び輸送		名
原子力事業所内の警備等		名

備考 1 この用紙の大きさは，日本工業規格 A 4 とする。

2 氏名を記載し，押印することに代えて，署名することができる。この  
場合において，署名は必ず本人が自署するものとする。

## 原子力防災管理者（副原子力防災管理者）選任・解任届出書

平成      年      月      日			
原子力規制委員会，福島県知事，大熊町長，双葉町長    殿			
届出者 住    所 氏    名 <div style="text-align: right; margin-top: 5px;">印</div> <div style="text-align: center; margin-top: 5px;">           （法人にあってはその名称及び代表者の氏名）            （担当者      所属      電話      ）         </div>			
原子力防災管理者（副原子力防災管理者）を選任・解任したので，原子力災害 対策特別措置法第9条第5項の規定に基づき届け出ます。			
原子力事業所の名称 及び場所		東京電力株式会社    福島第一原子力発電所 福島県双葉郡大熊町大字夫沢字北原2-2	
区      分	選      任	解      任	
正	氏      名		
	選任・解任年月日		
	職務上の地位		/
副	氏      名		
	選任・解任年月日		
	職務上の地位		/

- 備考 1 この用紙の大きさは，日本工業規格A4とする。
- 2 複数の副原子力防災管理者を選任した場合にあっては，必要に応じて欄を追加するものとする。
- 3 氏名を記載し，押印することに代えて，署名することができる。この場合において，署名は必ず本人が自署するものとする。

## 放射線測定設備現況届出書

平成 年 月 日		
内閣総理大臣，原子力規制委員会，福島県知事，大熊町長，双葉町長 殿		
届出者		
住 所		
氏 名		
印		
(法人にあってはその名称及び代表者の氏名)		
(担当者 所属 電話 )		
放射線測定設備の現況について，原子力災害対策特別措置法第 11 条第 3 項の規定に基づき届け出ます。		
原子力事業所の名称及び場所	東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 福島県双葉郡大熊町大字夫沢字北原 2 2	
原子力事業所内の放射線測定設備	設 置 数	式
	設置場所	
原子力事業所外の放射線測定設備	設 置 者	
	設置場所	
	検出される数値の把握方法	

- 備考 1 用紙の大きさは，日本工業規格 A 4 とする。
- 2 「原子力事業所外の放射線測定設備」の欄は，第 11 条第 1 項ただし書の規定により代えることとした放射線測定設備を記載するものとする。
- 3 氏名を記載し，押印することに代えて，署名することができる。この場合において，署名は必ず本人が自署するものとする。

放射線測定設備の性能検査申請書

原管発官 第 号  
平成 年 月 日

原子力規制委員会 殿

住 所 東京都千代田区内幸町 1 丁目 1 番 3 号

氏 名 東京電力株式会社

印

原子力災害対策特別措置法第 11 条第 5 項の規定により次のとおり放射線測定設備の性能検査を受けたいので申請します。

原子力事業所の名称及び所在地		福島第一原子力発電所 福島県双葉郡大熊町大字大沢字北原 2-2
原子力事業所内の 放射線測定設備	設 置 数	式
	そ の 概 要	別紙のとおり

## 原子力防災資機材現況届出書

平成 年 月 日			
内閣総理大臣，原子力規制委員会，福島県知事，大熊町長，双葉町長 殿			
届出者			
住 所			
氏 名			
印			
(法人にあってはその名称及び代表者の氏名)			
(担当者 所 属 電 話 )			
原子力防災資機材の現況について、原子力災害対策特別措置法第 11 条第 3 項の規定に基づき届け出ます。			
原子力事業所の名称及び場所	東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 福島県双葉郡大熊町大字大沢字北原 2 2		
放射線障害防護用具	汚染防護服	組	
	呼吸用ポンベ付一体型防護マスク	個	
	フィルター付き防護マスク	個	
非常用通信機器	緊急時電話回線	回線	
	ファクシミリ	台	
	携帯電話等	台	
計測機等	固定式測定器	台	
	ガンマ線測定用サーベイメータ	台	
	中性子線線量当量率測定用サーベイメータ	台	
	熱ルミネセンス線量計	素子	個
	又は蛍光ガラス線量計	リーダー	台
	表面汚染密度測定用サーベイメータ	台	
	可搬式ダスト測定関連機器	サンブラ	台
		測定器	台
	可搬式の放射性ヨウ素測定関連機器	サンブラ	台
		測定器	台
個人用外部被ばく線量測定器	台		
その他資機材	ヨウ素剤	錠	
	担架	台	
	除染器具	式	
	被ばく者の輸送のために使用可能な車両	台	
	屋外消火栓設備又は動力消防ポンプ設備	式	
	その他	モニタリングカー	台

備考 1 用紙の大きさは、日本工業規格 A 4 とする。

2 氏名を記載し、押印することに代えて、署名することができる。この場合において、署名は必ず本人が自署するものとする。



## 特定事象発生通報（原子炉施設）

		平成 ____ 年 ____ 月 ____ 日
内閣総理大臣，原子力規制委員会，福島県知事，大熊町長，双葉町長 殿		
第 10 条 通 報		通報者名 _____
		連絡先 _____
特定事象の発生について、原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項の規定に基づき通報します。		
原子力事業所の名称及び場所		東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 福島県双葉郡大熊町大字大沢字北原 2 2
特定事象の発生箇所		福島第一原子力発電所 ____ 号機
特定事象の発生時刻		平成 ____ 年 ____ 月 ____ 日 ____ 時 ____ 分 （24 時間表示）
発生した特定事象の概要	特定事象の種類	① 敷地境界放射線量上昇      ⑧ 全交流電源喪失 ② 放射性物質通常経路放出      ⑨ 直流電源喪失（部分喪失） ③ 火災爆発等による放射性物質放出      ⑩ 停止時原子炉水位低下 ④ スクラム失敗      ⑪ 燃料プール水位低下 ⑤ 原子炉冷却材漏えい      ⑫ 中央制御室使用不能 ⑥ 原子炉給水喪失      ⑬ 原子炉外臨界蓋然性 ⑦ 原子炉除熱機能喪失
	想定される原因	故障，誤操作，漏えい，火災，爆発，地震，調査中，その他（_____）
	検出された放射線量の状況，検出された放射性物質の状況又は主な施設・設備等の状態等	原子炉の運転状態 発生前（運転中，起動操作中，停止操作中，停止中） 発生後（状態継続，停止操作中，全制御棒全挿入） ECCS 系の作動状態 （要求信号／有・無，成功，一部失敗，全台失敗） 排気筒放射線モニタの指示値（排気筒名：_____） 変化無し，変化有り（発生前の値 ____ cps → 最大値 ____ cps） モニタリングポストの指示値 変化無し，変化有り （発生前の値 ____ nGy/h → 最大値 ____ nGy/h，MPNo. ____） その他 _____ _____ _____
その他特定事象の把握に参考となる情報		_____ _____ _____

## 特定事象発生通報（事業所外運搬）

平成 ____ 年 ____ 月 ____ 日		
内閣総理大臣，原子力規制委員会，国土交通大臣，都道府県知事，市町村長 殿		
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">第 10 条 通 報</div> <div>通報者名 _____</div> </div>		
連絡先 _____		
<p>特定事象の発生について，原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項の規定に基づき通報します。</p>		
原子力事業所の名称及び場所	東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 福島県双葉郡大熊町大字大沢字北原 2 2	
特定事象の発生箇所	_____ 都道府県 _____ 市町村 _____ (海上の場合：沖合 _____ k m)	
特定事象の発生時刻	平成 ____ 年 ____ 月 ____ 日 ____ 時 ____ 分頃（24 時間表示）	
発生した特定事象の概要	特定事象の種類	① 事業所外運搬放射線量上昇 ② 事業所外運搬放射性物質漏えい
	想定される原因	火災，爆発，沈没，衝突，交通事故，調査中， その他（ _____ ）
	検出された放射線量の状況，検出された放射性物質の状況又は主な施設・設備等の状態等	_____ _____ _____ _____ _____ _____ _____ _____
その他特定事象の把握に参考となる情報		_____ _____ _____

## 応急処置の概要（原子炉施設）

内閣総理大臣  
原子力規制委員会  
福島県知事  
大熊町長  
双葉町長

殿

### 第 25 条 報告

原子力災害対策特別措置法第 25 条第 2 項に基づき、応急措置の概要を以下のとおり報告します。

発信日時	平成    年    月    日    時    分	送信者	
受信日時	平成    年    月    日    時    分	受信者	

1. 事 故 件 名       ：

2. 事故発生場所   ：

3. 事故発生日時   ：

4. 発生事象と対応の概要

5. 緊急時対策本部その他の事項の概要

## 応急措置の概要 (プラントの状況)

6. プラントの状況		確認時刻							
事故発生時の状況	発電所状態			原子炉出力			%		
	停止時刻	時 分		炉心平均燃焼度			MWD/MFC		
現在の状況	原子炉出力			1 次系圧力			MPa (gage)		
	1 次系 (ホットレグ) 温度			原子炉水位			%		
	格納容器圧力	kPa (gage)		格納容器内水素濃度 (ドライ値)			%		
7. 放射性物質の放出状況等		確認時刻							
放出状況  放出状況の評価を開始した時刻 (時刻 : )	放出開始時刻	日 : 頃		放出停止時刻					
	放出箇所			放出高さ (地上高)			m		
	放出実績評価	評価時点での放出率		評価時刻までの放出量					
	希ガス	Bq/h		Bq					
	ヨウ素	Bq/h		Bq					
	その他 (核種)	Bq/h		Bq					
排気筒モニタ	格納容器 (主排気筒)	cps cpm		補助建屋	cps cpm				
モニタホスト	名称	No. 1	No. 2	No. 3	No. 4	No. 5	No. 6	No. 7	No. 8
	nSv/h μSv/h								
気象情報	天候			風向					
	風速	m/s		大気安定度					
8. 放射性物質の放出評価		確認時刻							
放出見通し		希ガス		ヨウ素		合計			
	放出評価時刻以降の放出見通し	Bq		Bq		Bq			
最大地点の線量の推定		方位		距離		被ばく線量			
	外部全身被ばく			km		mSv			
	甲状腺被ばく			km		mSv			
9. その他		<div style="border: 1px solid black; height: 30px; width: 100%;"></div>							

## 応急処置の概要(事業所外運搬)

内閣総理大臣  
原子力規制委員会  
国土交通大臣  
都道府県知事  
市町村長

殿

### 第 25 条 報告

原子力災害対策特別措置法第 25 条第 2 項に基づき、応急措置の概要を以下のとおり報告します。

発信日時	平成    年    月    日    時    分	送信者	
受信日時	平成    年    月    日    時    分	受信者	

1. 事故件名    :

2. 事故発生場所    :

3. 事故発生日時    :

4. 発生事象と対応の概要

5. 緊急時対策本部その他の事項の概要

# 応急措置の概要(輸送容器の状況)

6. 輸送容器の状況		確認時刻			
事故発生時の状況	輸送物		使用容器	型	
	出発地／到着予定地	/	輸送手段		
現在の状況	火災の有無		爆発の有無		
	漏えいの有無				
	特記事項				

7. 放射性物質の放出状況等		確認時刻			
放出状況	放出, 漏えい開始時刻	日	時	放出, 漏えい停止時刻	
	放出, 漏えい箇所				
放射線量	距離・場所				
	nSv/h μSv/h				

8. 放射性物質の放出評価		評価時刻			
放出見通し	放出評価時刻以降の放出見通し				
最大地点の線量の推定		方位	距離	被ばく線量	
	外部全身被ばく		m	mSv	

9. その他	
--------	--

# 応急措置の概要(原子炉施設)

内閣総理大臣  
原子力規制委員会  
福島県知事  
大熊町長  
双葉町長

殿

## 第 1 5 条 報 告

原子力災害対策特別措置法第 2 5 条第 2 項に基づき、応急措置の概要（同法第 1 5 条第 1 項に係る原子力緊急事態事象の発生）を以下のとおり報告します。

発信日時	平成    年    月    日    時    分	送信者	
受信日時	平成    年    月    日    時    分	受信者	

1. 事 故 件 名    :

2. 事故発生場所    :

3. 事故発生日時    :

4. 報告する内容    :

5. 発生事象と対応の概要

6. 緊急時対策本部その他の事項の概要

# 応急措置の概要(事業所外運搬)

内閣総理大臣  
原子力規制委員会  
国土交通大臣  
都道府県知事  
市町村長

殿

## 第 15 条 報告

原子力災害対策特別措置法第 25 条第 2 項に基づき、応急措置の概要(同法第 15 条第 1 項に係る原子力緊急事態事象の発生)を以下のとおり報告します。

発信日時	平成 年 月 日 時 分	送信者	
受信日時	平成 年 月 日 時 分	受信者	

1. 事故件名 :

2. 事故発生場所 :

3. 事故発生日時 :

4. 報告する内容 :

5. 発生事象と対応の概要

6. 緊急時対策本部その他の事項の概要



## 防災訓練実施結果報告書

<div style="text-align: right; margin-bottom: 20px;">年    月    日</div> <div style="margin-bottom: 20px;">原子力規制委員会    殿</div> <div style="text-align: center;"> 報告者  住所 _____  氏名 _____    印  (法人にあってはその名称及び代表者の氏名)  (担当者          所属          電話          ) </div> <p>防災訓練の実施の結果について、原子力災害対策特別措置法第13条の2第1項の規定に基づき報告します。</p>	
原子力事業所の名称及び場所	
防 災 訓 練 実 施 年 月 日	年    月    日
防災訓練のために想定した原子力災害の概要	
防 災 訓 練 の 項 目	
防 災 訓 練 の 内 容	
防 災 訓 練 の 結 果 の 概 要	
今後の原子力災害対策に向けた改善点	

備考1 用紙の大きさは、日本工業規格A4とする。

- 2 氏名を記載し、押印することに代えて、署名することができる。この場合において、署名は必ず本人が自署するものとする。

別冊 1 1

福島第一原子力発電所 5 号炉／6 号炉 長期保守管理方針 変更評価書

福島第一原子力発電所 5 号炉／6 号炉  
長期保守管理方針 変更評価書

平成 2 5 年 6 月

東京電力株式会社

## I 長期保守管理方針実施項目における実施時期見直しに対する妥当性評価

### I 1. はじめに

福島第一原子力発電所は、平成23年3月11日の東日本大震災（以下、震災という）の発生を受け、それ以降原子力災害対策特別措置法が適用されており、5、6号炉については安定停止に向けた復旧作業を行いつつ、当面は冷温停止維持に向けた機器について設備の維持管理に努めている。

こうした状況を踏まえ、30年Hの高経年化技術評価（以下、PLM評価と言う）にて定めた長期保守管理方針の実施項目の内、短期的対応としていた項目について、機器等の使用状況を踏まえて実施時期を再検討し、この見直しに対する妥当性評価をI-2節に示す。

また、震災による影響評価として以下の観点についての評価をII章に示す。

(1) 震災影響による機器の劣化状況への影響評価

(2) 当面の運転状態がプラントの通常運転から変化することを踏まえた影響評価

この震災による影響評価は、福島第二原子力発電所1号炉PLM評価において実施した震災影響評価の内容を考慮したものとし、プラントによる被災状況や、点検の進捗状況を踏まえて評価機器及び内容を検討した。

### I 2. 各項目の実施時期見直しに対する妥当性評価

(1) 気体排気物処理系排ガス予熱器等の粒界型応力腐食割れ（5号炉・6号炉共通）

（気体排気物処理系排ガス予熱器，気体排気物処理系排ガス復水器，気体排気物処理系排ガス再結合器，気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管）

#### ①保守管理の項目

上記機器の粒界型応力腐食割れに対しては、耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。

#### ②現状の設備状況

設備停止状態であり、乾燥保管中。

#### ③評価当時、「短期」とした理由

当該部は、UTを実施した実績が無かったことから、念のため早期に実施することが望ましいと判断していた。

#### ④保守管理の実施状況

未実施

#### ⑤実施時期見直しに対する妥当性評価

粒界型応力腐食割れについては、100℃以上の環境下においてステンレス製容器・配管溶接部等の熱影響部に発生する可能性は否定できないが、現在はプラント停止しており、上記機器が属する気体廃棄物処理系については、補助蒸気の通気（排ガス予熱器及び周辺配管）や再結合反応熱（排ガス再結合器・排ガス復水器及び周辺配管）による温度上昇は起こり得ず、現在の環境温度は大気温度と同等であることから、100℃以上になることはない。

また、5、6号炉ともに冷温停止状態が維持された状態であるため、気体廃棄物処理系の機能要求が求められる事態は考え難い。

以上のことから、現在の使用環境が継続する限り、排ガス予熱器等の粒界型応力腐食割れが発生することは考え難く、早期に点検を実施する必要性が低くなったことから、実施時期を「短期」から「中長期」に変更することは妥当と評価している。

## (2) ジェットポンプの粒界型応力腐食割れ（6号炉）

### ①保守管理の項目

ジェットポンプの粒界型応力腐食割れに対しては、JSME規格・内規等に基づく点検を実施する。

### ②現状の設備状況

設備停止状態であり、満水保管中。

### ③評価当時、「短期」とした理由

当該部は、標準検査による目視点検（VT-3）を実施し異常がないことを確認していたが、個別検査による目視点検（MVT-1）の実績が無かったことから、念のため早期に実施することが望ましいと判断していた。

### ④保守管理の実施状況

未実施

### ⑤実施時期見直しに対する妥当性評価

粒界型応力腐食割れについては、100℃以上の環境下において、溶接部に発生する可能性は否定できないが、プラント停止している現在、炉水温度は30～40℃程度で管理されており、100℃以上になることはない。

また、5、6号炉ともに冷温停止状態が維持された状態であるため、ジェットポンプの機能要求が求められる事態は考え難い。

以上のことから、現在の使用環境が継続する限り、ジェットポンプの粒界型応力腐食割れが発生することは考え難く、早期に点検を実施する必要性が低くなったことから、実施時期を「短期」から「中長期」に変更することは妥当と評価している。

## (3) 原子炉格納容器ドライウェルスプレイヘッド、サブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食（5号炉・6号炉共通）

### ①保守管理の項目

上記機器の腐食（全面腐食）に対しては、内面の目視点検を実施する。

### ②現状の設備状況

設備停止状態であり、乾燥保管中。

### ③評価当時、「短期」とした理由

当該部は、点検実績が無かったことから、念のため早期に実施することが望ましいと判断していた。

### ④保守管理の実施状況

5号炉の上記機器については、ファイバースコープ等を用いて内部の目視点検を実

施し、異常のないことを確認している。

6号炉については、未実施である。

⑤実施時期見直しに対する妥当性評価

6号炉の上記機器の腐食（全面腐食）については、現在は大気曝露環境下にあり、長期的には腐食が進展する可能性は否定できない。

しかしながら、通常運転時においては、原子炉格納容器ドライウェルスプレイヘッド、サブプレッションチェンバスプレイヘッド雰囲気は窒素で置換され、腐食環境下になく、定期検査中においても一時的に空気環境下に晒されるものの、水中曝露や乾湿交替を繰り返すような腐食助長環境下ではなく、腐食進展は非常に緩やかであると推測される。なお、ほぼ同様な環境にある5号炉の同機器については、点検により健全性が確認されており、6号炉も同様の状況であると考えている。

また、5、6号炉ともに定期検査中に震災を受けたため、現在炉内にある燃料の発生熱量は非常に小さく、上記機器に機能要求が求められる事態（逃がし安全弁動作等によるサブプレッションチェンバス温度上昇）は考え難い。なお、今後数年以内を目標に炉内にある燃料を移動する計画であるため、その際には当該機器に対する機能要求も無くなることとなる。

以上のことから、現在の使用環境が継続する限り、原子炉格納容器ドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食進展は極めて緩慢であると考えられ、早期に点検を実施する必要性が低くなったことから、実施時期を「短期」から「中長期」に変更することは妥当と評価している。

（4）可燃性ガス濃度制御系設備等の腐食（5号炉・6号炉共通）

（可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器、配管）、蒸気式空気抽出器（胴））

①保守管理の項目

上記機器の腐食に対しては、肉厚測定を実施する。

②現状の設備状況

設備停止状態であり、乾燥保管中。

③評価当時、「短期」とした理由

当該部は、肉厚測定実績が無かったことから、念のため早期に実施することが望ましいと判断していた。

④保守管理の実施状況

5号炉の可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器）については、第24回定期検査において肉厚測定を実施し、異常のないことを確認している。

上記以外の機器については、未実施である。

5号炉 可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器）肉厚測定結果概要

番号	最小値(mm)	公称肉厚(mm)	最小肉厚(mm)	備考
①	9.1	7.11	3.80	
②	12.5	9.27	3.80	
③	11.0	7.11	3.80	

⑤実施時期見直しに対する妥当性評価

5号炉の可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器）以外の上記機器の腐食については、現在は乾燥保管中であることから、著しい腐食進展が生じることは考え難い。

また、5、6号炉ともに冷温停止状態が維持された状態であるため、可燃性ガス濃度制御系及び蒸気式空気抽出器（胴）の機能要求が求められる事態は考え難い。なお、今後数年以内を日途に炉内にある燃料を移動する計画である。

以上のことから、現在の使用条件が継続する限り、可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器、配管）及び蒸気式空気抽出器（胴）の腐食進展は極めて緩慢であると考えられ、早期に点検を実施する必要性が低くなったことから、実施時期を「短期」から「中長期」に変更することは妥当と評価している。

（5）炭素鋼配管及び低合金配管内面のFAC、LDI

（5号炉・6号炉共通）

①保守管理の項目

炭素鋼配管及び低合金配管内面のFAC、LDIに対しては、安全基盤研究の成果が得られた場合には保全への反映要否を判断し、要の場合には指針を改定する。また、肉厚測定実績に基づく耐震評価を実施した炭素鋼配管（5号：グラント蒸気系・抽気系、6号：グラント蒸気系、原子炉冷却材浄化系）については、今後の減肉進展の実測データに基づく再評価を実施する。

②現状の設備状況

設備停止状態であり、乾燥保管中。（6号炉の原子炉冷却材浄化系配管については、冷温停止状態において間欠運転中）

③評価当時、「短期（終了は中長期）」とした理由

当該部は、肉厚測定実績を拡充するため、10年間を通じて計画的に実施することが望ましいと判断していた。

④保守管理の実施状況

震災以前は、「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格(JSME S NH1-2006)」に基づき、適切に管理していたが、震災以降は未実施

⑤実施時期見直しに対する妥当性評価

6号炉の原子炉冷却材浄化系を除く配管については、現在は乾燥保管中であることから、FAC、LDIによる配管減肉が進展することは考え難い。

また、6号炉の原子炉冷却材浄化系については、冷温停止維持のために一時的に使

用することはあるが、通常環境下と比べ低温状態にあり、水素注入も実施していないことから、配管減肉の進展は極めて緩慢であると考えられる。なお、6号炉の原子炉冷却材浄化系の通常環境下における余寿命予測においてもデータ拡充箇所（4箇所）の余寿命の最小値は18年以上であり、十分な裕度を有している。

6号炉 CUW系肉厚測定データ拡充箇所における余寿命評価結果概要

番号	測定箇所 No	余寿命(年)
①	CU-CP18-010-B	18.4
②	CU-CP1-010-T1	71.6
③	CU-CP1-010-P3	150.0
④	CU-CP3-010-P	73.6

以上のことから、現在の使用環境が継続する限り、炭素鋼配管及び低合金配管内面のFAC、LDIに伴う配管減肉の進展は極めて緩慢であることから、早期にデータ拡充を図る必要性がなくなったことから、実施時期を「短期（終了は中長期）」から「中長期」に変更することは妥当と評価している。



## II 震災影響評価

### II 1. はじめに

福島第一原子力発電所5号炉および6号炉は、5号炉は1978年4月18日に、6号炉は1979年10月24日に営業運転を開始し、それぞれ運転開始後30年目までに経年劣化に関する技術的な評価（以下、「PLM評価」という）を行い、その結果に基づいた長期保守管理方針を定めている。

この後、福島第一原子力発電所では平成23年3月11日の東日本大震災（以下、「震災」という）の発生を受け、原子力災害対策特別措置法が適用されており、5号炉および6号炉については冷温停止に向けた復旧作業を行いつつ、当面は冷温停止維持に必要な設備（※）について、保安規定（ただし、実施計画認可後は実施計画Ⅲ保安）に基づく「特別な保全計画」を定め、設備の維持管理に努めている。

こうした状況を踏まえ、本評価において震災後の現在の運転状況を反映し、PLM評価対象機器から原子炉施設の冷温停止の維持に必要な設備を抽出、これらについて震災による影響評価を実施し、30年目に定めた長期保守管理方針に対して追加的に実施すべき項目の有無を検討した。震災による影響評価としては、以下の観点についての評価を行い、追加評価として定める。

- (1) 震災影響（地震・津波）による設備の劣化状況への影響評価
- (2) 当面の運転状態がプラントの通常運転から変化（運転時間等）することを踏まえた影響評価

※冷温停止維持に必要な設備とは、冷温停止の維持に必要な設備、保安規定遵守に必要な設備、発電所維持運営に必要な設備をいう。

この震災による影響評価は、福島第二原子力発電所1号炉PLM評価において実施した震災影響評価の内容を考慮したものとし、個々のプラントによる被災状況や、点検の進捗状況を踏まえて評価対象設備及び内容を検討した。

この結果、「特別な保全計画」に従った保全を継続していくことにより、今後のプラント冷温停止維持において、新たに追加すべき保全はなく、技術的には問題がないことを確認した。また、30年目までに定めた長期保守管理方針の実施項目に対して項目の削除は行わないことを確認した。

今後も「特別な保全計画」に基づき、保全活動を実施していくとともに、適切な時期にPLM評価の再評価を実施していくことにより、機器・構造物の健全性を維持していく。

## II 2. 震災による影響評価

震災影響評価は、福島第二原子力発電所1号炉P L M評価において既に実施した震災影響評価と同様の手順にて行うこととする。

評価対象設備は、当面は原子炉施設の冷温停止維持に必要な設備の復旧・保守管理を行う状況であることを踏まえて選定する。

震災による影響評価にあたっては、5、6号炉が震災時にはプラント停止状態であったことや「特別な保全計画」に従った点検が進捗している状況等を踏まえて、主に地震・津波による被水の影響や新たな劣化事象等を抽出する。

この抽出された劣化事象について、現状保全および今後数年以内を日途にภายในにある燃料を移動する計画を予定していること等の状況を踏まえた評価を行い、長期保守管理方針へ追加すべき事項を抽出する。

### II-2. 1 評価対象設備および劣化事象の抽出

この震災による影響内容および運転状態による環境条件を踏まえて、想定すべき経年劣化事象一覧を表1に示す。

表1に示す経年劣化事象は、日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準 2008 (AESJ-SC-P005:2008)」の付属書 E に示される原子力発電所で発生が想定される経年劣化事象およびこれまでに実施している福島第一5/6号機P L M評価に記載した劣化事象を参照し、震災の影響を考慮して対象とすべき劣化事象をまとめたものである。

表1に示す劣化事象について今後のプラント運転状態・設備状態の変化および地震・津波により影響を受けたことを考慮し、以下のように検討対象とすべき事象を分類し、表2にて個々の設備・機器へ展開した。

- :震災により影響を受けた設備やその後の運転状態により環境が変化する設備に想定される劣化事象であって、震災以降詳細な点検や評価を実施しておらず、評価により影響の確認が必要なもの
- :震災により影響を受けた設備やその後の運転状態により環境が変化する設備に想定される劣化事象であって、震災以降詳細な点検や評価を実施し、従来のP L M評価の知見等から着目すべき劣化事象ではないと判断したもの
- ×:震災により影響を受けた設備やその後の運転状態により環境が変化する設備ではあるものの、従来のP L M評価にて想定した条件に網羅されるもの

なお、評価対象設備はP L M評価対象機器のうち冷温停止維持に必要な設備とし、この対象となる設備について、震災の影響により運転状態・設備状態の変化、地震・津波による影響を考慮して、想定すべき経年劣化事象の検討を行っている。

表 1 想定すべき経年劣化事象一覧

		参考：機器への展開（表 2）のまとめ	
想定すべき経年劣化事象		運転状態・設備状態の変化 (圧力・温度・運転時間・湿潤 環境等)	地震・津波による影響（被水、 漂砂等の影響）
腐食	FAC・LDI	○	×
	全面腐食	○	●
	孔食・すきま腐食	×	○
疲労	高サイクル疲労割れ	×	×
	低サイクル疲労割れ	○	×
	フレETING 疲労	×	×
割れ	IGSCC	○	×
	TGSCC	×	○
	IASCC	×	×
	熱時効	×	×
その他	摩耗	○	○
	中性子照射脆化	×	×
	クリープ	×	×
	剥離	×	×
	異物付着	○	×
	固着	×	○
	緩み	×	×
	絶縁特性低下	○	●(*1)
	導通不良	○	○
	特性変化	○	○
	コンクリート強度低下	×	○
	フィルタ性能低下	○	×

●：運転状態・設備状態の変化，地震・津波による影響を考慮すると，劣化事象として留意すべき事項があるもの

○：運転状態・設備状態の変化，地震・津波による影響を考慮した場合でも，通常運転状態から環境等の条件が大きく変化せず，評価上留意すべき事項はないと判断したもの

×：通常状態と変化がないもの

(\*1)絶縁特性低下については、最も有意な劣化として津波により没水したケーブルの絶縁低下を●評価として記載した。(○評価も同欄の中に含む)

表2-1 (1/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(右○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
ポンプ	ターボポンプ	残留熱除去系海水ポンプ	○	○	×	○	○摩耗	
		給水加熱器ドレンポンプ	×	—	—	—		
		高圧注水系ポンプ	×					
		高圧復水ポンプ	×	—	—	—		
		タービン駆動原子炉給水ポンプ	×					
		制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ	○	×	×	×		
		電動機駆動原子炉給水ポンプ	×					
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	×	—	—	—		
		高圧注水系ブースターポンプ	×	—	—	—		
		RFP インジェクションプーアスターポンプ	×	—	—	—		
		炉心スプレイ系ポンプ	○	×	×	×		
		残留熱除去系ポンプ	○	○	×	×	○摩耗	
		原子炉冷却材浄化系循環ポンプ	○	×	×	×		
	往復ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ	×					
	原子炉再循環 系ポンプ	原子炉再循環系ポンプ	×	—	—	—		

表2-1 (2/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(右○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
熱交換器	U字管式 熱交換器	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	○	×	×	×		
		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	○	×	×	×		
		グラント蒸気蒸化器	×					
		給水加熱器	×	—	—	—		
		グラント蒸気復水器	×					
		残留熱除去系熱交換器	○	○	×	×	○異物付着	
		気体廃棄物処理系排ガス予熱器	×					
		気体廃棄物処理系排ガス復水器	×	—	—	—		
		気体廃棄物処理系排ガス乾燥器	×	—	—	—		

表2-1 (3/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
ポンプ モータ	高圧ポンプ モータ	残留熱除去系海水ポンプモータ	○	○	×	○	○絶縁特性低下	
		残留熱除去系ポンプモータ	○	○	×	×	○絶縁特性低下	
		炉心スプレイ系ポンプモータ	○	×	×	×		
	低圧ポンプ モータ	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ モータ	○	×	×	×		
		ほう酸水注入系ポンプモータ	×	—	—	—		

表2 1 (4/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持に 必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
容器	タンク	気体廃棄物処理系排ガス再結合器	×					
		湿分分離器	×	—	—	—		
		湿分分離器ドレンタンク	×					
		制御棒駆動水圧系スクラム排出容器	×	—	—	—		
		復水貯蔵タンク	○	×	×	×		
		ほう酸水注入系タンク	×	—	—	—		
	ライニング槽	使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール	○	×	×	×		
	アキュム レータ	主蒸気系隔離弁アキュムレータ	×	—	—	—		
		主蒸気系逃し安全弁自動減圧機能 用アキュムレータ	×					
		主蒸気系逃し安全弁逃し弁機能用 アキュムレータ	×	—	—	—		
	フィルタ等	気体廃棄物処理系活性炭ホールド アップ塔	×					
		制御棒駆動水圧系駆動水フィルタ	○	×	×	×		
		原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	○	×	×	×		
	容器	原子炉圧力容器	○	×	×	×		
		原子炉格納容器	×	—	—	—		

表2 1 (5/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
配管	ステンレス鋼	原子炉再循環系(PIR)	×					
		RPV, PCV バンガリー一次計装配管系	×	—	—	—		
		原子炉圧力容器ベント系(RV)	○	×	×	×		
		制御棒駆動水圧系(CRD)	○	×	×	×		
		ほう酸水注入系(SLC)	×					
		原子炉冷却材浄化系(CUW)	○	×	×	×	○IGSCC	
		燃料プール冷却浄化系(FPC)	○	×	×	×	○IGSCC	
		液体廃棄物処理系(RW)	×	—	—	—		
		復水補給水系(MUW)	○	×	×	×		
		試料採取系(I'SA)	×	—	—	—		
		残留熱除去海水系(RIIRS)	○	○	×	○	○孔食・すきま腐食 ○TGSCC	
		格納容器内雰囲気モニタ系(CAMS)	×					
		気体廃棄物処理系(OG)	×	—	—	—		
		計装用圧縮空気系(IA)	○	×	×	×		
		発電機水素ガス供給系(HGC)	×	—	—	—		



表2 1 (6/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
配管	炭素鋼	主蒸気系(MS)	×					
		原子炉再循環系(PLR)	×	—	—	—		
		制御棒駆動水圧系(CRD)	○	×	×	×		
		残留熱除去系(RHR)	○	○	×	×	○腐食(FAC・LDI) ○低サイクル疲労割れ	
		原子炉冷却材浄化系(CUW)	○	×	×	×		
		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	×					
		炉心スプレイ系(CS)	○	×	×	×		
		燃料プール冷却浄化系(FPC)	○	×	×	×		
		高圧注水系(HPCI)	×	—	—	—		
		復水系(C)	×					
		給水系(FDW)	×					
		給水加熱器ドレン系(HD)	×	—	—	—		
		復水補給水系(MUW)	○	×	×	×		
		原子炉補機冷却系(RCW)	○	×	×	×		
		ドライウェル除湿系(DHC)	×	—	—	—		
		原子炉圧力容器ベント系(RV)	○	×	×	×		
		高圧注水系(HPCI)	×	—	—	—		

表 2 1 (7/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
配管	炭素鋼	リークオフ管系(VGL)	×					
		グラント蒸気系(TGS)	×	—	—	—		
		補助蒸気系(AS)	×					
		抽気系(ES)	×	—	—	—		
		給水加熱器ベント系(IV)	×					
		不活性ガス系(AC)	×	—	—	—		
		気体廃棄物処理系(OG)	×					
		復水器空気抽出系(AO)	×	—	—	—		
		計装用圧縮空気系(IA)	○	×	×	×		
		所内用圧縮空気系(SA)	×	—	—	—		
		非常用ガス処理系(SGTS)	○	×	×	○	●全面腐食(外面腐食)	
		発電機水素ガス供給系(HGC)	×	—	—	—		
		残留熱除去海水系(RHRS)	○	○	×	○	●全面腐食(外面腐食) ○全面腐食	
		非常用ディーゼル発電機冷却海水系(DGSW)	○	×	×	○	●全面腐食(外面腐食)	
	低合金鋼	給水系(FDW)	×					
		給水加熱器ドレン系(HD)	×	—	—	—		
		抽気系(ES)	×	—	—	—		
		給水加熱器ベント系(IV)	×					

表2 1 (8/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
弁	主蒸気系統弁(MS・NB)	×					
	給水・復水系統弁(C・FDW・NB)	×	—	—	—		
	原子炉再循環系統弁(PIR)	×					
	原子炉冷却材浄化系統弁(CUW)	○	×	×	×		
	高圧注水系統弁(HPCI)	×					
	抽気系統弁(ES)	×	—	—	—		
	給水加熱器ドレン系統弁(HD)	×					
	給水加熱器ベント系統弁(HV)	×	—	—	—		
	ガスブレイ系統弁(CS)	○	×	×	×		
	原子炉補機冷却系統弁(RCW)	○	×	×	×		
	タービンランド蒸気系統弁(TGS)	×					
	制御棒駆動水圧系統弁(CRD)	○	×	×	×		
	ほう酸水注人系統弁(SLC)	×					
	計装用圧縮空気系統弁(1A)	○	×	×	×		
	使用済燃料プール冷却浄化系統弁(FPC)	○	×	×	×		
	原子炉圧力容器ベント系統弁(RV)	○	×	×	×		
	非常用ガス処理系統弁(SGTS)	○	×	×	×		
	所内用圧縮空気系統弁(SA)	×					
	不活性ガス系統弁(AC)	×					

表2 1 (9/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持に 必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
弁	液体廃棄物処理系統弁(RW)	×					
	格納容器雰囲気モニタ系統弁(CAMS)	×	—	—	—		
	原子炉圧力容器フランジリークオフ系統弁(RVF)	○	×	×	×		
	原子炉配管系統弁(RVI)	×	—	—	—		
	タービン補助蒸気系統弁(AS)	×					
	気体廃棄物処理系統弁(OG)	×	—	—	—		
	復水器空気抽出系統弁(AO)	×					
	復水補給水系統弁(MUW)	○	×	×	×		
	主蒸気逃がし安全弁窒素ガス供給系統弁(NGS)	×	—	—	—		
	残留熱除去系統弁(RHR)	○	○	×	×		
	残留熱除去海水系統弁(RIRS)	○	○	×	○	○固着	
	原子炉隔離時冷却系統弁(RCIC)	×					
	ドライウェル除湿冷却系統弁(DHC)	×	—	—	—		
	試料採取系統弁(PSA)	×					
	トーラスドレン移送系統弁(MSC)	×	—	—	—		
	非常用ディーゼル発電機冷却海水系統弁(DGSW)	○	×	×	○	○固着	
	発電機水素ガス供給系統弁(HGC)	×	—	—	—		
	換気空調系統弁(HVAC)	×					

表2 1 (10/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
炉内構造物	炉心シュラウド	×					
	シュラウドサポート	×	—	—	—		
	上部格子板	×					
	炉心支持板	×	—	—	—		
	燃料支持金具 (中央, 周辺)	×					
	制御棒案内管	×	—	—	—		
	炉心スプレイ配管 (原子炉压力容器内部)・ スパージャ	×	—	—	—		
	給水スパージャ	×					
	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉压力容器内部)	×					
	ジェットポンプ	×	—	—	—		
	中性子束計測案内管	×	—	—	—		

表2 1 (11/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
ケーブル	高圧	高圧難燃 CV ケーブル	○	×	×	○	●絶縁特性低下	
		高圧 CV ケーブル	○	×	×	○	●絶縁特性低下	
	低圧	EV ケーブル	○	×	×	×		
		CV ケーブル (ビニル)	○	×	×	○	●絶縁特性低下	
		CV ケーブル (耐熱ビニル)	○	×	×	×		
		KGB ケーブル	○	×	×	×		
		難燃 1N ケーブル	○	×	×	×		
		難燃 CV ケーブル	○	×	×	○	●絶縁特性低下	
		難燃 CC ケーブル	○	×	×	×		
	同軸	難燃一重同軸ケーブル	○	×	×	×		
		一重同軸ケーブル	○	×	×	×		
		難燃二重同軸ケーブル	○	×	×	×		
		難燃三重同軸ケーブル	○	×	×	×		
	ケーブルトレイ, 電線管	ケーブルトレイ	○	×	×	○	●全面腐食(外面腐食)	
		電線管	×		—			
	ケーブル 接続部	端子台接続	○	×	×	×		
		端子接続	○	×	×	×		
		電動弁コネクタ接続	○	×	×	×		
		同軸コネクタ接続	○	×	×	×		

表2 1 (12/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
タービン	高圧タービン	高圧タービン	×	—	—	—		
	低圧タービン	低圧タービン	×					
	RFPタービン	RFPタービン	×	—	—	—		
	主要配管	リード管	×					
		クロスアラウンド管	×	—	—	—		
		クロスアラウンド安全弁出口管	×					
	主要弁	主蒸気止め弁	×	—	—	—		
		蒸気加減弁	×	—	—	—		
		組合せ中間弁	×	—	—	—		
		タービンバイパス弁	×	—	—	—		
		クロスアラウンド安全弁	×					
		高圧蒸気止め弁	×	—	—	—		
		高圧蒸気加減弁	×					
		低圧蒸気止め弁	×	—	—	—		
		低圧蒸気加減弁	×					
	タービン制御 装置	高圧油ポンプ	×	—	—	—		
		高圧油ポンプ吸込・吐出フィルタ	×					
		配管・弁	×	—	—	—		

表 2－1 (13/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号機)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
タービン	グランド蒸気 排風機	グランド蒸気排風機	×	—	—	—		
	HPCIタービン及び 付属装	HPCIタービン及び付属装置	×	—	—	—		
	RCICタービン及び 付属装置	RCICタービン及び付属装置	×					



表2 1 (14/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
コンクリート及び鉄骨 構造物	原子炉建屋 (鉄筋コンクリート造, 一部鉄骨造)	○	×	×	○	○コンクリート 強度低下	
	タービン建屋 (鉄筋コンクリート造, 一部鉄骨造)	○	×	×	○	○コンクリート 強度低下	
	コントロール建屋 (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	○	○コンクリート 強度低下	
	廃棄物処理建屋 (鉄筋コンクリート造, 一部鉄骨造)	×					
	所内ボイラ建屋 (鉄骨造)	×	—	—	—		
	取水構造物 (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	×		
	復水貯蔵タンク基礎・埋設ダクト (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	×		
	非常用ガス処理系配管ダクト (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	○	○コンクリート 強度低下	
	海水配管ダクト (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	○	○コンクリート 強度低下	
	軽油タンク基礎・軽油配管トレンチ (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	×		
	排気筒 (鉄骨造)	○	×	×	×		

表2 1 (15/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
計測制御 設備	圧力	原子炉圧力計測装置	○	×	×	×		
		CS補助油ポンプ吐出圧力計測装置	○	×	×	×		
		SLCポンプ潤滑油圧力計測装置	×	—	—	—		
		蒸気加減弁急速閉検出用圧力計測装置	×					
	温度	主蒸気管トンネル温度計測装置	×	—	—	—		
		圧力抑制室水温度計測装置	○	×	×	×		
		DC潤滑油温度計測装置	○	×	×	×		
		キャピラリー式SGTSトレイン温度計測装置	○	×	×	×		
		バイメタル式SGTSトレイン温度計測装置	○	×	×	×		
	流量	主蒸気管流量計測装置	×	—	—	—		
	水位	原子炉水位計測装置	○	×	×	×		
		スクラム排出容器水位計測装置	○	×	×	×		
	中性子束	SRNM計測装置	○	×	×	×		
	放射線	主蒸気管放射線計測装置	×	—	—	—		
		原子炉建屋換気系放射線計測装置	○	×	×	×		
		活性炭吸着塔出口放射線計測装置	×	—	—	—		
	振動	地震加速度計測装置	○	×	×	×		
	濃度	原子炉格納容器内水素濃度計測装置	×	—	—	—		

表 2－1 (16/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状 態変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
計測制御 設備	位置	主蒸気止め弁位置計測装置	×					
		RHR 海水出口弁開度計測装置	○	×	×	×		
	回転数	高圧注水系タービン回転数計測装置	×					
	補助継電器盤	Aチャンネル原子炉保護系制御盤	○	×	×	×		
	操作制御盤	原子炉制御盤	○	×	×	×		

表2 1 (17/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
空調設備	ファン及び空調機	非常用ガス処理系排風機	○	×	×	×		
		中央制御室空調機	○	×	×	×		
		残留熱除去系ポンプ室空調機	○	○	×	×	○摩耗	
		炉心スプレイポンプ室空調機	○	×	×	×		
		電気品室空調機	×	—	—	—		
		スイッチギヤ室空調機	×					
		中央制御室ブースター排風機	○	○	×	×	○摩耗	
		非常用ディーゼル制御室送風機	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル発電機室天井換気扇	○	×	×	×		
	冷凍機	中央制御室冷凍機	×	—	—	—		
	フィルタ ユニット	非常用ガス処理系フィルタユニット	○	×	×	×		
		中央制御室再循環フィルタユニット	○	○	×	×	○フィルタ性能低下	
		非常用ディーゼル発電設備給気フィルタ ユニット	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル制御室給気フィルタユニット	○	×	×	×		
	ダクト	中央制御室系ダクト	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル発電設備系ダクト	○	×	×	×		

表2 1 (18/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
空調設備	ダンパ及び弁	中央制御室外気入口ダンパ	○	×	×	×		
		非常用ガス処理系排風機入口ダンパ	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル発電機室ダンパ	○	×	×	×		
		中央制御室空調機出口ダンパ	○	×	×	×		
		中央制御室ブースター排風機出口ダンパ	○	×	×	×		
		非常用ガス処理系排風機出口ダンパ	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル制御室送風機出口ダンパ	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル発電機室天井換気扇出口ダンパ	○	×	×	×		
		原子炉建屋隔離弁	○	×	×	×		

表2 1 (19/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
機械設備	制御棒	○	×	×	×		
	制御棒駆動機構	×					
	水圧制御ユニット	×	—	—	—		
	非常用ディーゼル機関	○	×	×	×		
	可燃性ガス濃度制御系設備	×	—	—	—		
	燃料取替機	○	○	×	×	○導通不良 ○特性変化 ○絶縁特性低下	
	原子炉建屋クレーン	○	○	×	×	○導通不良 ○特性変化 ○絶縁特性低下	
	計装用圧縮空気系設備	○	×	×	×		
	蒸気式空気抽出器	×					
	新燃料貯蔵ラック	×					
	所内ボイラ設備	×	—	—	—		
	濃縮設備	×	—	—	—		
	廃スラッジ・廃樹脂処理系設備	×	—	—	—		
	機器付基礎ボルト	×					
	後打メカニカルアンカ	×	—	—	—		
	後打ケミカルアンカ	×	—	—	—		

表 2 1 (20/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
電源設備	高圧閉鎖配電盤	非常用 M/C (MBB)	○	×	×	○	○導通不良 ○特性変化 ○絶縁特性低下	
		非常用 M/C (VCB)	○	×	×	○	○導通不良 ○特性変化 ○絶縁特性低下	
	動力用変圧器	非常用 P/C 変圧器	○	×	×	○	○絶縁特性低下	
	低圧閉鎖配電盤	非常用 P/C	○	×	×	○	○導通不良 ○特性変化 ○絶縁特性低下	
		直流 P/C	○	×	×	×		
		計測用 P/C	○	×	×	×		
	コントロールセンタ	非常用 MCC	○	×	×	○	○導通不良 ○特性変化 ○絶縁特性低下	
		直流 MCC	○	×	×	×		
	ディーゼル発電設備	非常用ディーゼル発電設備	○	×	×	×		
	MGセット	RPS-MGセット	○	×	×	×		
	バイタル電源用CVCF	バイタル電源用CVCF	○	×	×	×		
	直流電源設備	250 V蓄電池	○	×	×	×		

表 2 1 (21/21) 冷温停止維持に必要な設備 (5号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
電源設備	直流電源設備	125 V 蓄電池	○	×	×	×		
		24 V 蓄電池	○	×	×	×		
		250 V 充電器盤	○	×	×	×		
		125 V 充電器盤	○	×	×	×		
		24 V 充電器盤	○	×	×	×		
	計測用変圧器	計測用変圧器	○	×	×	×		
	計測用分電盤	交流計測用分電盤	○	×	×	×		
		RPS 計測用分電盤	○	×	×	×		
		直流分電盤	○	×	×	×		
		バイタル計測用分電盤	○	×	×	×		



表2 2 (1/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
ポンプ	ターボポンプ	電動機駆動原子炉給水ポンプ	×	—	—	—		
		制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ	○	×	×	×		
		原子炉冷却材浄化系循環ポンプ	○	×	×	×		
		RFP インジェクションプーアポンプ	×					
		高圧復水ポンプ	×	—	—	—		
		タービン駆動原子炉給水ポンプ	×					
		残留熱除去系封水ポンプ	○	×	×	×		
		高圧炉心スプレイ系封水ポンプ	×	—	—	—		
		低圧炉心スプレイ系封水ポンプ	○	×	×	×		
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	×	—	—	—		
		5,6号電気品室空調機冷却水系冷水ポンプ	×					
		残留熱除去系海水ポンプ	○	○	×	○	○摩耗	
		残留熱除去系ポンプ	○	○	×	×	○摩耗	
		高圧炉心スプレイ系ポンプ	×					
		低圧炉心スプレイ系ポンプ	○	×	×	×		
		給水加熱器ドレンポンプ	×					
	往復ポンプ	ほう酸水注入系ポンプ	×	—	—	—		
	原子炉再循環系ポンプ	原子炉再循環系ポンプ	×	—	—	—		

表 2 2 (2/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
熱交換器	U字管式 熱交換器	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器	○	×	×	×		
		原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	○	×	×	×		
		グラント蒸気蒸化器	×	—	—	—		
		給水加熱器	×					
		グラント蒸気復水器	×	—	—	—		
		残留熱除去系熱交換器	○	○	×	×	○異物付着	
		気体廃棄物処理系排ガス予熱器	×	—	—	—		
		気体廃棄物処理系排ガス復水器	×	—	—	—		
		気体廃棄物処理系排ガス乾燥器	×	—	—	—		

表 2 2 (3/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6 号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
ポンプ モータ	高圧ポンプ モータ	残留熱除去系海水ポンプモータ	○	○	×	○	○絶縁特性低下	
		残留熱除去系ポンプモータ	○	○	×	×	○絶縁特性低下	
		高圧加心スプレイ系ポンプモータ	×	—	—	—		
		低圧加心スプレイ系ポンプ モータ	○	×	×	×		
	低圧ポンプ モータ	5, 6 号電気品室空調機冷却水 ポンプモータ	×	—	—	—		
		ほう酸水注入系ポンプモータ	×	—	—	—		

表2 2 (4/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
容器	タンク	気体廃棄物処理系前置気水分離器	×					
		気体廃棄物処理系排ガス再結合器	×	—	—	—		
		湿水分離器	×					
		5,6号電気品室膨脹タンク	×	—	—	—		
		湿水分離器ドレンタンク	×					
		制御棒駆動水圧系スクラム排出容器	×	—	—	—		
		復水貯蔵タンク	○	×	×	×		
		ほう酸水注入系タンク	×	—	—	—		
	ライニング槽	使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール	○	×	×	×		
	アキュム レータ	主蒸気系内側隔離弁アキュムレータ	×	—	—	—		
		主蒸気系外側隔離弁アキュムレータ	×	—	—	—		
		主蒸気系逃し安全弁自動減圧機能用 アキュムレータ	×	—	—	—		
		主蒸気系逃し安全弁逃し弁機能用ア キュムレータ	×	—	—	—		
	フィルタ等	気体廃棄物処理系活性炭ホールドア ップ塔	×	—	—	—		
		原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	○	×	×	×		
		制御棒駆動水圧系駆動水フィルタ	○	×	×	×		
	容器	原子炉圧力容器	○	×	×	×		
		原子炉格納容器	×	—	—	—		

表2 2 (5/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
配管	ステンレス鋼	主蒸気系 (MS)	×					
		原子炉再循環系 (PLR)	×	—	—	—		
		制御棒駆動水压系 (CRD)	○	×	×	×		
		残留熱除去系 (RHR)	○	○	×	×	○IGSCC	
		ほう酸水注入系 (SLC)	×					
		原子炉冷却材浄化系 (RWCU)	○	×	×	×	○IGSCC	
		原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	×					
		高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	×	—	—	—		
		低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	○	×	×	×		
		燃料プール冷却浄化系 (FPC)	○	×	×	×	○IGSCC	
		液体固体廃棄物処理系 (RW)	×					
		復水系 (C)	×	—	—	—		
		給水系 (FDW)	×					
		復水補給水系 (MUW)	○	×	×	×		
		事故後サンプリング系 (PASS)	×					
		不活性ガス系 (AC)	×	—	—	—		
		格納容器内雰囲気モニタ系 (CAMS)	×					

表2 2 (6/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
配管	ステンレス鋼	気体廃棄物処理系 (OG)	×					
		試料採取系 (SP)	×	—	—	—		
		計装用圧縮空気系 (1A)	○	×	×	×		
		残留熱除去海水系 (RIIRS)	○	○	×	○	○孔食・すきま腐食 ○TGSCC	
	炭素鋼	主蒸気系 (MS)	×	—	—	—		
		原子炉再循環系 (PLR)	×					
		制御棒駆動水压系 (CRD)	○	×	×	×		
		残留熱除去系 (RHR)	○	○	×	×	○腐食(FAC・LDI) ○低サイクル疲労割れ	
		原子炉冷却材浄化系 (RWCU)	○	×	×	×		
		原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	×	—	—	—		
		高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	×	—	—	—		
		低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	○	×	×	×		
		燃料プール冷却浄化系 (FPC)	○	×	×	×		
		液体固体廃棄物処理系 (RW)	×	—	—	—		
		復水系 (C)	×	—	—	—		
		給水系 (FDW)	×					
		給水加熱器ドレン系 (HD)	×	—	—	—		
		復水補給水系 (MUW)	○	×	×	×		

表2 2 (7/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
配管	炭素鋼	原子炉補機冷却系 (RCW)	○	×	×	×		
		ドライウェル除湿冷却系 (DHC)	×					
		非常用電気品室空調機冷却水系 (IIVCW)	×	—	—	—		
		タービングランド蒸気系 (TGS)	×	—	—	—		
		タービン補助蒸気系 (AS)	×					
		抽気系 (ES)	×	—	—	—		
		給水加熱器ベント系 (HV)	×					
		不活性ガス系 (AC)	×	—	—	—		
		気体廃棄物処理系 (OG)	×	—	—	—		
		復水器空気抽出系 (AO)	×	—	—	—		
		計装用圧縮空気系 (IA)	○	×	×	×		
		非常用ガス処理系 (SGTS)	○	×	×	○	●全面腐食(外面腐食)	
		発電機水素ガス供給系 (HGC)	×	—	—	—		
		残留熱除去海水系 (RIIRS)	○	○	×	○	●全面腐食(外面腐食) ○全面腐食	
		非常用ディーゼル発電機冷却海 水系 (DGSW)	○	×	×	○	●全面腐食(外面腐食)	

表2 2 (8/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持に 必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
配管	低合金鋼	主蒸気系 (MS)	×					
		原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	×	—	—	—		
		復水系 (C)	×					
		給水系 (FDW)	×	—	—	—		
		給水加熱器ドレン系 (IID)	×					
		タービングランド蒸気系 (TGS)	×	—	—	—		
		タービン補助蒸気系 (AS)	×					
		抽気系 (ES)	×	—	—	—		
		給水加熱器ベント系 (IIV)	×	—	—	—		



表2-2 (9/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(右○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
弁	原子炉再循環系統弁 (PLR)	×	—	—	—		
	給水系統弁 (FDW・NB)	×					
	主蒸気系統弁 (MS・NB)	×	—	—	—		
	制御棒駆動水圧系統弁 (CRD)	○	×	×	×		
	残留熱除去系統弁 (RHR)	○	○	×	×		
	残留熱除去海水系統弁 (RIIRS)	○	○	×	○	○固着	
	ほう酸水注入系統弁 (SLC)	×	—	—	—		
	原子炉冷却材浄化系統弁 (RWCU)	○	×	×	×		
	原子炉隔離時冷却系統弁 (RCIC)	×	—	—	—		
	不活性ガス系統弁 (AC)	×	—	—	—		
	燃料プール冷却浄化系統弁 (FPC)	○	×	×	×		
	液体固体廃棄物処理系統弁 (RW)	×	—	—	—		
	気体廃棄物処理系統弁 (OG)	×					
	復水器空気抽出系統弁 (AO)	×					
	復水系統弁 (C)	×	—	—	—		
	タービン補助蒸気系統弁 (AS)	×					
	抽気系統弁 (ES)	×	—	—	—		

表2 2 (10/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
弁	タービングランド蒸気系統弁 (TGS)	×					
	給水加熱器ドレン系統弁 (HD)	×	—	—	—		
	給水加熱器ベント系統弁 (HV)	×					
	原子炉補機冷却系統弁 (RCW)	○	×	×	×		
	発電機水素ガス供給系統弁 (IGC)	×					
	非常用ディーゼル発電機冷却海水系統弁 (DGSW)	○	×	×	○	○固着	
	試料採取系統弁 (SP)	×					
	計装用圧縮空気系統弁 (IA)	○	×	×	×		
	非常用電気品室空調機冷却水系統弁 (HVCW)	×	—	—	—		
	非常用ガス処理系統弁 (SGTS)	○	×	×	×		
	復水補給水系統弁 (MLW)	○	×	×	×		
	格納容器雰囲気モニタ系統弁 (CAMS)	×					
	ドライウェル除湿冷却系統弁 (DWC)	×	—	—	—		
	低圧炉心スプレイ系統弁 (LPCS)	○	×	×	×		
	高圧炉心スプレイ系統弁 (HPCS)	×	—	—	—		
	事故後サンプリング系統弁 (PASS)	×					
	可燃性ガス濃度制御系統弁 (FCS)	×	—	—	—		

表2 2 (11/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持に 必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
炉内構造物	炉心シュラウド	×					
	シュラウドサポート	×	—	—	—		
	上部格子板	×					
	炉心支持板	×	—	—	—		
	燃料支持金具 (中央, 周辺)	×					
	制御棒案内管	×	—	—	—		
	残留熱除去系 (低圧注水系) 配管 (圧力容器内部)	×					
	炉心スプレイ配管 (原子炉圧力容器内部)・ スパージャ	×	—	—	—		
	給水スパージャ	×	—	—	—		
	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部)	×	—	—	—		
	ジェットポンプ	×	—	—	—		
	中性子束計測案内管	×	—	—	—		

表2 2 (12/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
ケーブル	高圧	高圧難燃 CV ケーブル	○	×	×	○	●絶縁特性変化	
	低圧	KGB ケーブル	○	×	×	×		
		難燃 PN ケーブル	○	×	×	×		
		難燃 CV ケーブル	○	×	×	○	●絶縁特性変化	
		難燃 CC ケーブル	○	×	×	×		
	同軸	難燃 一重同軸ケーブル	○	×	×	×		
		難燃二重同軸ケーブル	○	×	×	×		
		難燃 三重同軸ケーブル	○	×	×	×		
	ケーブルトレイ 電線管	ケーブルトレイ	○	×	×	○	●全面腐食(外面腐食)	
		電線管	×	—	—	—		
	ケーブル 接続部	端子台接続	○	×	×	×		
		端子接続	○	×	×	×		
		電動弁コネクタ接続	○	×	×	×		
		同軸コネクタ接続	○	×	×	×		

表2 2 (13/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
タービン	高圧タービン	高圧タービン	×	—	—	—		
	低圧タービン	低圧タービン	×					
	RFPタービン	RFPタービン	×	—	—	—		
	主要配管	リード管	×					
		クロスアラウンド管	×	—	—	—		
		クロスアラウンド安全弁出口管	×					
	主要弁	主蒸気止め弁	×	—	—	—		
		蒸気加減弁	×	—	—	—		
		組合せ中間弁	×	—	—	—		
		タービンバイパス弁	×	—	—	—		
		クロスアラウンド安全弁	×					
		高圧蒸気止め弁	×	—	—	—		
		高圧蒸気加減弁	×					
		低圧蒸気止め弁	×	—	—	—		
		低圧蒸気加減弁	×					
	タービン制御装置	主タービン電気油圧式制御装置	×	—	—	—		
	グラント蒸気 排風機	グラント蒸気排風機	×	—	—	—		
	RCICタービン及び 付属装置	RCICタービン及び付属装置	×	—	—	—		

表2 2 (14/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持に必要な設備	通常運転状態変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化事象	備考
				地震	津波		
コンクリート及び鉄骨構造物	原子炉建屋 (鉄筋コンクリート造, 一部鉄骨造)	○	×	×	○	○コンクリート強度低下	
	タービン建屋 (鉄筋コンクリート造, 一部鉄骨造)	○	×	×	○	○コンクリート強度低下	
	ディーゼル発電機建屋 (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	×		
	使用済燃料輸送容器保管建屋 (鉄筋コンクリート造, 一部鉄骨鉄筋コンクリート造または鉄骨造)	×	—	—	—		
	高温焼却炉設備建屋 (鉄筋コンクリート造)	×	—	—	—		
	プロセス主建屋 (鉄筋コンクリート造)	×	—	—	—		
	焼却工建屋 (鉄筋コンクリート造, 一部鉄骨鉄筋コンクリート造)	×	—	—	—		
	取水構造物 (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	×		
	復水貯蔵タンク基礎・埋設ダクト (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	×		
	海水配管ダクト (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	○	○コンクリート強度低下	
	軽油タンク基礎・軽油配管トレンチ (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	×		
	非常用電源設備連絡ダクト (鉄筋コンクリート造)	○	×	×	×		

表2 2 (15/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
計測制御 設備	圧力	原子炉圧力計測装置	○	×	×	×		
		RHRSポンプ吐出圧力計測装置	○	×	×	×		
		DG潤滑油機関入口圧力計測装置	○	×	×	×		
		蒸気加減弁急速閉検出用圧力 計測装置	×	—	—	—		
	温度	主蒸気管トンネル温度計測装置	×	—	—	—		
		EBCW空気冷却器入口空気温度 計測装置	○	×	×	×		
		SGTSトレイン温度計測装置	○	×	×	×		
	流量	主蒸気管流量計測装置	×	—	—	—		
	水位	原子炉水位計測装置	○	×	×	×		
		スクラム排出容器水位計測装置	○	×	×	×		
	中性子束	SRNM計測装置	○	×	×	×		
	放射線	主蒸気管放射線計測装置	×					
		原子炉建屋換気系放射線計測装置	○	×	×	×		
		活性炭吸着塔出口放射線計測装置	×					
	振動	地震加速度計測装置	○	×	×	×		
	濃度	原子炉格納容器内水素濃度 計測装置	×	—	—	—		

表2 2 (16/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
計測制御 設備	位置	主蒸気止め弁位置計測装置	×	—	—	—		
	回転数	原子炉隔離時冷却系タービン回転 数計測装置	×	—	—	—		
	補助継電器盤	Aチャンネル原子炉保護系制御盤	○	×	×	×		
	操作制御盤	原子炉制御盤	○	×	×	×		



表2 2 (17/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
空調設備	ファン及び空調機	残留熱除去系ポンプ室空調機	○	○	×	×	○摩耗	
		高圧炉心スプレイ系ポンプ室 空調機	×	—	—	—		
		低圧炉心スプレイ系ポンプ室 空調機	○	×	×	×		
		非常用スイッチギヤ室空調機	×	—	—	—		
		非常用スイッチギヤ室排風機	×					
		中央制御室空調機	○	×	×	×		
		中央制御室ブースター排風機	○	○	×	×	○摩耗	
		非常用ガス処理系排風機	○	×	×	×		
		5,6号電気品室空調機	×	—	—	—		
		非常用ディーゼル発電機(A) (IIPCS) 室天井換気扇	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル発電機(B) 室送 風機	○	×	×	×		
		D/G(B) 常非常用送風機	○	×	×	×		
		D/G(B) 常非常用排風機	○	×	×	×		
	冷凍機	中央制御室冷凍機	×	—	—	—		
		5,6号電気品室空調機冷却水系冷 凍機	×	—	—	—		

表 2 2 (18/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状 態変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
空調設備	フィルタ ユニット	非常用ガス処理系フィルタユニット	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル発電機(A)(HPCS) 室給気フィルタユニット	×					
		非常用ディーゼル発電機(B)室給気 フィルタユニット	○	×	×	×		
		非常用電気品室給気フィルタユニット	×					
	ダクト	中央制御室系ダクト	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル発電設備系ダクト	○	×	×	×		
		非常用電気品室系ダクト	×	—	—	—		
		非常用スイッチギヤ室系ダクト	×	—	—	—		
	ダンパ及び弁	中央制御室系ダンパ (空気作動式)	○	×	×	×		
		非常用ディーゼル発電設備系ダンパ (空気作動式)	○	×	×	×		
		非常用電気品室系ダンパ (空気作動式)	○	×	×	×		
		中央制御室系ダンパ (電動式)	○	×	×	×		
		中央制御室系ダンパ (重力式)	○	×	×	×		

表2-2 (19/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号機)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
空調設備	ダンパ及び弁	非常用ディーゼル発電設備系ダンパ (重力式)	○	×	×	×		
		非常用ガス処理系ダンパ (重力式)	○	×	×	×		
		非常用電気品室系ダンパ (重力式)	×	—	—	—		
		非常用スイッチギヤ室系ダンパ (重力式)	×	—	—	—		
		原子炉建屋隔離弁	○	×	×	×		

表2 2 (20/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
機械設備	制御棒	○	×	×	×		
	制御棒駆動機構	×					
	水圧制御ユニット	×	—	—	—		
	非常用ディーゼル機関A号機	○	×	×	×		
	非常用ディーゼル機関B号機	○	×	×	×		
	HPCS ディーゼル機関	×	—	—	—		
	可燃性ガス濃度制御系設備	×					
	燃料取替機	○	○	×	×	○導通不良 ○特性変化 ○絶縁特性低下	
	原子炉建屋クレーン	○	○	×	×	○導通不良 ○特性変化 ○絶縁特性低下	
	計装用圧縮空気系設備	○	×	×	×		
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機構用圧縮設備	×	—	—	—		
	蒸気式空気抽出器	×					
	新燃料貯蔵ラック	×					
	所内ボイラ設備	×	—	—	—		
	濃縮設備	×	—	—	—		
	固化設備	×	—	—	—		
	機器付基礎ボルト	○	×	×	×		

表2 2 (21/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
				地震	津波		
機械設備	後打メカニカルアンカ	○	×	×	×		
	後打ケミカルアンカ	○	×	×	×		

表 2 2 (22/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状 態変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
電源設備	高圧閉鎖配電盤	非常用 M/C (VCB)	○	×	×	×		
		動力用変圧器	非常用 P/C 変圧器	×	×	×		
			HPCS MCC 変圧器	—	—	—		
	低圧閉鎖配電盤	非常用 P/C	○	×	×	×		
		直流 P/C	○	×	×	×		
		計測用 P/C	○	×	×	×		
	コントロール センタ	非常用 MCC	○	×	×	○	○導通不良 ○特性変化 ○絶縁特性低下	
		直流 MCC	○	×	×	×		
	ディーゼル発電 設備	非常用ディーゼル発電設備	○	×	×	×		
		HPCSディーゼル発電設備	×	—	—	—		
	MGセット	RPS MGセット	○	×	×	×		
	バイタル電源用 CVCF	バイタル電源用 CVCF	○	×	×	×		
	直流電源設備	250 V蓄電池	○	×	×	×		
		125 V蓄電池	○	×	×	×		
		24 V蓄電池	○	×	×	×		

表 2 2 (23/23) 冷温停止維持に必要な設備 (6号炉)

大分類	小分類	機器名称	冷温停止維持 に必要な設備	通常運転状態 変化有無	震災影響(有○無×)		想定すべき劣化 事象	備考
					地震	津波		
電源設備	直流電源設備	250 V 充電器盤	○	×	×	×		
		125 V 充電器盤	○	×	×	×		
		24 V 充電器盤	○	×	×	×		
	計測用変圧器	計測用変圧器	○	×	×	×		
	計測用分電盤	交流計測用分電盤	○	×	×	×		
		RPS 計測用分電盤	○	×	×	×		
		直流分電盤	○	×	×	×		
		バイタル計測用分電盤	○	×	×	×		

## Ⅱ－２． ２ 個別の劣化事象に対する技術評価

### Ⅱ ２． ２． １ 経年劣化事象として留意すべき事項があるもの

#### (１) 腐食

##### ①全面腐食（R H R S配管，S G T S配管，D G S W配管，ケーブルトレイ（没水部））

地震・津波による影響については、炭素鋼製配管では、海水の浸水により配管外面からの腐食進展の恐れがある。現在も海水系配管の一部（R H R S系配管，D G S W配管），空調系配管の一部（S G T S系配管），ケーブルトレイがトレンチ内で没水状態にあるため，長期的には腐食による損傷の可能性が否定出来ないことから，今後の水抜・設備健全性確認を行う必要があると考える。

なお，より腐食が進展すると思われる乾湿境界面（没水・気中曝露部近傍）における状態を確認した限りでは特に有意な腐食進展は確認されていないものの，念のため今後１～２年を日途に計画的に水抜を行いながら，設備の健全性確認を行っていくことを特別な保全計画に定め，実施していくこととしている。

以上のことから，現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

#### (２) その他

##### ①絶縁特性低下（ケーブル（没水部））

屋外トレンチ内の高圧ケーブルで津波による没水部位については，水トリー対策を施しているケーブルではあるものの，没水環境下にあり，その発生の可能性は否定できないことから，出来るだけ早期にケーブル没水部の水抜による環境改善を図ることが望ましいと考える。

しかしながら，同高圧ケーブルについては，既にバックアップ用のケーブルを敷設して，万一の場合はバックアップ用ケーブルに切り替える準備を完了しており，冷却システム自体が機能故障を生じることが無いよう，設備機能維持に万全を図っている。また，念のため今後１～２年を日途に計画的に水抜を行いながら，設備の健全性確認を行っていくことを特別な保全計画に定め，実施していくこととしている。

以上のことから，現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

### Ⅱ－２． ２． ２ 経年劣化事象として留意すべき事項がないと判断したもの

#### (１) 腐食

##### ①全面腐食（R H R S配管）

冷温停止維持にあたり，現在R H R S系については炉内燃料冷却のため常時運転しており，これまでの主に定検時のみの運転時間と比べて多くなっていることから，配管内面からの腐食進展が早まる可能性は否定できない。

しかしながら，停止時間が長かったこれまでも満水状態で保管していたこと及び内面にライニングが施されていることを勘案すると，配管内面からの全面腐食について



今回の運用状態の変化が劣化を加速させることは考え難い。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

## ②FAC・LDI（RIIR系配管）

冷温停止維持にあたり、現在RIIR系については、炉内燃料冷却のため常時運転しており、これまでの主に定検時のみの運転時間と比べて多くなっている。

しかしながら、これらの系統は40度程度と温度も十分低くFACが想定し難い環境にあること、またLDIを起すような圧力変動域を有しておらず、また今後数年以内を日途に炉内にある燃料を移動する計画としており、それ以降は同配管を介した冷却機能は当面不要となる。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

## ③孔食・すきま腐食（RIIRS系配管）

地震・津波による影響については、ステンレス製配管では、海水の浸水により腐食進展の恐れがある。

しかしながら、津波による被水影響を受けた配管のうち冷温停止維持にあたり現在運用しているRIIRS系配管については炭素鋼製であり、孔食・すきま腐食は考え難い。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

## （2）疲労

### ①低サイクル疲労割れ（RIIR系配管）

運転状態・設備状態の変化により、低サイクル疲労割れのリスクを早める可能性は否定できないが、冷温停止維持にあたり現在運用しているRIIR系については、現在長期冷温停止中であり通常運転状態にて想定したサーマルサイクルよりもより安全側であることから、地震・津波に伴う新たに保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

なお、震災時の地震による影響については、「平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果に関する報告書」（H23年8月）においてRIIR系配管に対して耐震解析を行い、地震による影響は基準地震動（Ss）によるものに包絡されることが確認されている。

## （3）応力腐食割れ

### ①粒界型応力腐食割れ（IGSCC）（RIIR系配管、FPC系配管、CUW系配管）

運転状態・設備状態の変化により、IGSCCの感受性を高める可能性は否定できないが、冷温停止維持にあたり現在運用しているRIIR系・FPC系・CUW系につ

いては、現在長期冷温停止中であり40度程度と温度は十分低く、100度を十分下回っている。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

## ②貫粒型応力腐食割れ（TGSCC）（RHR S系配管）

地震・津波による影響により海水を被水したステンレス鋼製配管等においてTGSCCの感受性を高める可能性は否定できないが、津波による被水影響を受けた配管のうち冷温停止維持にあたり現在運用しているRHR S系については、炭素鋼製でありTGSCCは発生し難い。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

## （4）その他

### ①絶縁特性低下（RIHRポンプモータ、RIHR Sポンプモータ、燃料取替機、原子炉建屋クレーン、電源設備（ケーブル（没水部）を除く。））

長期的劣化としての絶縁特性低下については、冷温停止維持に必要な設備の電動機の状態監視（保護継電器の動作状況等）により健全性を確認しているが、圧力・運転時間等の運転状態の変化には殆ど関係なく、燃料取出までの期間を考えても短期的に劣化が進むことは考え難い。

また、地震・津波による影響により、海水を被水した電源設備の主な絶縁材（支持サポート、主回路断路部、絶縁支持板等）及び一部空調停止に伴う湿潤環境下に晒された主な絶縁材（支持サポート、主回路断路部、絶縁支持板等）は、絶縁特性低下となる可能性が否定できないことから、日視点検、清掃を行うとともに、計器用変圧器については必要に応じ取替を行っている。今後も日視点検、清掃及び絶縁抵抗測定を実施することにより絶縁抵抗低下を監視し、不良が発生した場合は補修・交換等の適切な対応をすることとしている。また、これまでの点検実績からも異常は確認されておらず、現在の使用環境が継続する限り、絶縁抵抗が急激に変化する可能性は小さい。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

### ②摩耗（RHRポンプ、RHR Sポンプ、MCRブースター排風機、RHRポンプ室空調機）

運転状態・設備状態の変化により、RHRポンプ・RHR Sポンプ・MCRブースター排風機・RIHRポンプ室空調機については運転時間の長期化による主軸の摩耗進展が早まる可能性は否定できないが、これまでの点検結果からは短期的に摩耗が進展することは確認されていない。また、振動診断・サーモグラフィー等の状態監視保全にて異常の検知は可能であるが、これまでのところこうした不具合は確認されていない。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

また、地震・津波による影響については、浸漬が出来ない状況下において海水系ポンプにおけるシルト巻き込み等による主軸の摩耗が短期的に進展する可能性は否定できない。しかしながら、これまでの点検結果からは短期的に摩耗が進展することではなく、振動診断・サーモグラフィー等の状態監視保全にて異常の検知は可能であるが、これまでのところこうした不具合は確認されていない。またこれまでの点検結果からも異常な摺動摩耗は確認されていない。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

### ③異物付着（RHRHX）

RHRHXにおいては、運転時間の長期化により、海生物等の異物付着が早まる可能性は否定できないが、適宜水室の開放点検により伝熱管の洗浄を行っていることから、異物付着による伝熱性能低下は無視できると考える。なお、交換熱量については、各出口温度等により適切に管理されており、交換熱量自体も十分に低いことから、これまで異物付着による伝熱性能低下は確認されていない。

なお、上記の通り異物除去を図っていることから、長期運転に伴うデポジットアタック発生のポテンシャルは変化がないと考える。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

### ④固着（RIIRS系弁、DG SW系弁）

冷温停止維持設備の弁のうち、屋外で津波により被水・没水した弁については、固着による動作不良の可能性は否定できないが、これまでのところ弁の固着等の不具合は確認されていない。なお、津波漂流物の衝突等により弁棒が一部変形したものについては、適宜交換を実施している。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

### ⑤導通不良（燃料取替機、原子炉建屋クレーン、電源設備）

地震・津波の影響により海水を被水した電源設備のスイッチ、及び一部空調停止に伴う湿潤環境下に晒された電源設備のスイッチは、接点部の腐食により導通不良となる可能性は否定できないことから、確認試験を実施し必要に応じ交換しており、交換後には導通試験による健全性の確認を行っている。また今後も目視点検、清掃及び動作試験を実施することにより導通状態を監視し、不良が発生した場合は補修・交換等の適切な対応をすることとしている。更に、これまでの点検実績からも異常は確認されておらず、現在の使用環境が継続する限り、導通不良が急激に変化する可能性は小さい。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

⑥特性変化（燃料取替機，原子炉建屋クレーン，電源設備）

地震・津波の影響により海水を被水した保護継電器，及び一部空調停止に伴う湿潤環境下に晒された保護継電器は，特性が変化する可能性は否定できないことから，確認試験を実施し必要に応じ交換しており，交換後には健全性の確認を行っている。今後も日視点検，清掃及び特性測定を実施することにより特性変化を監視し，特性不良が発生した場合は補修・交換等の適切な対応をすることとしている。また，これまでの点検実績からも異常は確認されておらず，現在の使用環境が継続する限り，特性が急激に変化する可能性は小さい。

以上のことから、現状の保全計画に対して新たな保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

⑦コンクリート強度低下（コンクリート構造物）

津波の影響により海水を被水したコンクリート構造物は，塩化物イオンの浸透傾向が変化する可能性は否定できないが，平成 23 年 12 月まで津波による浸水を受けていたキャスク保管建屋の鉄筋コンクリート壁において，塩分浸透に関する調査を実施した結果（平成 24 年 8 月実施），鉄筋の腐食がないことを確認している。また，海水を被水したコンクリート壁面の内，アクセス可能な範囲において日視確認を行っており，鉄筋腐食に伴うさび汁の漏出やコンクリートの浮き等がないことを確認している。

以上のことから，塩分浸透による鉄筋腐食が急激に進展する可能性は小さく，新たに保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

⑧フィルタ性能低下（MCR フィルタユニット）

MCR フィルタユニットについては，通常運転時とは異なり，現在も使用中であるため，長期使用に伴う性能低下が早まる可能性は否定できない。

こうしたことを踏まえ，現在同フィルタユニットについては，差圧管理等を行いながら必要に応じて交換することとしている。

以上のことから，新たに保全内容への追加すべき項目は無いと考える。

## II-2.3 評価結果

II-2.2 の評価結果から，本評価により保全計画へ追加すべき項目は無い。また 30 年 H までに定めた長期保守管理方針の実施項目については今後計画的に実施することとしており，項目の削除は行わない。以上より震災の影響により長期保守管理方針に対して変更すべき項目はない。

以上

# 研究開発「格納容器水張りに向けた調査・補修 （止水）技術の開発」にて開発中の S / C（圧力抑制室）下部外面調査装置 実証試験の実施について

平成26年8月18日  
東京電力株式会社



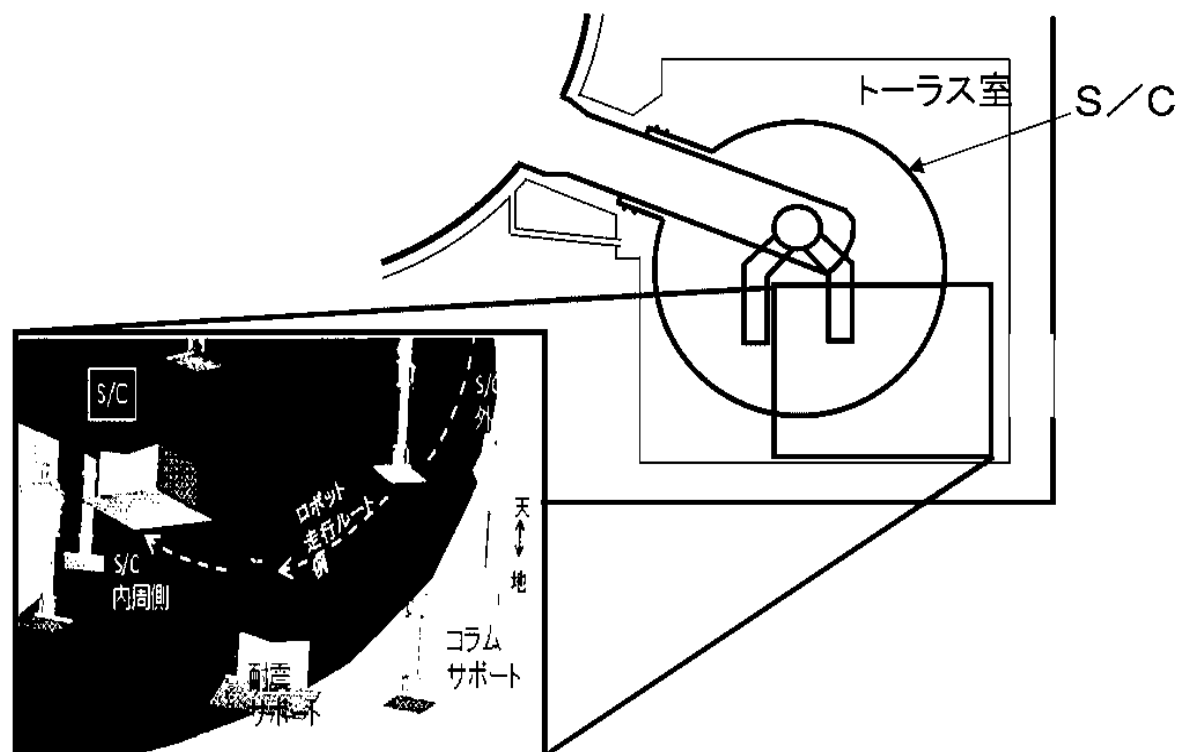
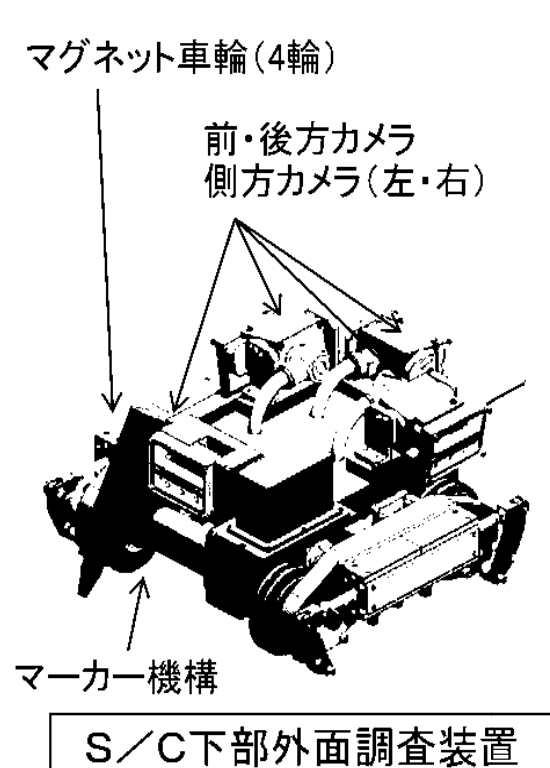
東京電力

IRID

本資料の内容においては、技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）の成果を活用しております。

# 1. 概要

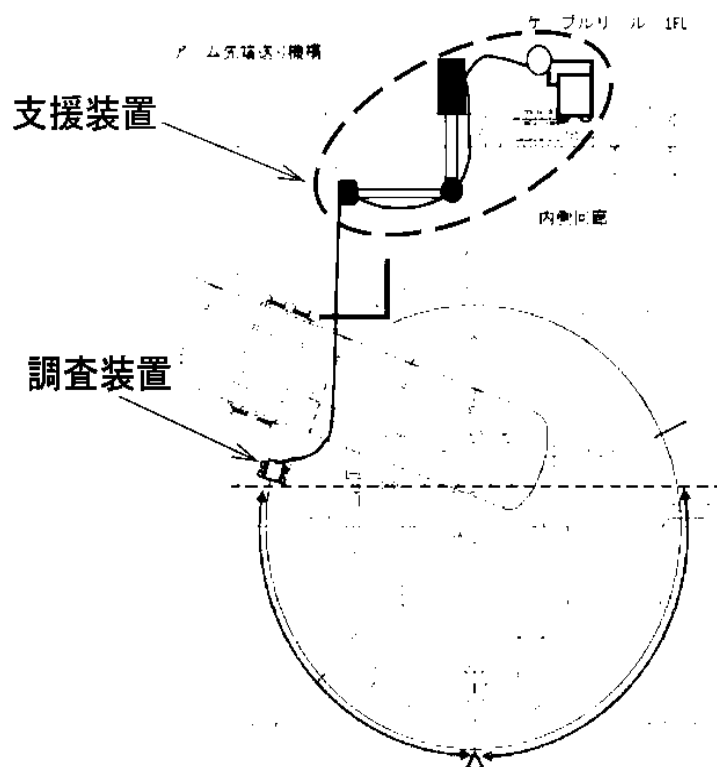
研究開発「格納容器水張りに向けた調査・補修(止水)技術の開発」で開発中のS/C下部外面調査装置について、実機での適用性を確認するため、2号機において実機検証を実施する。



S/C下部外面調査イメージ図

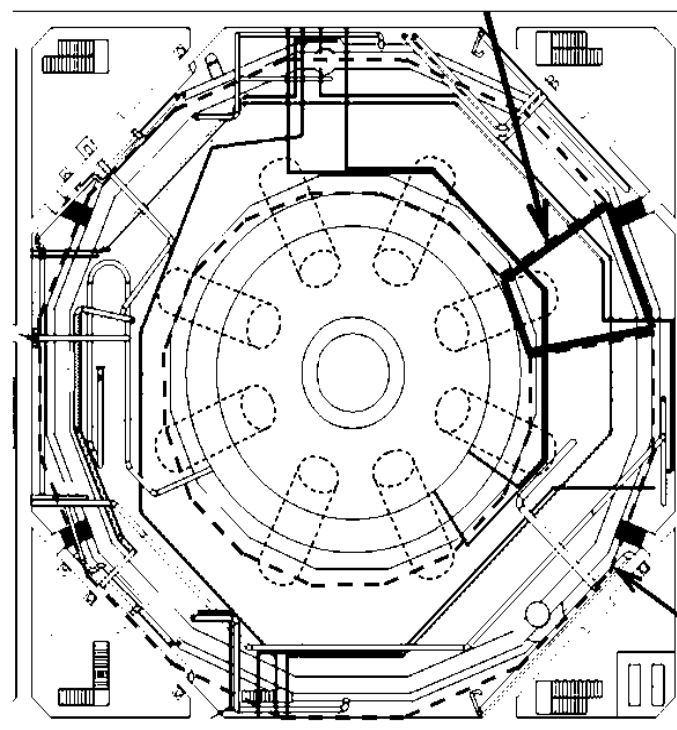
## 2. 実証内容

S/C下部外面調査装置は、トーラス室滞留水に没水しているS/C下部に、止水材による止水が不可能となる開口( $\phi$  50mm以上)の有無を確認するもの(仕様としては $\phi$  30mmの開口を認識できること)。支援装置により調査装置をS/Cシェルに取り付けできること、および調査装置が没水部を走査し映像を取得し開口の有無を確認できることを検証する。



実機検証イメージ

実機検証対象S/C部位  
(トーラス室滞留水水没部)

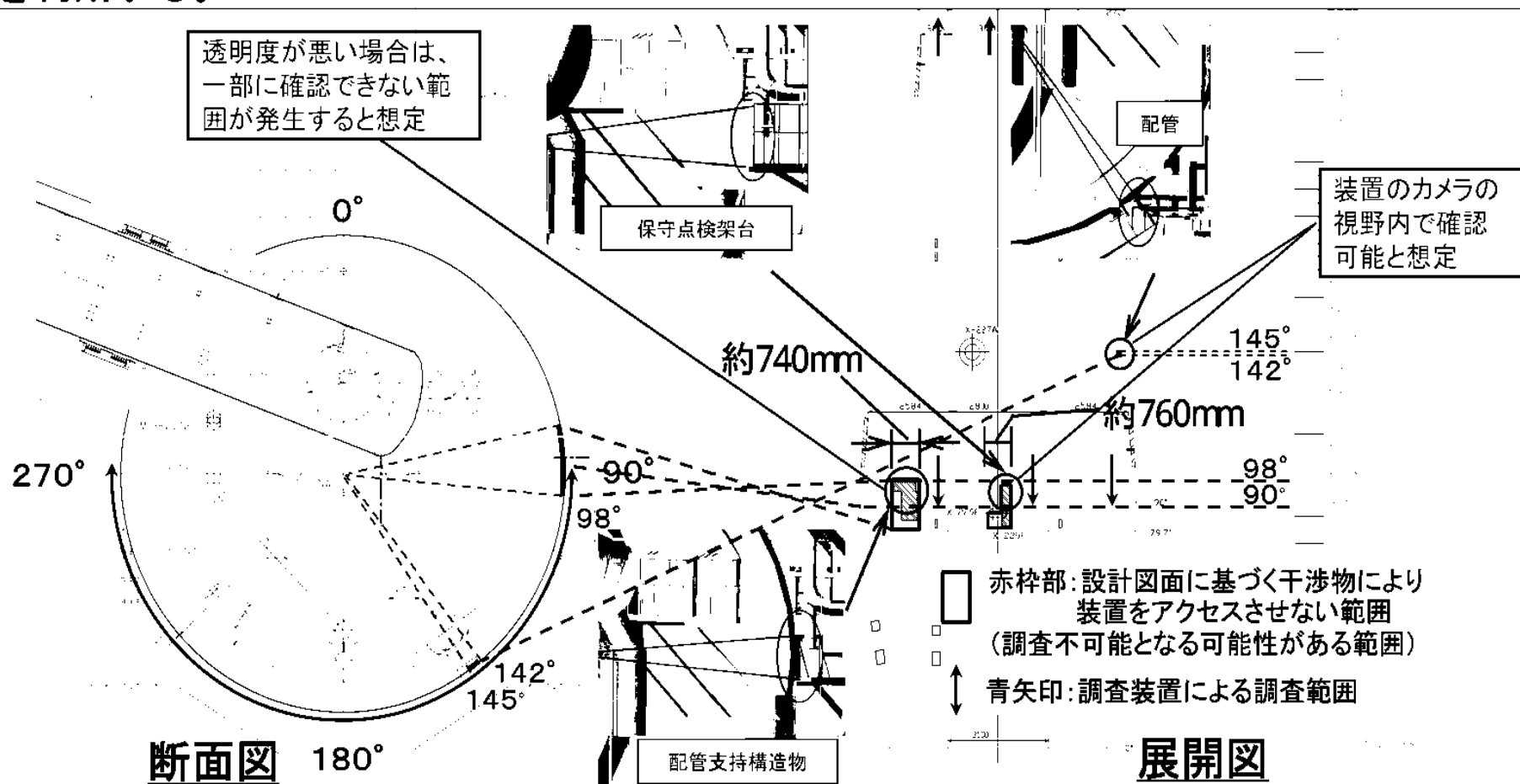


赤点線部分:  
調査工事とし  
てH26年度下  
期より調査予  
定

実機検証対象部位

### 3. 調査対象箇所






S/C 没水部のうち  $90^{\circ} \sim 270^{\circ}$  (止水のための最大止水材充填範囲) について、全面走査予定。しかしながら、事前に把握できていない干渉物や、既設の干渉物との装置の位置により滞留水の透明度が悪く視界が届かない場合は調査不可能な部分が発生する可能性がある。不可能だった部分については、類似構造部の調査結果や当該部周辺の変形状況から止水不可能な穴の有無を判断する。





## 4. 実証試験スケジュール

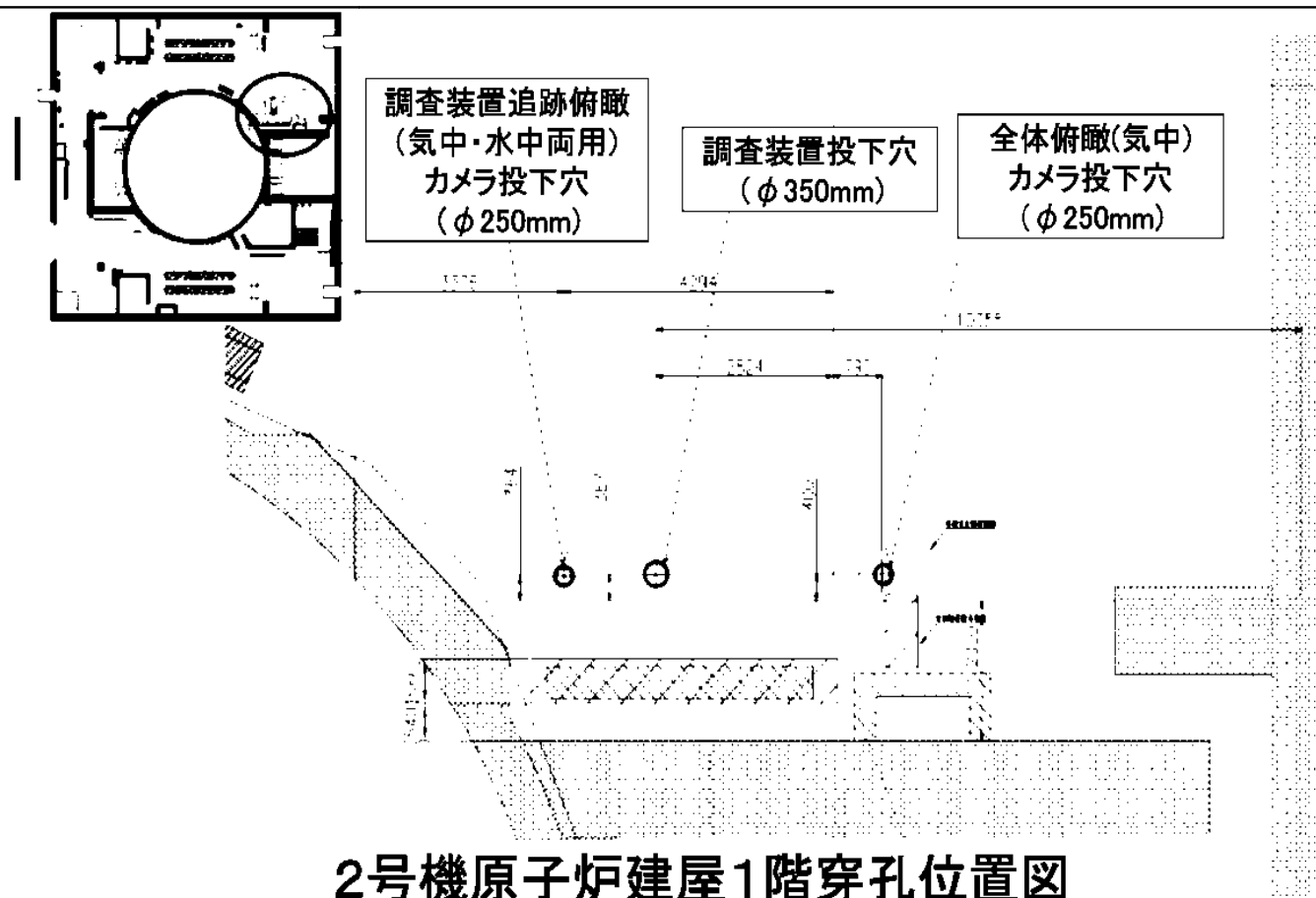
先行して実施中のトーラス室壁面調査装置実証試験に引き続き、S/C下部外面調査装置の実証試験を実施する予定。

	7月	8月	9月
<b>研究開発</b> ・S/C下部外面調査装置 実証試験	7/21～7/30原子炉建屋外準備作業 	7/31～8/8原子炉建屋内準備作業  8/18装置動作確認  8/19～9/4実証試験 	
<b>【参考】</b> <b>研究開発</b> ・トーラス室壁面調査装置 実証試験	7/16～7/30実証試験(片付け作業含む) 		

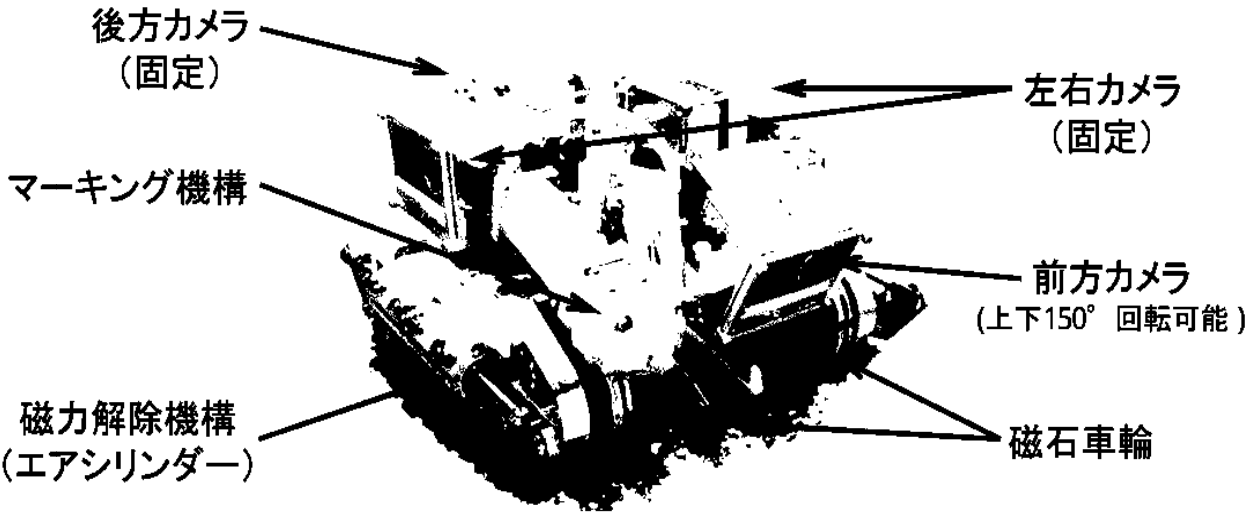
## 【参考】床穿孔位置

2号機原子炉建屋1階の既設設備(格納容器ガス管理システム)および他作業(格納容器温度計再設置作業)との干渉を回避するため、本実証試験の実施エリアとして北東エリアを選定。当該エリアに調査装置用( $\phi$  350mm)1箇所、俯瞰カメラ\*( $\phi$  250mm)2箇所を穿孔。

\* 俯瞰カメラ: 調査装置追跡俯瞰(気中・水中両用)カメラおよび全体俯瞰(気中)カメラ



## 【参考】調査装置仕様

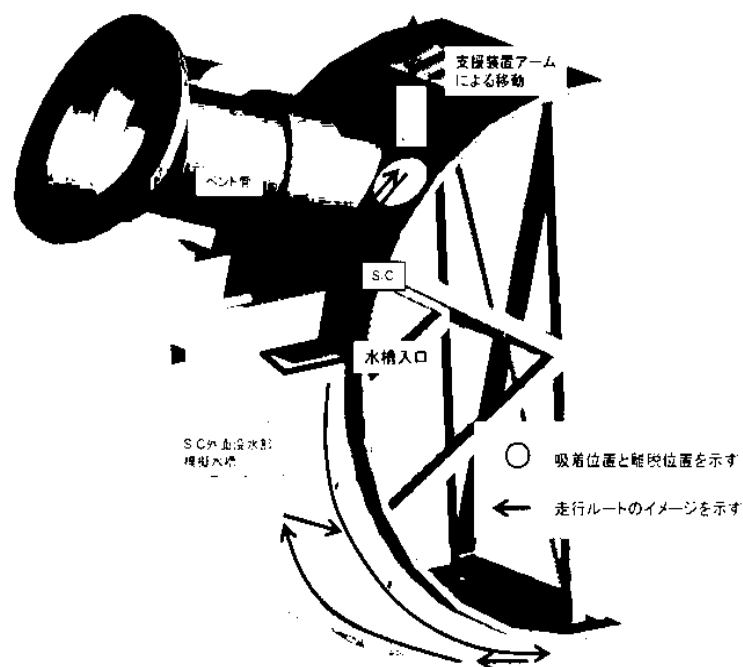
	S/C下部外面調査装置
装置外観	
寸法	W280mm × L305mm × H140mm
質量	約10kg
吸着方式	磁石車輪吸着方式(四輪)
走行速度	10 ～ 50 mm/sec
ケーブル	長さ:50m, 外径:φ15mm, 電源、制御、通信(LAN)、エアチューブ
調査機器*	チルトカメラ(照明付):1台(前方1台)、 固定カメラ(照明付):3台(後方および左右計3台)

\*:【カメラによる調査方法の選定理由】S/C内に止水材の充填が可能か判断するためのφ 50mm以上の穴の有無の確認には、S/C表面の全面検査が最も確実であることからカメラによる調査が最良と考えて選定。

【カメラ開発仕様】濁水中においてもφ 30mmの穴を検知できること。

# 【参考】工場モックアップ試験項目

工場モックアップ試験により、暗所・濁水中でのS/C下部外面調査に必要な調査装置の動作・機能を確認



モックアップ試験体イメージ図

## 工場モックアップ試験項目および結果

試験項目	試験結果
S/Cへの吸着・離脱性能	吸着、誤吸着から離脱できることを確認
走行性能	狭あい部進入、旋回、移動〔軸、周方向〕、溶接線乗越えおよびS/C底部を通過し、S/C外側面をケーブル自重を引き上げながら走行が可能であること、油分、錆、塗膜剥がれ部を走行可能であることを確認
位置把握機能	装置搭載のジャイロセンサにより、S/C外面上での位置(吸着角度)、自己姿勢を把握可能なことを確認
マーキング機能	S/C外面塗膜へマーキング(けがき)が可能なことを確認
撮像機能	照明付き前後方・左右カメラで死角なく周囲観察、視野確保、溶接線・マーキング線観察、損傷(直径30mmを超える穴)の有無観察が可能なことを確認
支援装置との組合せ	支援装置により調査装置をS/C外面への投入・当回収、およびケーブルハンドリングが可能なことを確認

## 【参考】実証試験後の調査スケジュール案

9月末でのH25年度の研究開発終了後、実証試験以外の箇所の調査工事を実施予定。  
 なお、実証試験結果や他作業とのエリア調整により、スケジュールは必要に応じて見直していく。

	2014年度							2015年度		
	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月
S／C下部外面調査	実証試験結果フィードバック									
	準備工事									
	仮設遮へい設置工事（南側）									
	干渉物撤去工事（南側）									
	床穿孔作業（北側）									
	S／C下部外面調査（北側）									
	床穿孔作業（南側）									
S／C下部外面調査（南側）										

---

## 本スライド以降参考資料

国プロ「原子炉格納容器の水張りに向けた調査・補修（止水）技術の開発」（調査）等の成果活用について

平成26年2月27日

東京電力株式会社

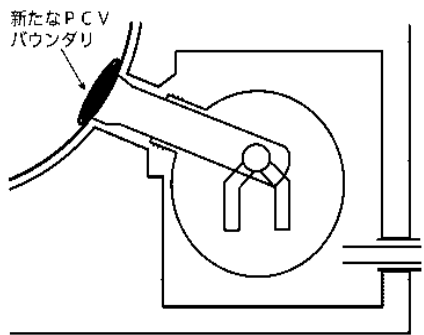
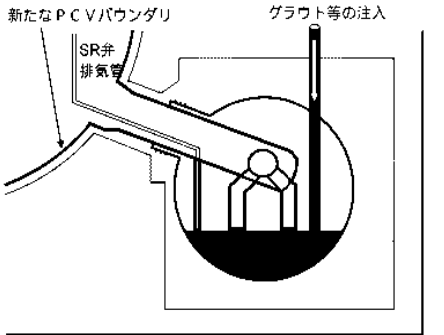
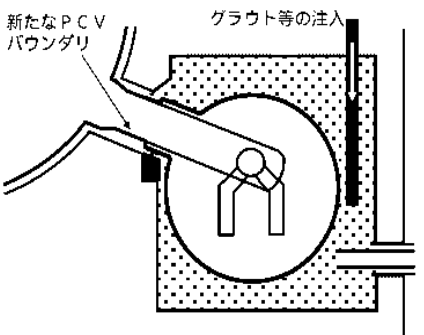
# 目次

---

1 . P C V下部（地下階）調査	
（ 1 ） P C V下部（地下階）の止水工法 . . . . .	P 3
（ 2 ） P C V下部（地下階）調査箇所 . . . . .	P 4
（ 3 ） 【対象①】の調査 . . . . .	P 5 , 6
（ 4 ） 【対象②】の調査 . . . . .	P 7 , 8
2 . P C V上部（地上階）ペネ等調査 . . . . .	P 9
3 . トーラス室・三角コーナー壁面調査 . . . . .	P 1 0
4 . 調査計画・実績	
（ 1 ） 調査計画・実績〔 1 号機〕（案） . . . . .	P 1 1
（ 2 ） 調査計画・実績〔 2 号機〕（案） . . . . .	P 1 2
（ 3 ） 調査計画・実績〔 3 号機〕（案） . . . . .	P 1 3

# 1 . ( 1 ) P C V下部 ( 地下階 ) の止水工法

国 P J において以下の止水工法について検討。

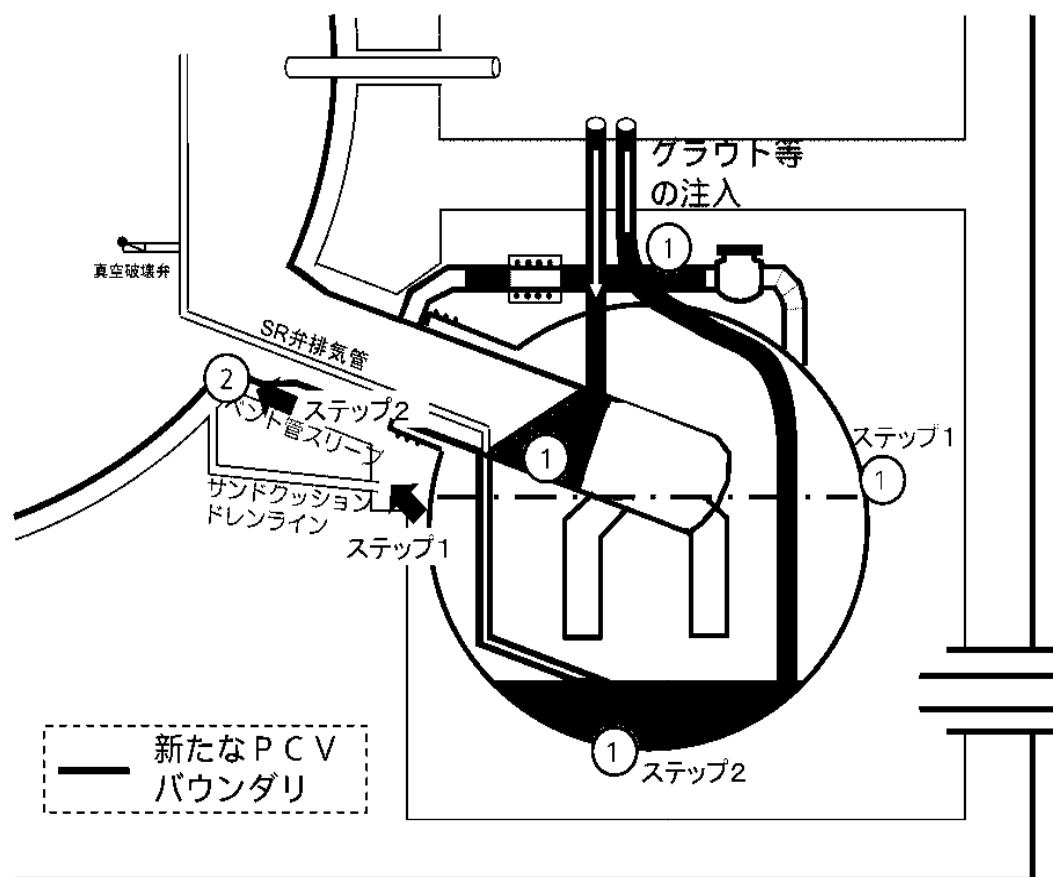
	ジェットデフでの止水	ベント管での止水	ダウンカマでの止水	トールス室での止水
イメージ図				
机上検討	グラウトの注入管をジェットデフにアクセスさせることが困難→成立性が低い	R/B1階からグラウト等の注入管をアクセスさせることが可能であり、成立の可能性有り		成立の可能性有るが、バウンダリが最も大きくなる(系統側もバウンダリとなる) ベント管ベローズ、真空破壊ラインベローズ(1号機)まで止水材を充填する必要あり
要素試験	—	要素試験により、止水の可能性を確認 今年度1/2モデル試験他を実施予定	要素試験により、止水が難しいことを確認(下流側からの止水が困難)	漏えい箇所を流れの下流側から止水する必要がある、今年度に要素試験を実施して確認予定
評価	—	単独での工法の成立性も期待でき、止水工法のベースとして検討	単独での工法の成立性は低い、ベント管での止水との組合せについて検討	ベント管での止水が成立しない場合のバックアップとして引き続き検討

以上より、P C V下部 ( 地下階 ) はベント管での止水をベースとした工法を優先的に検討していくこととし、並行して止水に向けた調査を実施中。



# 1 . ( 2 ) P C V 下部 ( 地下階 ) 調査箇所

ベント管での止水をベースとした工法の成立性を確認するため、対象①と②の調査を計画。



ベント管止水工法イメージ図

## 【対象①】

止水材を充填するS / C下面、ベント管および真空破壊ライン ( 1号機のみ ) について、グラウト等の注入に影響のある損傷等の有無を確認する

《充填可否の確認》

※ S / C 下面については2ステップの調査計画

ステップ1 : S / C 内水位測定  
( S / C 下部の開口面積を推定 )

ステップ2 : 止水材を充填する箇所の調査

## 【対象②】

D / W側のバウンダリ健全性確認を行い、D / W側の追加補修等の対策の必要性を判断する  
《漏えい有無の確認》

ステップ1 : ベント管下部周辺調査  
( D / W側の損傷の可能性確認 )

ステップ2 : D / W損傷箇所調査

2ステップの調査計画をしている対象箇所については、ステップ1の調査の結果をもってステップ2の調査要否の判断を行う

# 1. (3) 【対象①】の調査 (1 / 2)

## 【対象①】止水材を充填するS / C下面等

### ・真空破壊ライン (1号機)

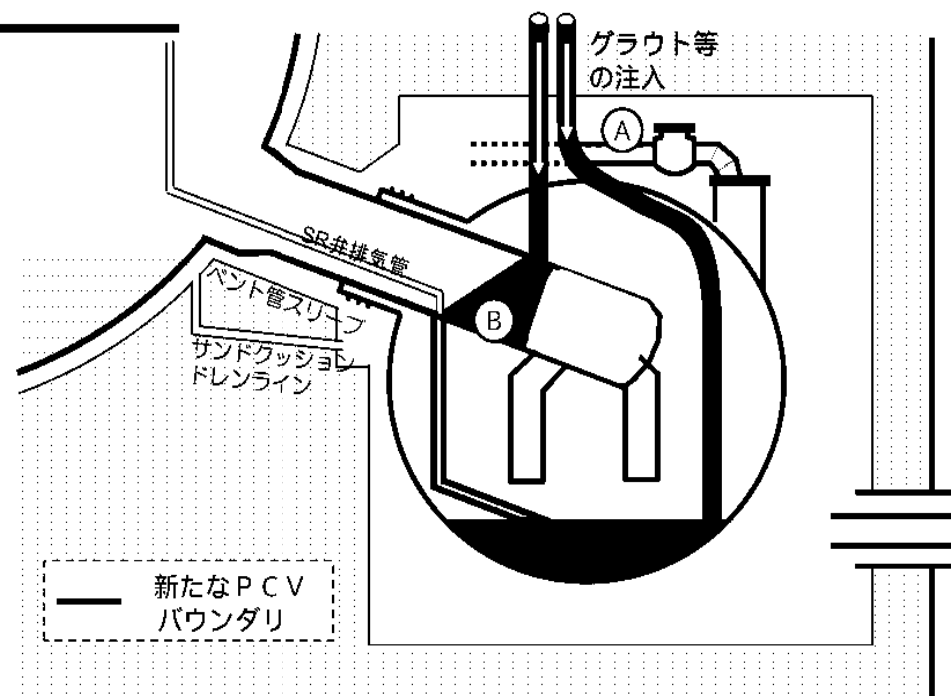
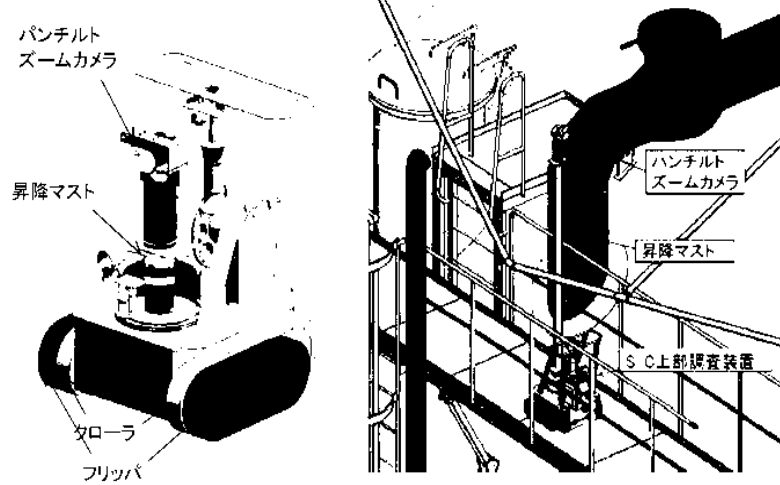
真空破壊ライン (1号機) について、グラウト等の注入に影響のある損傷等の有無を確認する (図中A)

#### <確認方法>

1号機: S / C 上部調査ロボット (国P J)

2, 3号機: 真空破壊ラインなし

#### S / C 上部調査ロボット



### ・ベント管 (S / C 内部)

ベント管 (S / C 内部) について、グラウト等の注入に影響のある損傷等の有無を確認する (図中B)

<確認方法> グラウト注入前にカメラにより目視確認

止水材の充填に影響のある損傷等の有無

有

無

PCV下部  
止水へ

代替工法を  
含め検討

# 1. (3) 【対象①】の調査 (2 / 2)

## 【対象①】止水材を充填するS / C下面等

・ S / Cシェル(下部)

【ステップ1】S / C内の水位から、S / C下部の開口面積を推定し、止水材の充填可否を判断する

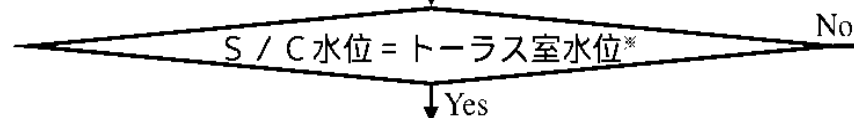
( S / C水位 = トーラス室滞留水水位の場合※、止水材の充填に支障のある開口が存在する可能性あり )

※ P C V内圧を考慮しない場合

< 確認方法 >

2号機：S / C内水位測定(遠隔技術T F)(実施済み)

1, 3号機：S / C内水位測定または漏水部調査で判断

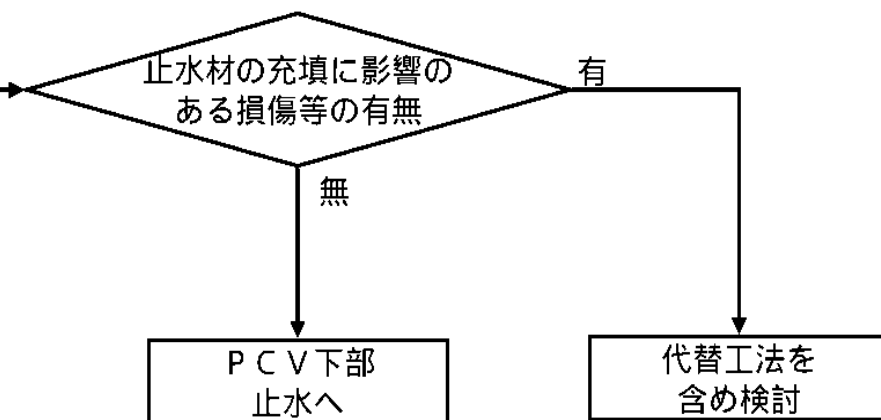
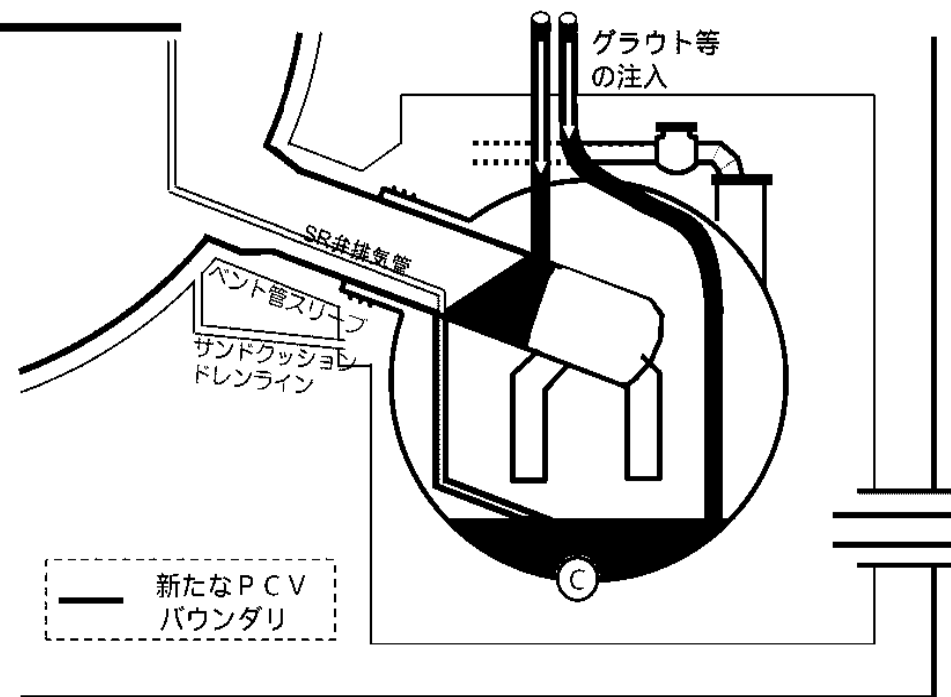
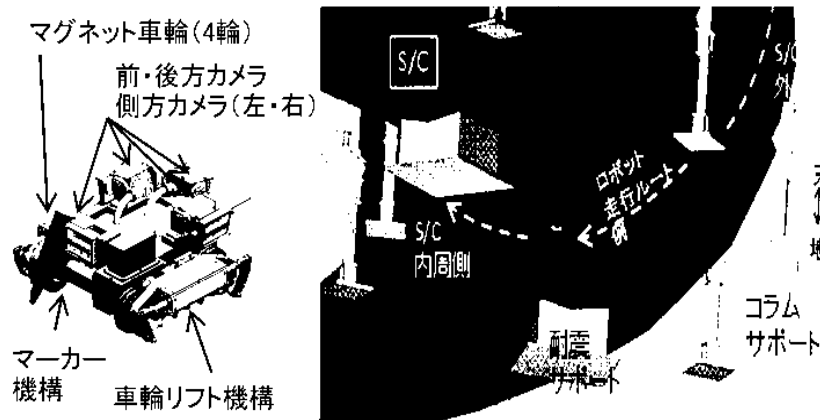


【ステップ2】S / Cシェル(下部)について、グラウト等の注入に影響のある損傷等の有無を確認する(図中C)

< 確認方法 >

S / C下部調査ロボット(国P J)

S / C下部調査ロボット



# 1. (4) 【対象②】の調査 ( 1 / 2 )

【対象②】D / W側のバウンダリ健全性確認  
( 溶融燃料デブリのPCVシェルアタックを想定 )

【ステップ1】ベント管下部周辺調査 ( ベント管スリーブおよびサンドクッションドレン管からの水の滴下等の有無を確認 ( 図中D ) )

< 確認方法 >

1号機：水上ROV ( 遠隔技術TF ) ( 実施済み )

2号機：4足歩行ロボット ( 実施済み )

3号機：4足歩行ロボットでの調査を検討中

サンドクッションドレンライン調査装置 ( 国P J ) ※

※ サンドクッションドレンラインが水没していた場合

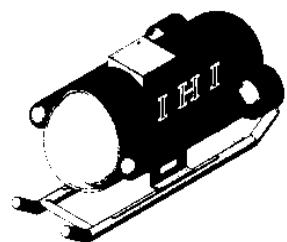
水上ROV



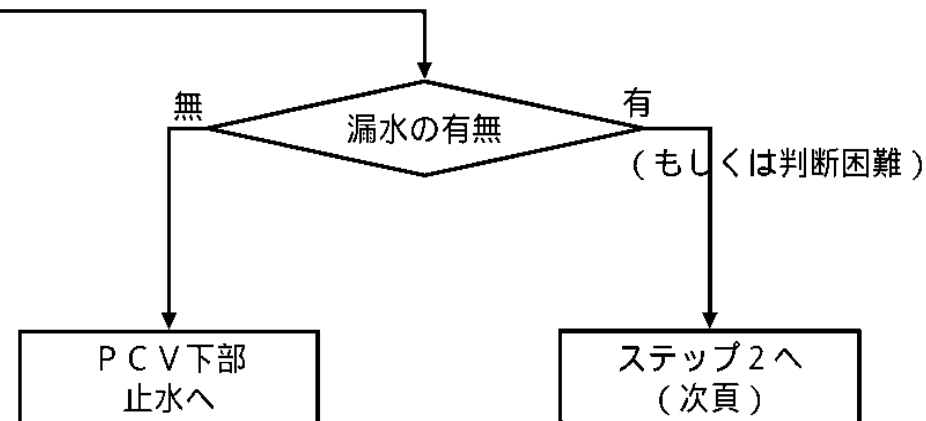
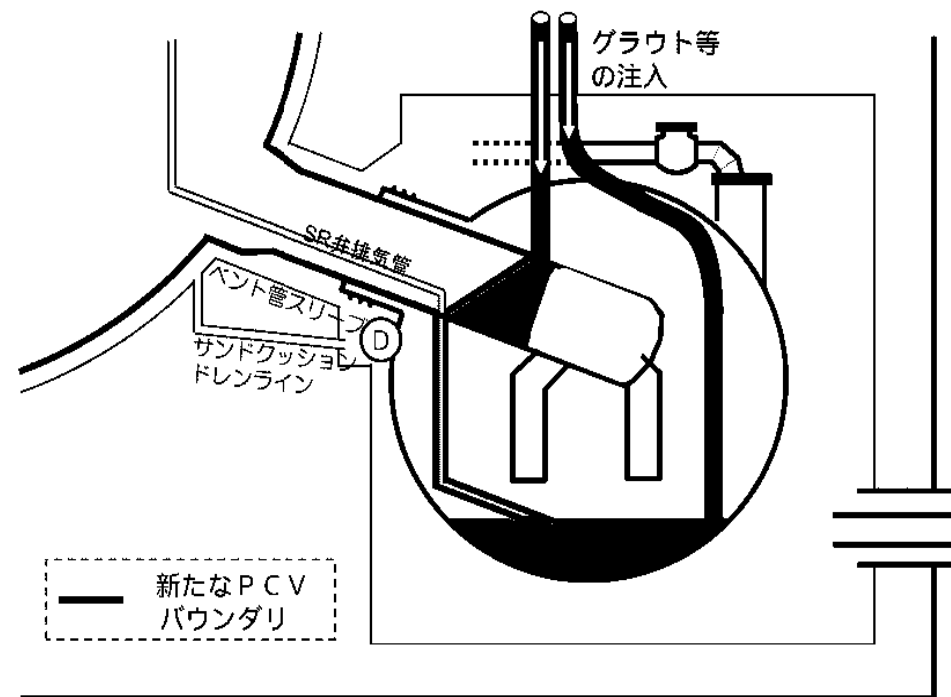
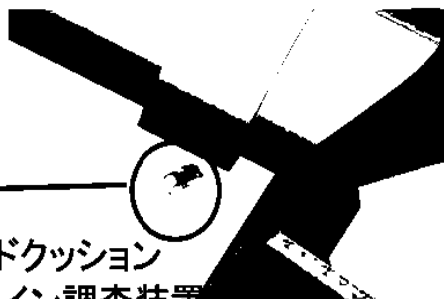
4足歩行  
ロボット



サンドクッション  
ドレンライン調査装置



サンドクッション  
ドレンライン調査装置



# 1. (4) 【対象②】の調査 (2 / 2)

【対象②】D / W側のバウンダリ健全性確認  
( 溶融燃料デブリのPCVシェルアタックを想定 )

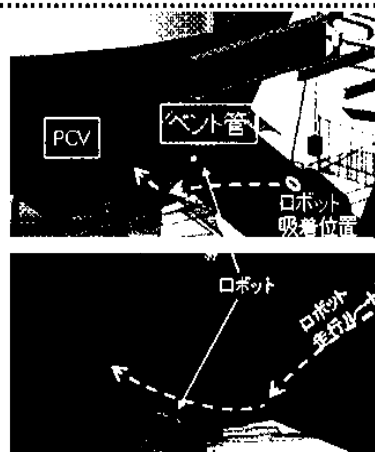
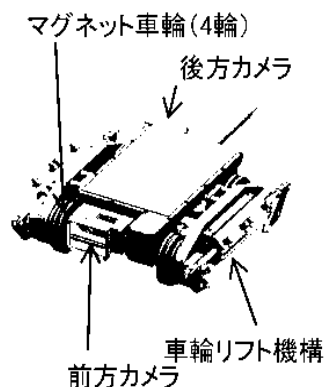
【ステップ2】D / W損傷箇所調査 ( 図中E )

- 1号機：ステップ1調査にて漏水を確認したため、以下の調査を計画
- 2号機：ステップ1調査により不要
- 3号機：ステップ1調査を踏まえ実施判断

< 確認方法 >

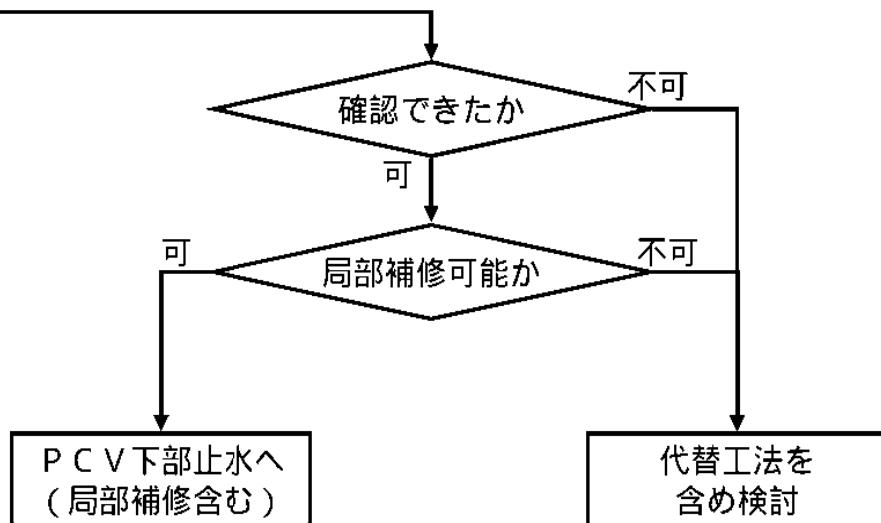
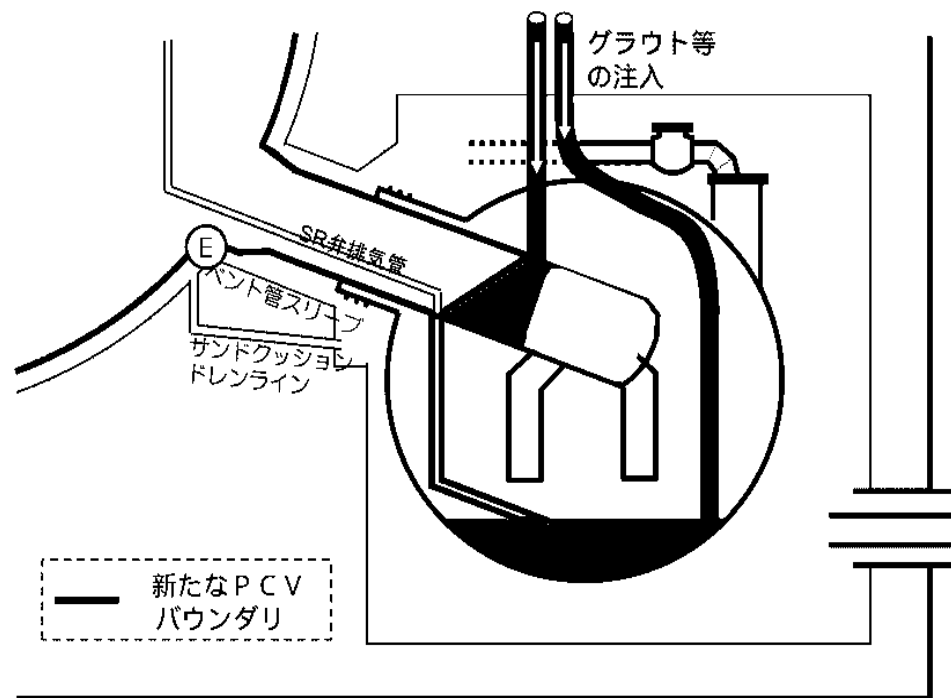
D / W外側からの調査：ベント管接合部調査ロボット ( 国P J )

ベント管接合部調査ロボット



D / W内側からの調査：PCV内部調査装置 ( 国P J ) の改良を検討

PCV内部調査装置の改良  
( PCV内部調査PJ )



## 2 . P C V 上部（地上階）ペネ等調査

### P C V 上部ペネ等の調査【対象③】

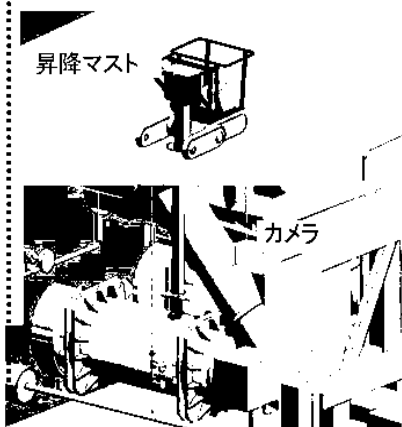
【調査1】損傷の可能性も高くP C V水張り後に漏水の可能性が否定できないハッチ・貫通部ペロー等について状況を確認する。

【調査2】損傷の可能性が低くP C V水張り後も漏水の可能性が低い貫通部ペネ（直管）について、健全であることを確認する（代表箇所）。

#### < 確認方法 >

1～3号機：

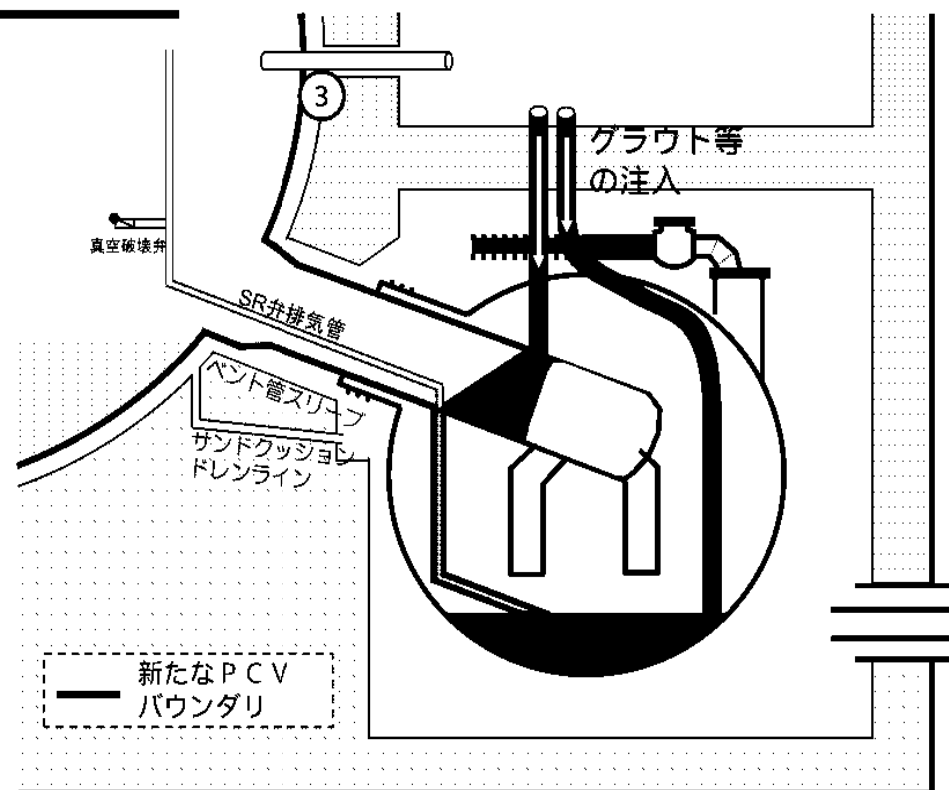
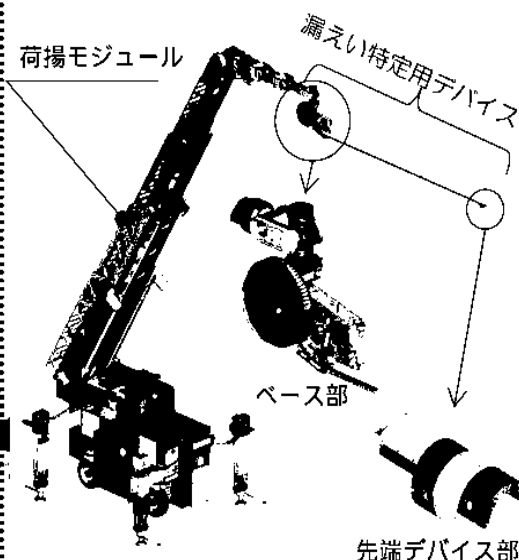
D / W 狭隘部調査ロボット  
（国P J）



#### < 確認方法 >

1～3号機：

D / W 開放部調査ロボット  
（国P J（台車はNEDO））



補修可否※

不可

可

※【調査2】は損傷していた場合  
（健全な場合はP C V 上部補修へ）

P C V 上部補修へ

代替工法を  
含め検討

### 3 . トーラス室・三角コーナー壁面調査

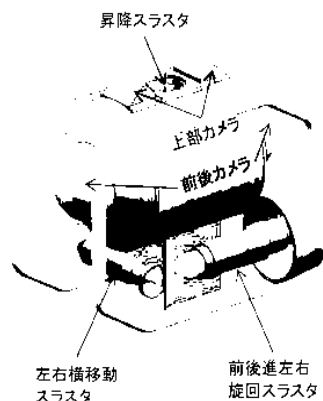
#### 隣接建屋に接する R / B 壁面

R / B と隣接する T / B および R w / B への漏水状況（損傷状況等）を把握するため、隣接建屋に接する R / B 壁面の調査を行う

##### < 確認方法 >

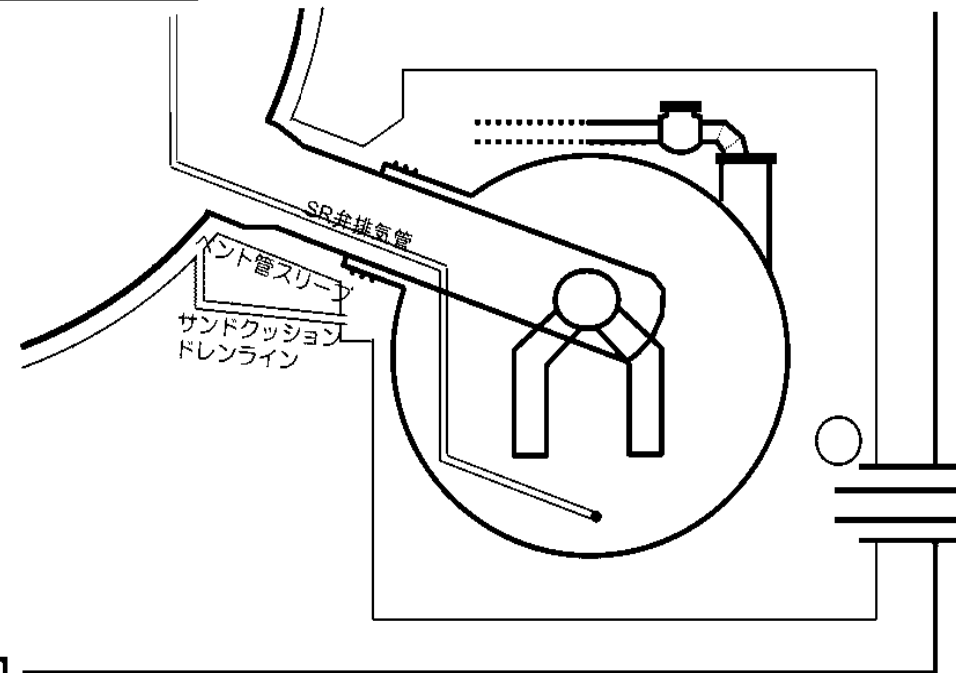
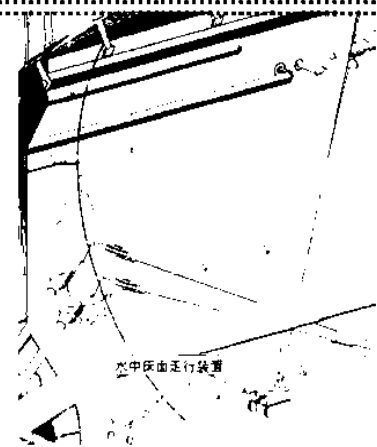
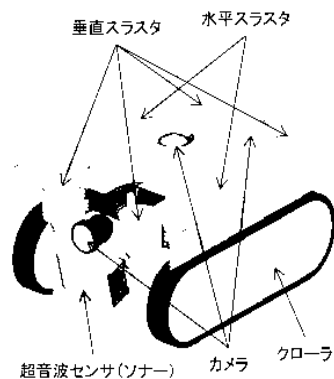
1 ～ 3 号機：トーラス室水中壁面調査ロボット（国 P J）

##### 水中遊泳ロボット



トーラス室壁面

##### 床面走行ロボット













漏水状況（損傷状況等）を把握

壁面止水する場合の止水方法検討に反映（グラウト埋設、個別補修等）

## 4 . ( 1 ) 調査計画・実績〔 1 号機 〕 ( 案 )

 . . . 実績  
 . . . 計画

〔 表中の  は調査対象外 〕






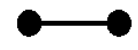
分類	調査	対象	～2013年度	2014年度	2015年度	2016年度～
線量低減 PCV止水	干渉物調査(1F・地下階)	—			PCV止水作業へ反映	
PCV 下部止水	1. PCV下部(地下階)調査					
	S/C上部調査					
	S/C内水位測定	対象①				
	S/C下部調査					
	ベント管下部周辺調査		 (漏水有り)			
	ベント管接合部調査	対象②				
燃料デブリ 取出・冷却	PCV内部調査					
PCV 上部補修	2. PCV上部(地上階)調査	対象③				
建屋壁面	3. トーラス室・三角コーナー 壁面調査	対象④			壁面止水対策検討に反映	



## 4 . ( 2 ) 調査計画・実績〔 2 号機 〕 ( 案 )

 . . . 実績  
 . . . 計画












〔 表中の  は調査対象外 〕

分類	調査	対象	～2013年度	2014年度	2015年度	2016年度～
線量低減 PCV止水	干渉物調査(1F・地下階)	—		PCV止水作業へ反映		
PCV 下部止水	1. PCV下部(地下階)調査		PCV等調査作業へ反映			
	S/C内水位測定	対象①	 (開口大の可能性有り)			
	S/C下部調査					PCV下部止水工法の確定へ
	ベント管下部周辺調査	対象②	 (漏水無し)			
燃料デブリ 取出・冷却						
PCV 上部補修	2. PCV上部(地上階)調査	対象③				
建屋壁面	3. トーラス室・三角コーナー 壁面調査	対象④			壁面止水対策検討に反映	

## 4 . ( 3 ) 調査計画・実績〔 3 号機 〕 ( 案 )

 . . . 実績  
 . . . 計画

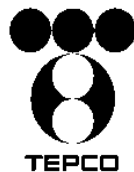
〔 表中の  は調査対象外 〕

分類	調査	対象	～2013年度	2014年度	2015年度	2016年度～
線量低減 PCV止水	干渉物調査(1F・地下階)	—			 PCV止水作業へ反映	
PCV 下部止水	1. PCV下部(地下階)調査		 PCV等調査作業へ反映			
	S/C内水位測定	対象①			開口面積大の可能性 がある場合	
	S/C下部調査					
	ベント管下部周辺調査					
	ベント管接合部調査	対象②				
燃料デブリ 取出・冷却	PCV内部調査					
PCV 上部補修	2. PCV上部(地上階)調査	対象③				
建屋壁面	3. トーラス室・三角コーナー 壁面調査	対象④			 壁面止水対策検討に反映	

＜参考資料＞

# 高性能多核種除去設備 検証試験装置の処理開始について

平成26年8月18日  
東京電力株式会社

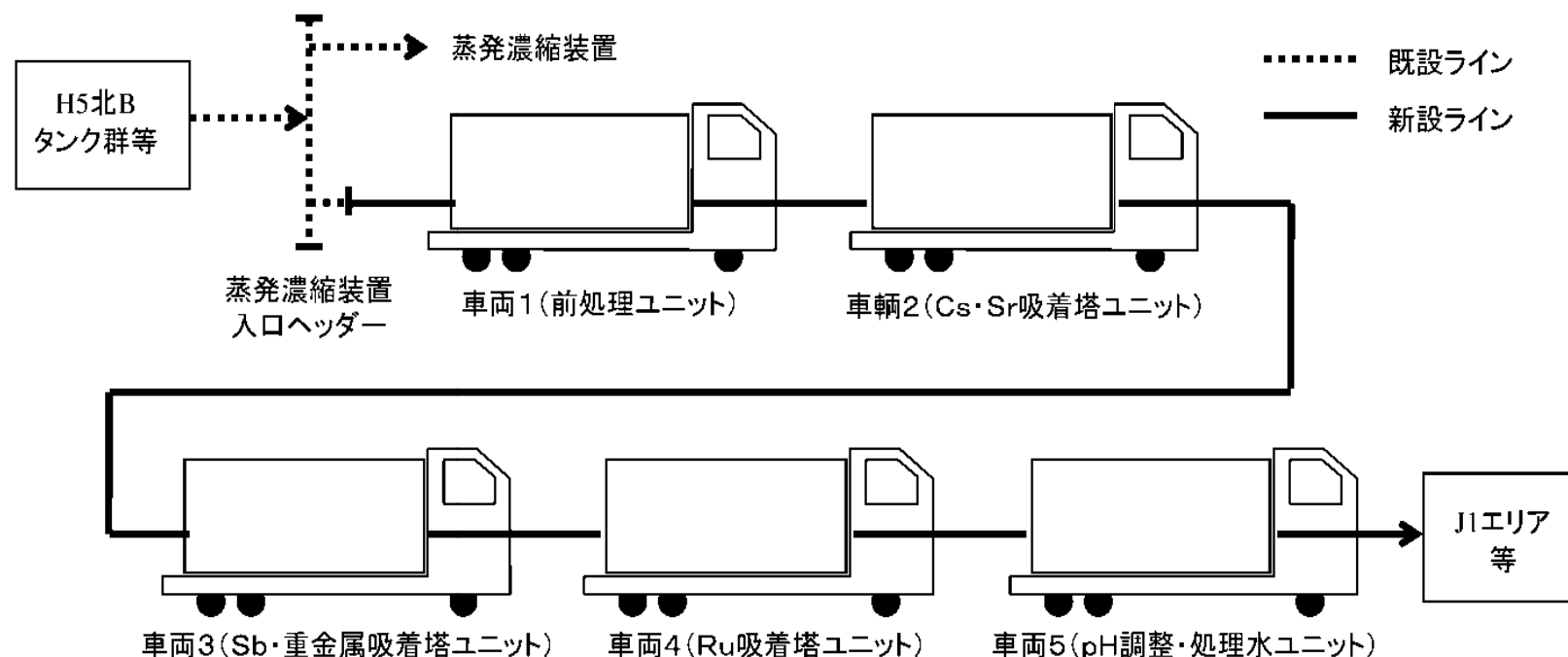


東京電力

---

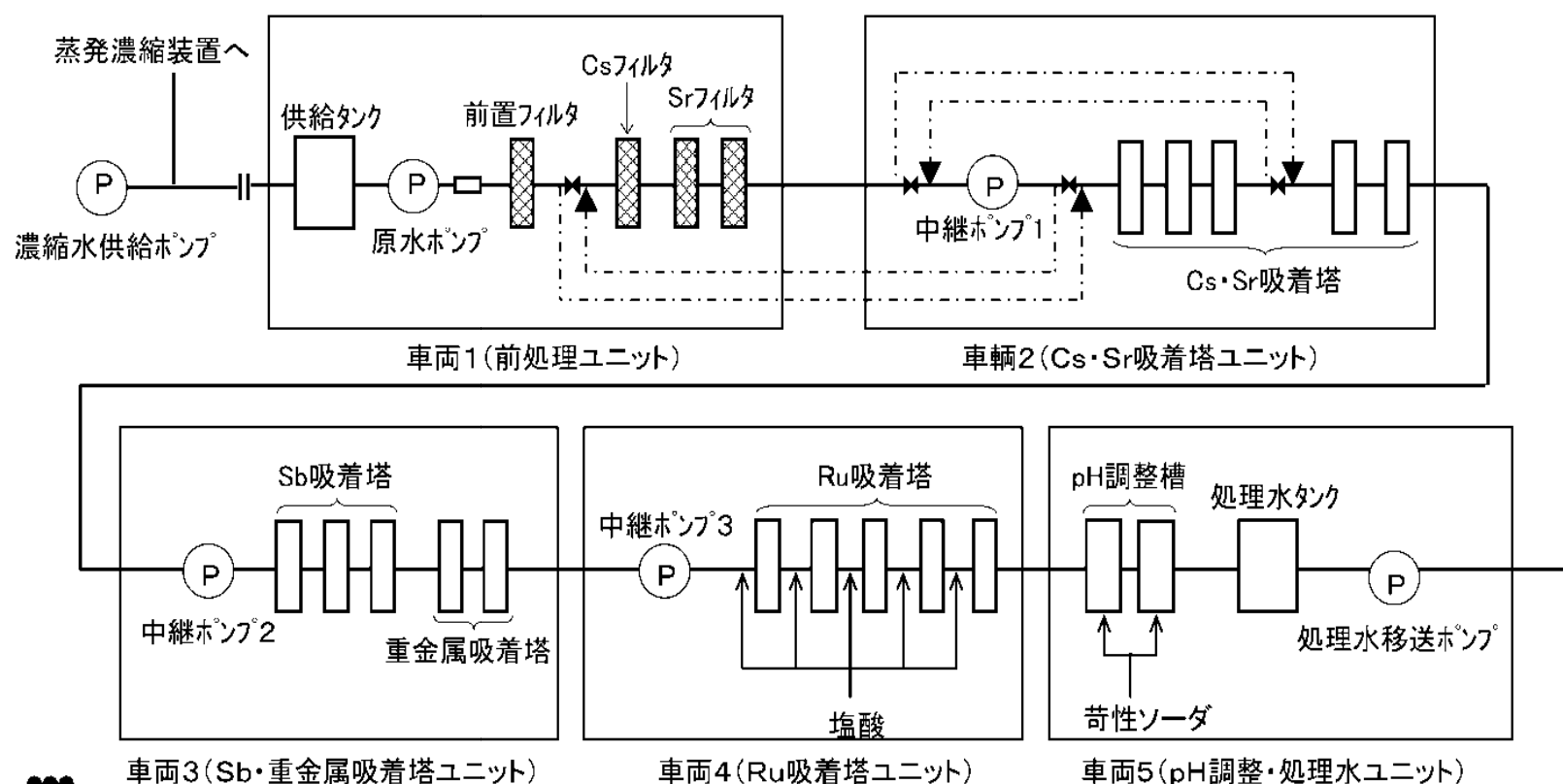
# 高性能多核種除去設備 検証試験装置の概要

- 高性能多核種除去設備検証試験装置は、高性能多核種除去設備の除去性能及び吸着材の交換周期等を検証し、高性能多核種除去設備に検証結果を反映することを目的とする。
- 実証試験装置（高性能多核種除去設備）の約1／10スケール（50m<sup>3</sup>/日）のモバイル式（トラック5台）。前処理ユニット1台、Cs・Sr吸着塔ユニット1台、Sb・重金属吸着塔ユニット1台、Ru吸着塔ユニット1台、pH調整・処理水ユニット1台で構成。
- 対象処理水は、水質が要求仕様に比較的近いH5北Bタンク群を基本とする。処理済水は処理済水貯蔵タンク（J1エリア等）へ移送。



# 高性能多核種除去設備 検証試験装置の概要

- 装置は上流側から前置フィルタ1塔、Cs・Sr吸着塔3塔、Csフィルタ1塔、Srフィルタ2塔、Cs・Sr吸着塔2塔、Sb吸着塔3塔、重金属吸着塔2塔、Ru吸着塔5塔の構成。
- ラボ試験結果より、前置フィルタ通水後はCs・Sr吸着塔3塔通水させ、その後にCsフィルタ、Srフィルタを通水させることを基本とする。
- Ru吸着塔は吸着材の性質に応じてpH調整を行い、Ru吸着塔通水後に中和する。



# 高性能多核種除去設備 検証試験装置の設置状況

---

## ■ 5台の10トントラック荷台部分に試験装置を設置



画像提供：東京電力株式会社  
撮影日：平成26年8月13日



画像提供：東京電力株式会社  
撮影日：平成26年8月13日

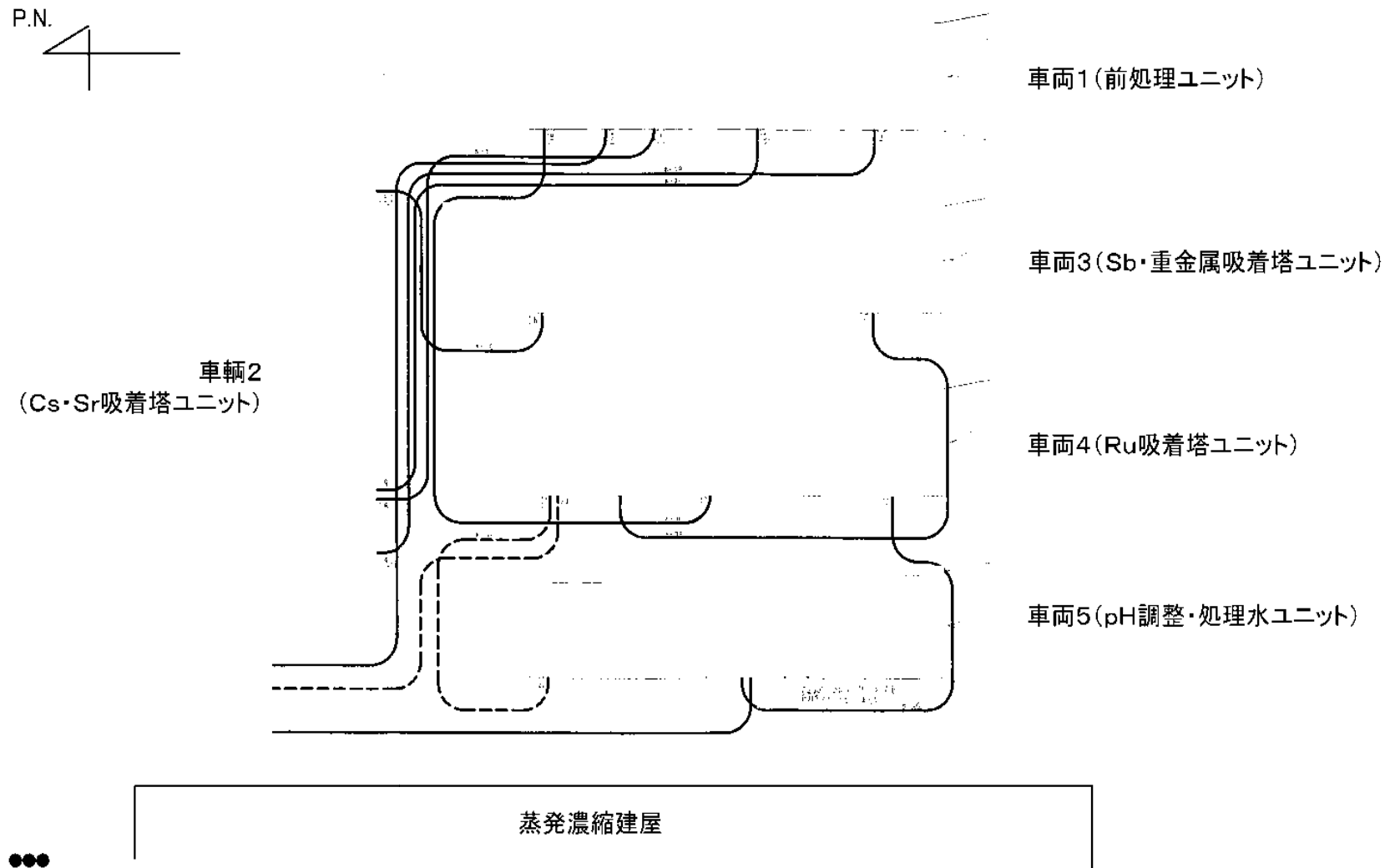
# 高性能多核種除去設備 検証試験装置の設置場所

- 検証試験装置の設置場所は蒸発濃縮装置建屋東側(水処理CCR北西側)



# 高性能多核種除去設備 検証試験装置の配置図

## ■ 検証試験装置の配置図





# 高性能多核種除去設備 検証試験装置の試験条件

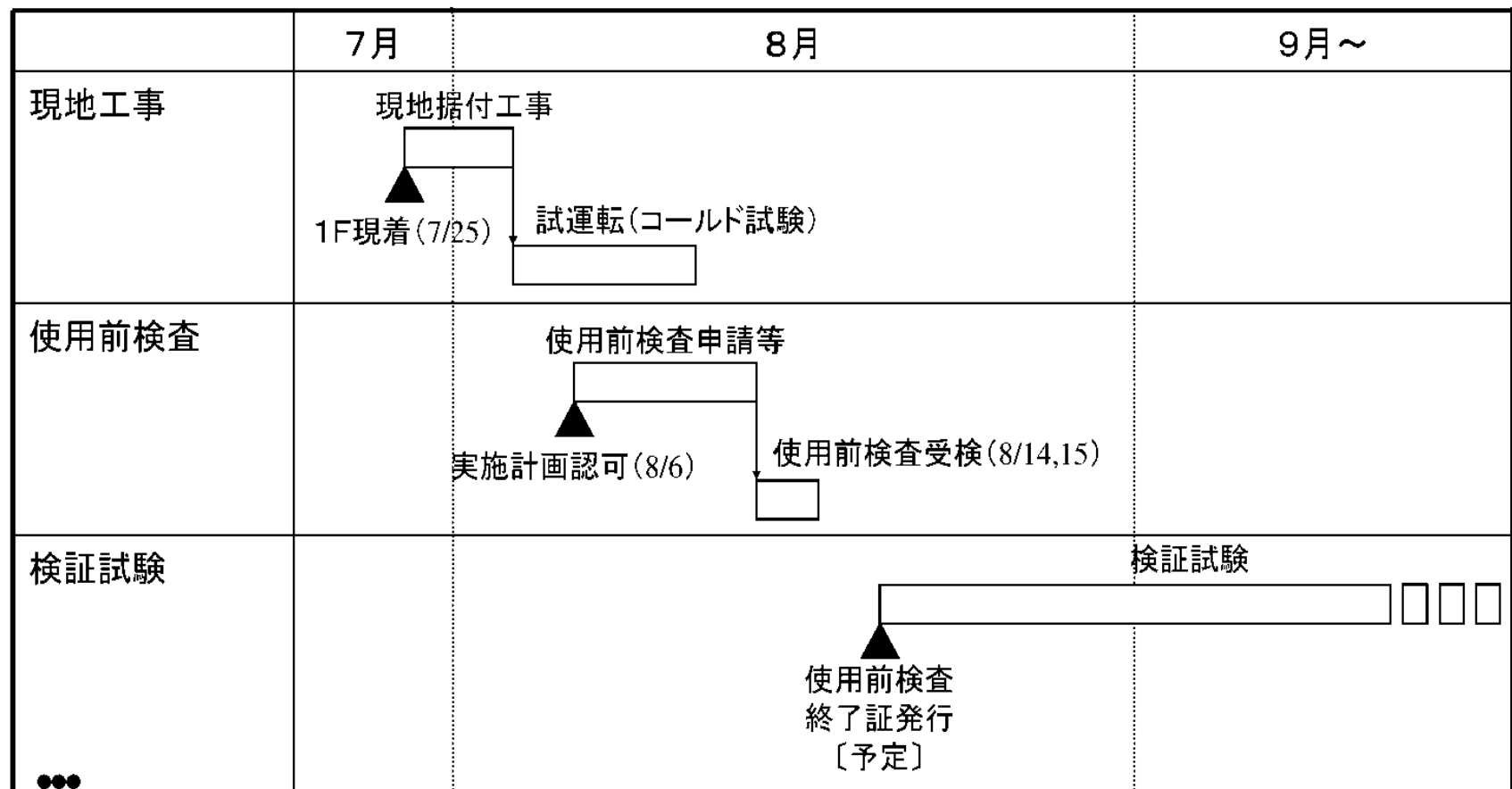
## ■ 試験パラメータ

① 標準モード(2.1m <sup>3</sup> /h)	実証試験の定格(500m <sup>3</sup> /日)相当。 本試験の基本モードで、核種除去性能確認と吸着材の寿命評価等が主目的。
② 大流量モード(3.4m <sup>3</sup> /h)	実証試験の稼働率向上運用(800m <sup>3</sup> /日)相当。 本流量での核種除去性能確認が主目的。
③ 小流量モード(0.7m <sup>3</sup> /h)	実証試験における予備塔5塔分通水を模擬。 Ruの除去性能確認が主目的。

- 核種除去性能は「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限界等を定める告示」の濃度限度を下回ることの確認を目的とし、目的としている性能が十分に確認出来ない場合は必要に応じて対策を講じる。
- フィルタや吸着材等は寿命を確認した後、交換を実施。

# 高性能多核種除去設備 検証試験装置のスケジュール

- 高性能多核種除去設備 検証試験装置 実施計画提出、認可 : H26年8月6日
- 使用前検査受検 : 平成26年8月14日、15日
- 検証試験(実液通水)開始 : 規制庁より終了証が発行され次第
- 試験期間は3ヶ月間程度を想定、試験時間は日勤時間帯(約8時間)のみ通水予定



## 2、3号機海水配管トレンチ 建屋接続部止水工事の進捗について

平成26年8月19日  
東京電力株式会社

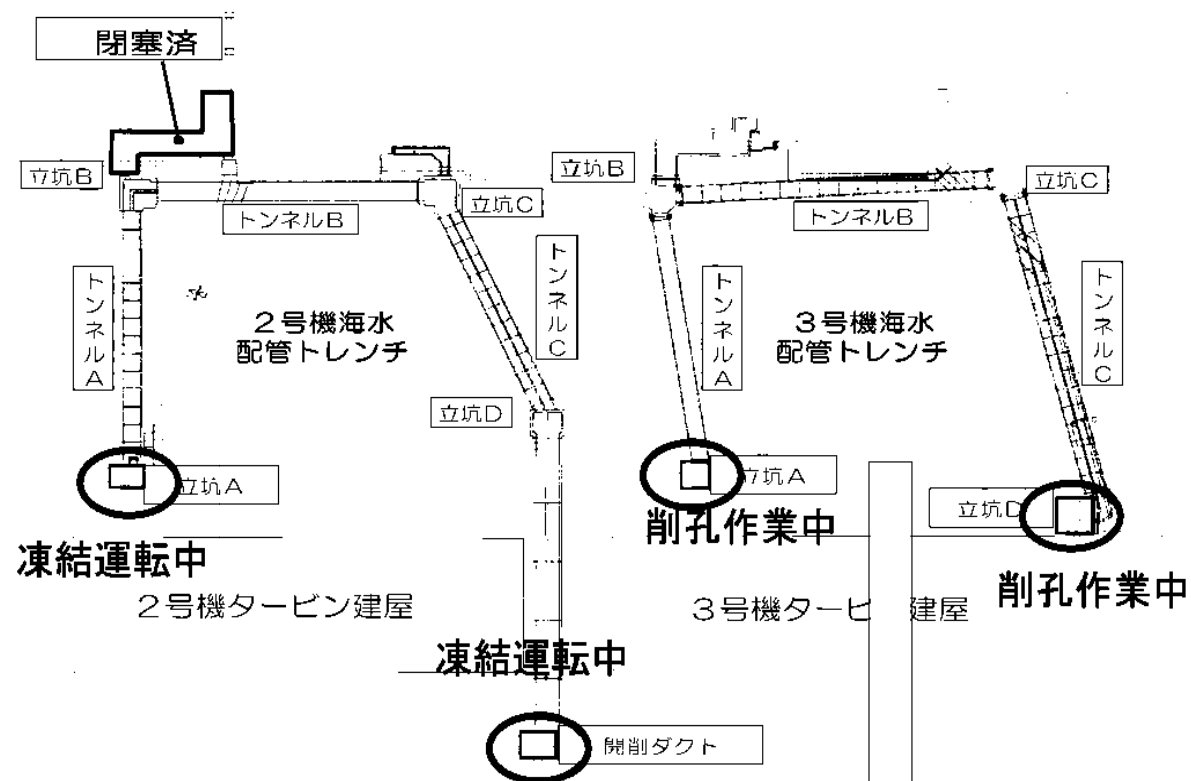
# 目 次

---

- 1. 全体進捗状況
- 2. 2号機立坑A 概要
  - 2. 1 地上部状況① 共通配管ダクト
  - 2. 2 地上部状況② ペントハウス
- 3. 2号機立坑A 追加対策工の計画
- 4. 2号機立坑A 凍結止水STEPⅠ＜凍結促進＞ 実績
  - 4. 1 氷の投入
  - 4. 2 ドライアイスの投入、既設測温管の凍結管への変更
  - 4. 3 水位変動の抑制
  - 4. 4 温度データ
  - 4. 5 カメラ観測結果
  - 4. 6 流向・流速測定結果
  - 4. 7 まとめ
- 5. 2号機立坑A 凍結止水STEPⅡ＜間詰め充填
- 5. 1 対策工程
- 5. 2 充填材料の検討
- 5. 3 モックアップ試験計画（案）

# 1. 全体進捗状況

## ■ 平面図

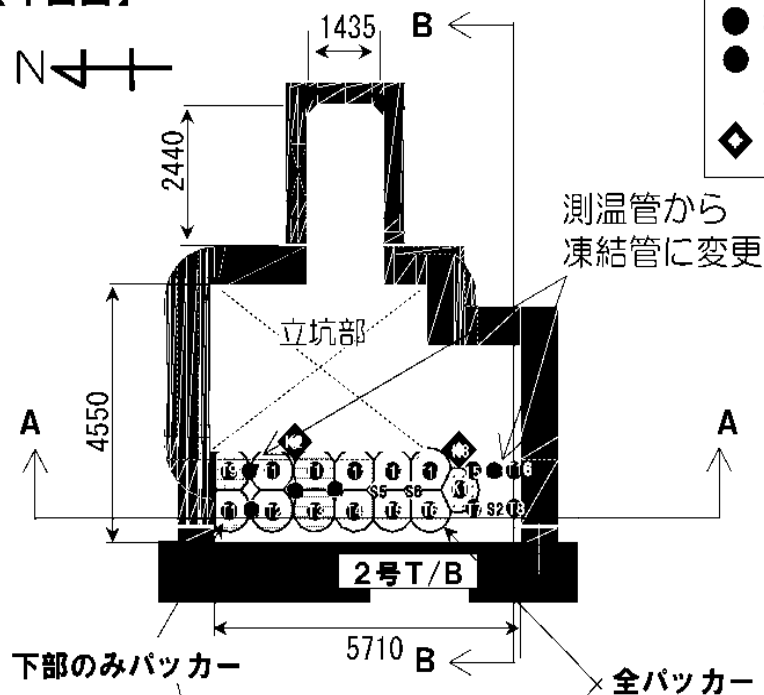


2号機		3号機	
立坑A	凍結運転中(4/28～)	立坑A	削孔作業中(7/2～)
開削ダクト	凍結運転中(6/13～)	立坑D	削孔作業中(5/2～)

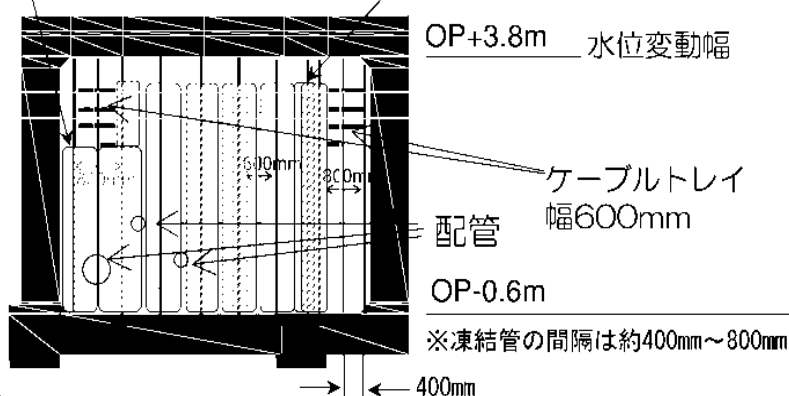


## 2. 2号機立坑A 概要

【平面図】



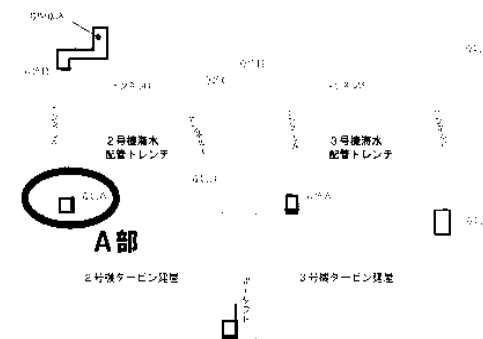
【A-A断面】



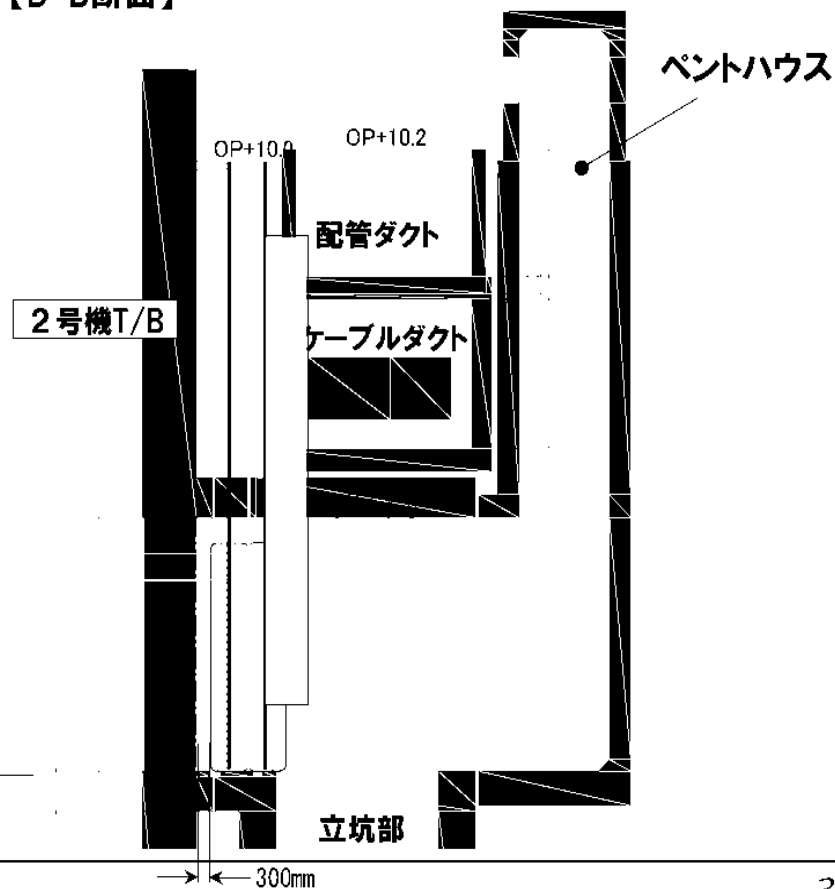
【施工進捗】

● : 凍結管	17/17本
● : 測温管→凍結管 (6/4に変更)	2/2本
● : 測温管	6/6本
◆ : 観測孔	2/2本

N ← KEYPLAN

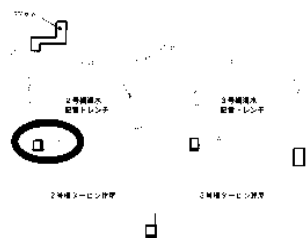


【B-B断面】



## 2. 1 2号機立坑A 地上部状況① 共通配管ダクト

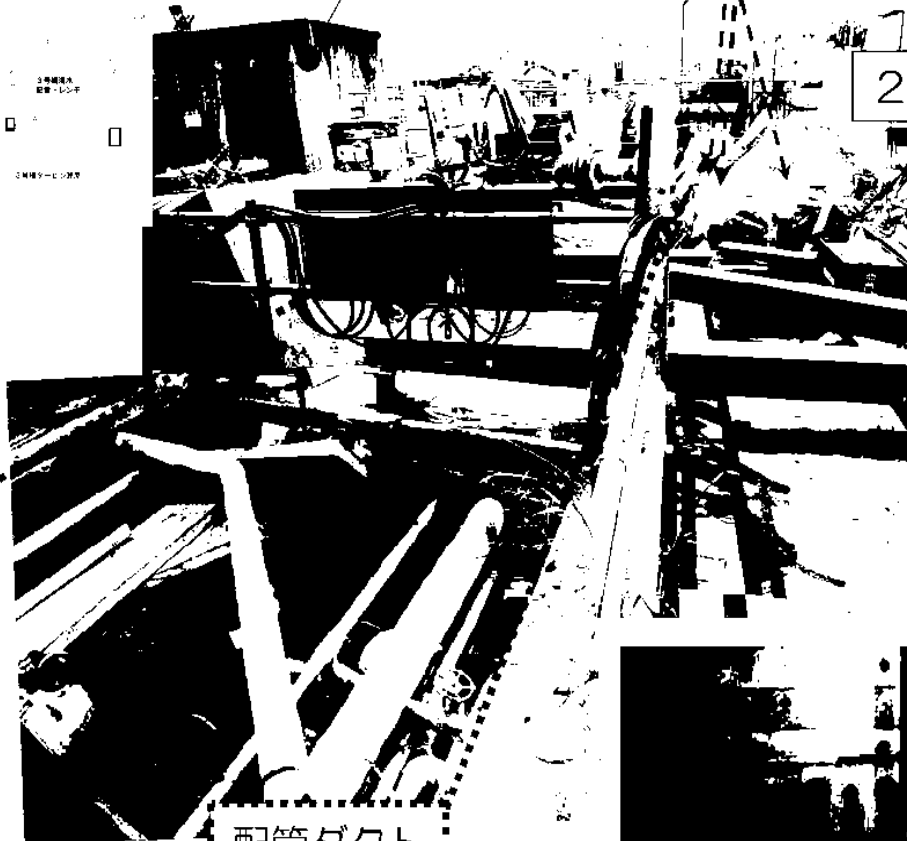
N KEYPLAN



ペントハウス

凍結管

2号T/B



7/29撮影

配管ダクト

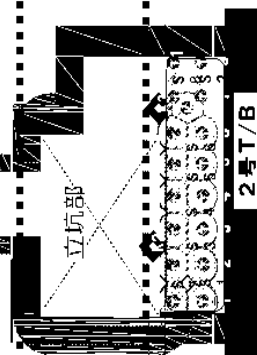
下段ケーブルダクト

ペントハウス

B

↑  
Z  
↓

平面図



撮影  
方向

B-B断面図

ペントハウス

凍結管

2号機T/B

震災前撮影

GP+10.20

配管ダクト

ケーブルダクト

GP+10.00

立坑部

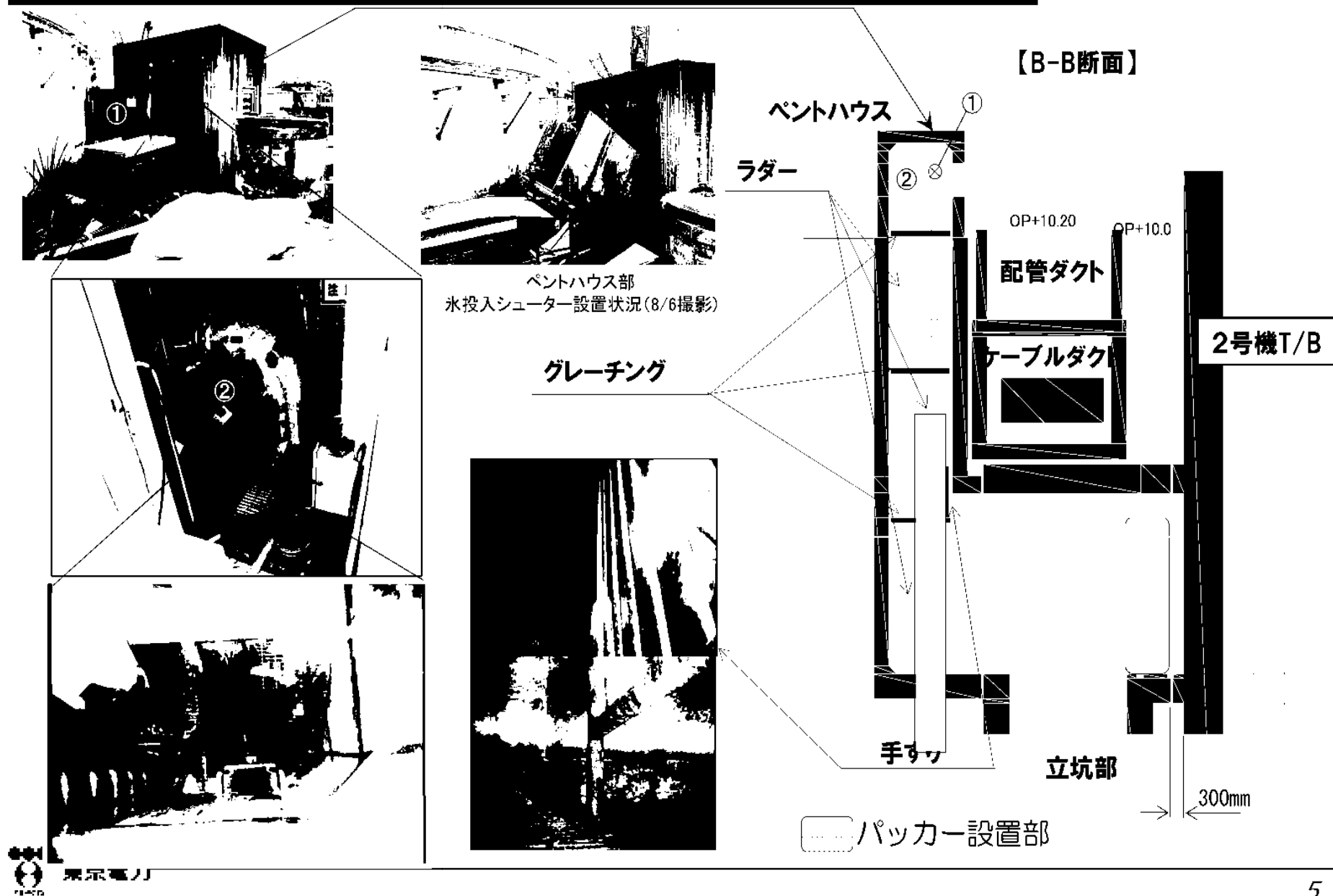
300mm

パッカー設置部



東京電力

## 2. 2 2号機立坑A 地上部状況② ペントハウス





### 3. 2号機立坑A 追加対策工の計画

#### 凍結止水STEP I：凍結促進

##### 【滞留水の冷却】

- ① 氷・ドライアイスの投入（実施中）
  - 各凍結管等のスリーブなどから投入  
（投入開始以降、可能な範囲で建屋水位変動を抑制）

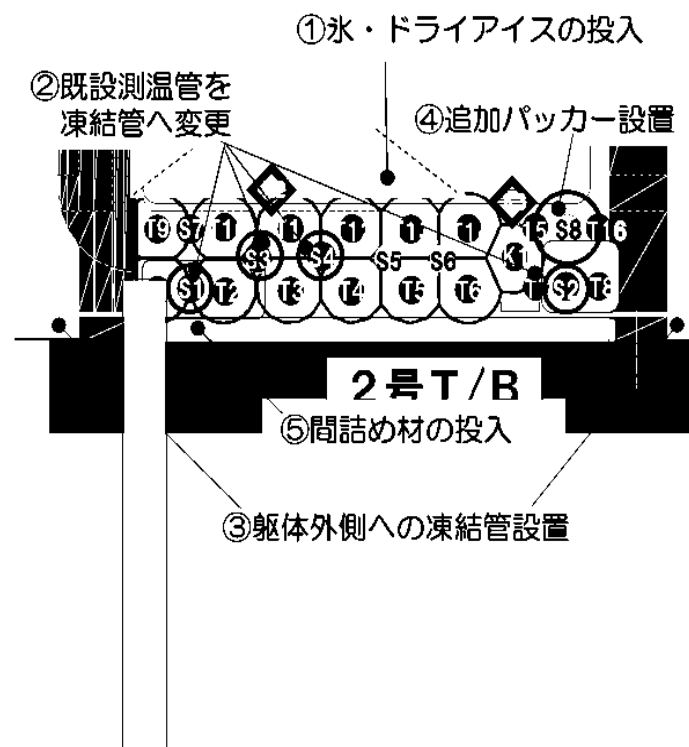
##### 【冷却能力の向上】

- ② 既設測温管を凍結管へ変更（実施済）
  - S1、S3、S4を凍結管に変更予定  
（凍結管：19本→22本、測温管：6本→3本）
- ③ 躯体外側への凍結管設置（計画中）

#### 凍結止水STEP II：間詰め充填

##### 【水流の抑制】

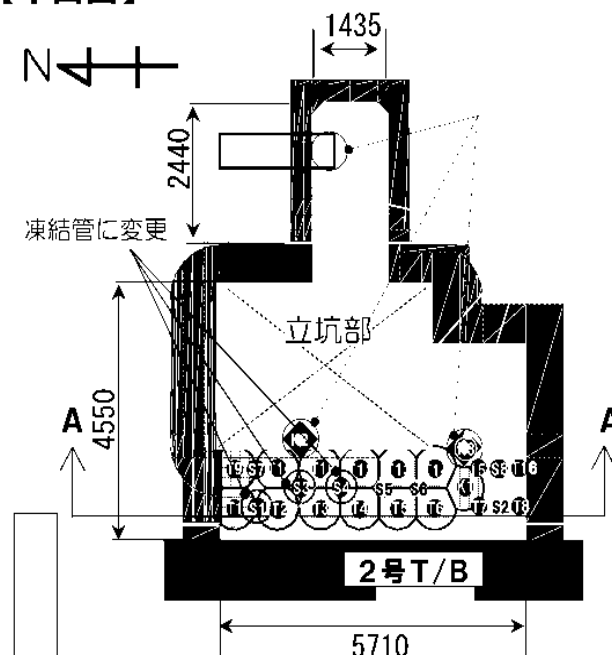
- ④ 間詰め材料の選定、モックアップ試験の実施
- ⑤ 凍結状況の追加調査
- ⑥ 追加パッカー設置（要否含め検討中）
  - S8の位置に設置予定  
（凍結管を撤去し、測温管付きパッカーを設置）
- ⑦ 間詰め材の投入



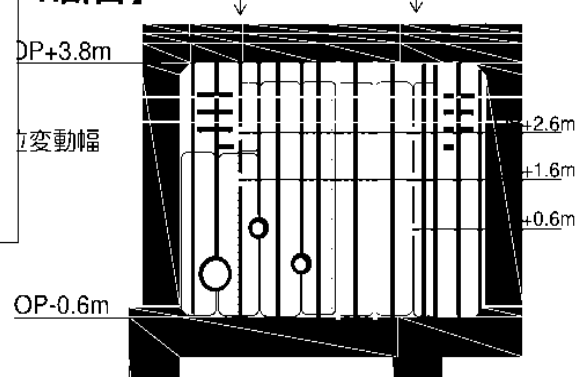
## 4. 2号機立坑A 凍結止水STEP I <凍結促進> 実績

- 7/26：既設測温管3本（S1、S3、S4）を凍結管に変更。
  - 7/30：新たな測定点としてK3孔、T2孔に温度計(温度測定素子)を設置。
  - 7/30：K-2孔、K-3孔から氷の投入開始。
  - 8/6：ペントハウスから追加投入開始。加えて、ペントハウス側の温測計（温度測定素子）を設置。
  - 8/7：水位変動の抑制を実施。（8/15まで実施）
  - 8/12：ペントハウス側からドライアイスの投入開始。
- ※躯体外側の凍結管設置については、エリアが狭く氷投入と同時に施工ができないことから、現在は氷投入を優先して実施中。

【平面図】



【-A断面】



項 目		7月										8月																															
		16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19							
STEP I	①氷投入 (K2,K3から)	投入準備		<div></div>										試験投入		試験投入		投入																									
	②氷の追加投入 (ペントハウスから)																	投入準備		<div></div>		試験投入		投入																			
	③ドライアイス投入	投入準備		<div></div>										試験投入						投入																							
	④既設測温管を 凍結管へ変更			凍結管交換										<div></div>		凍結運転																											
	⑤水位変動の抑制			建屋水位の変動														変動抑制																									
		上昇					下降					上昇					下降																										

## 4. 1 2号機立坑A 凍結止水STEP I <凍結促進> 氷の投入

### 氷の本格投入の実施状況

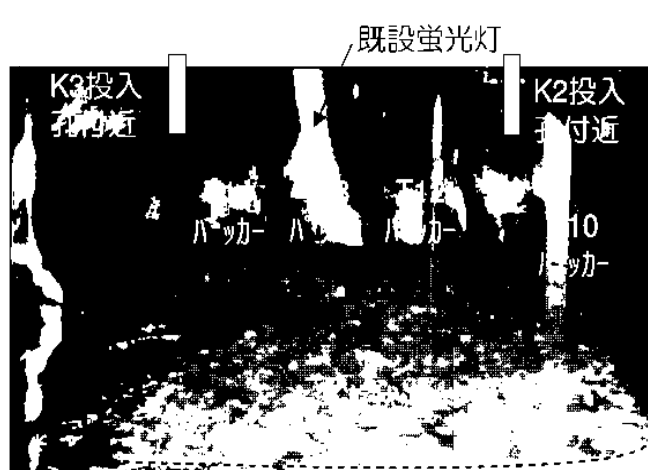
- ・ 8/18 現在で累計約410tの氷、約5tのドライアイスを投入。
- ・ 氷の投入量は日最大26t。

### 氷の投入方法の改善

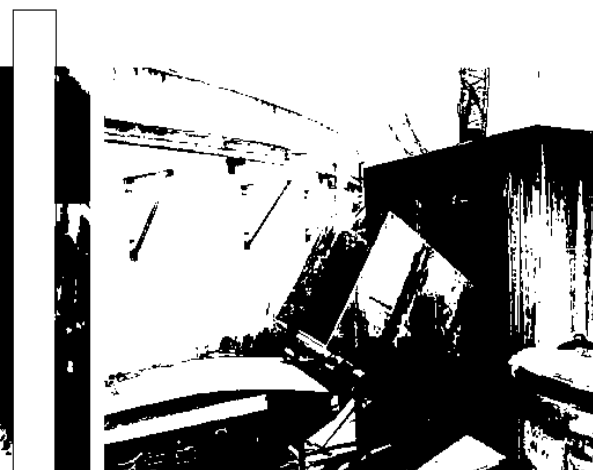
- ・ K3からの投入に際し、スコップで持ち上げて孔に投入するのではなく、掻き落とすことができるよう改善し、作業効率ならびに作業員の負担について軽減を図った
- ・ ペントハウス側からの投入に関しては、シューターを設置し、シューター上に吊った1トン土嚢の底を切ることで容易に投入が可能となるよう改善を図った



氷の試験投入状況  
(K3孔より投入:7/24撮影)



立坑内の氷の浮遊状況  
(8/4撮影)

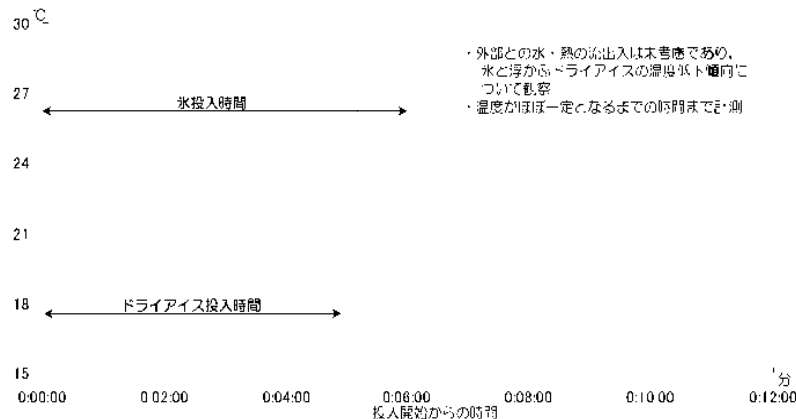


ペントハウス部  
氷投入シューター設置状況  
(8/6撮影)

## 4. 2 2号機立坑A 凍結止水STEP I <凍結促進> ドライアイスの投入、既設測温管の凍結管への変更

### ドライアイスの投入

- 8/6にドライアイス（3mm×5mmのペレット状）の冷却効果の確認試験を約1m<sup>3</sup>のノッチタンクを使って実施し、氷と同程度以上の冷却効果があること、温度低下が早いことを確認。

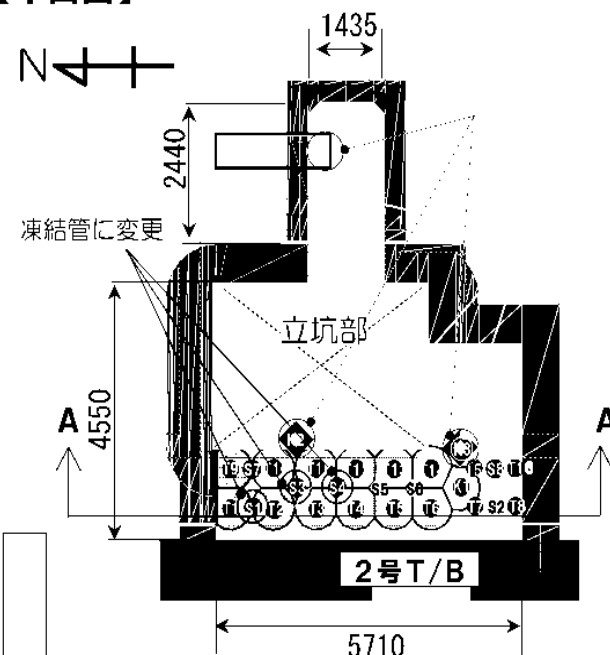


- 8/7にT5及びT7から投入したところ、ケーブルトレイやパッカーの結露にドライアイスが付着しすぐに管が詰まってしまうため作業を中断。
- 8/12にペントハウス側から約1t/日を投入開始。

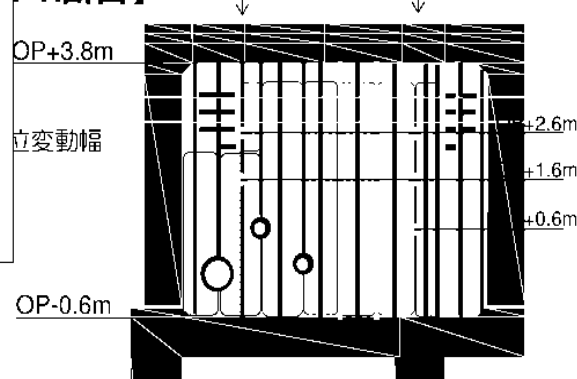
### 既設測温管の凍結管への変更

- 7/25に測温間S1・S3・S4を凍結管に変更、7/26午後から凍結運転を開始。
- 当初予定していたS2については、氷投入効果監視のため測温管として継続使用することに計画を変更。
- 氷投入効果の監視を確実にを行うため、7/30にK3及びT2孔に温度計を設置。なお、K3孔の3測点(OP+2.6,+1.6,+0.6m)及びT2孔の2測点(OP+2.6,+1.6m)は温度測定素子(PT-100)を水中に直接設置。

【平面図】



【A-A断面】



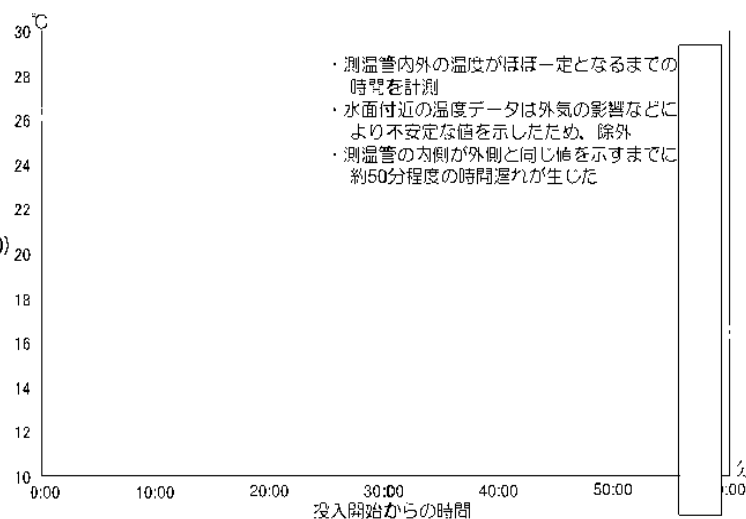
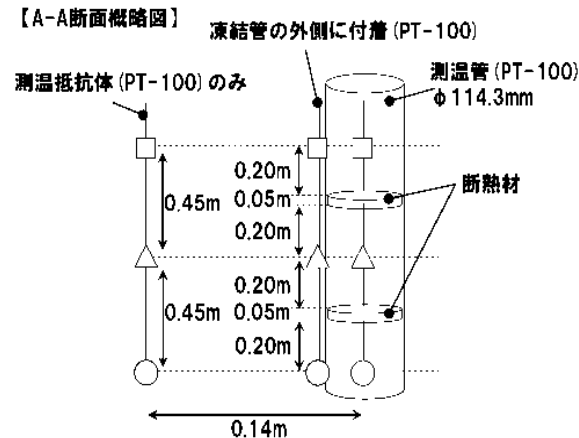
## 【参考】温度の測定方法に関する補足

- 既設の測温管S2、S5、S6は、 $\phi 114$ の鋼管内に温度測定素子 (PT-100) を1m間隔で配置 (●) し、中間に5cmの断熱材を入れており、鋼管内の気中温度を測定。
- 一方、新たに設置した温度計は、T2孔、K3孔は温度測定素子 ( ) を直接トレンチ内の水中に直接設置。
- これら測定方法の違いによる測定値への影響は、気中測定方式の方が反応が遅いものの、最終的に同じ値を示すことは試験により確認済み。(8/8実施)

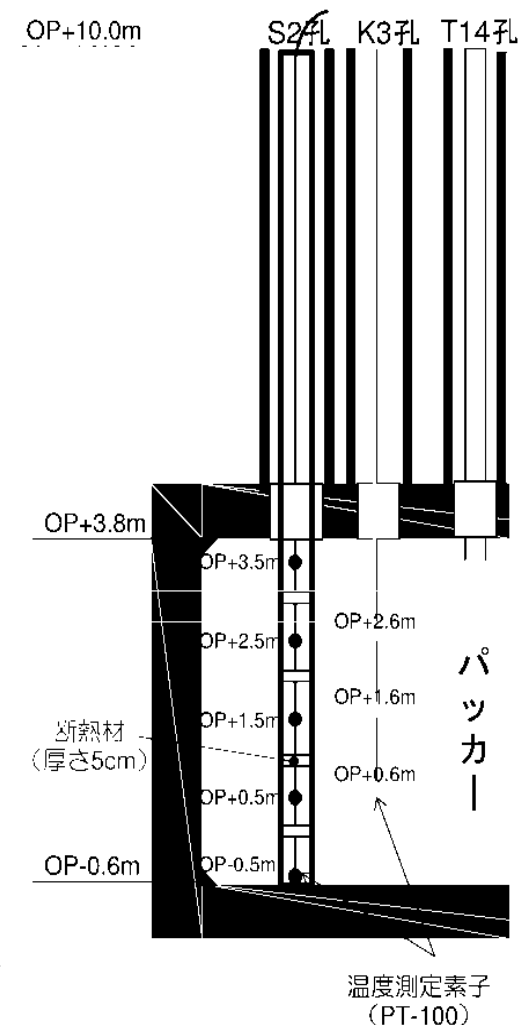
### 測温管の感度試験

- : 測温管 (PT-100)
- : 測温管の外側に付着 (PT-100)
- : 測温抵抗体 (PT-100) のみ

【A-A断面概略図】



測温管の感度試験結果概要



測温管の概念図

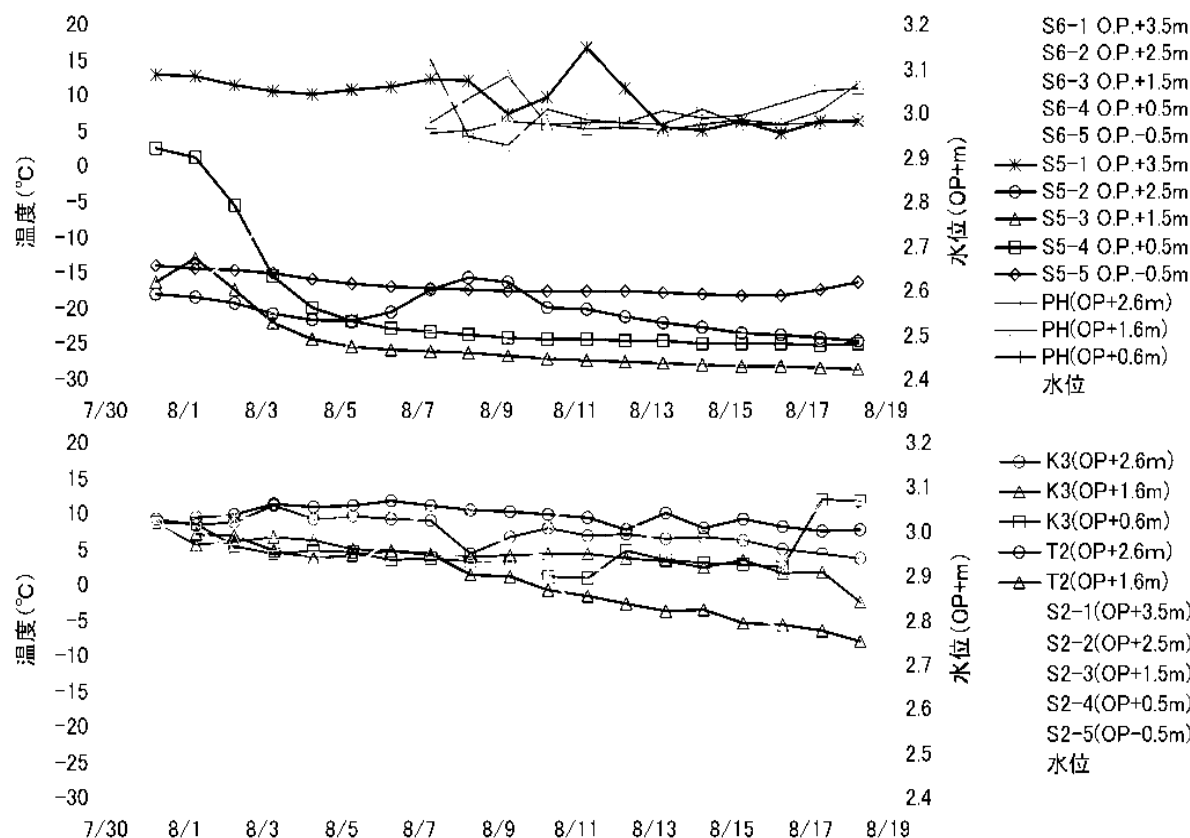
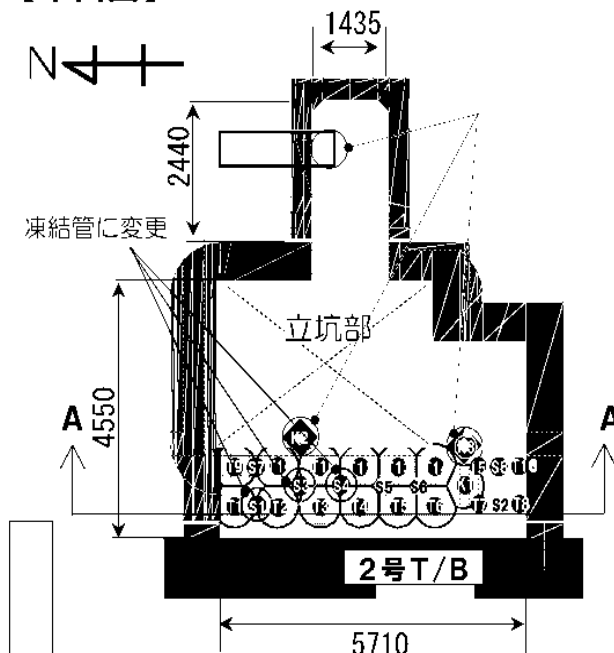
## 4. 3 凍結止水STEP I <凍結促進> 水位変動の抑制

- 現状、凍結箇所において水流が発生している主な要因は、建屋の水位制御のために行われている建屋間の水移送。
- 2号機タービン建屋からは、3号機タービン建屋およびHTⅠ建屋への移送ルートが存在。  
(移送距離：3号機タービン建屋<HTⅠ建屋)
- これまでの水温のトレンドでは、建屋間水移送を停止(2号機タービン建屋の水位上昇)している期間に水温が低下する傾向。
- そのため、氷の投入を建屋間水移送の停止時期(建屋水位上昇期間)に併せて実施(7/30～8/7)。
- また、氷の投入および水位上昇による温度低下を持続させるため、建屋水位上昇後の建屋間の水移送先をHTⅠ建屋とすることで、配管の圧損に伴う移送流量の低減により、水位変動を抑制(8/7～8/15)。
- 水位変動抑制実績：水位抑制をしていない7/22～7/31の水位低下量 54mm/日  
水位抑制をしている8/7～8/15の水位低下量 31mm/日

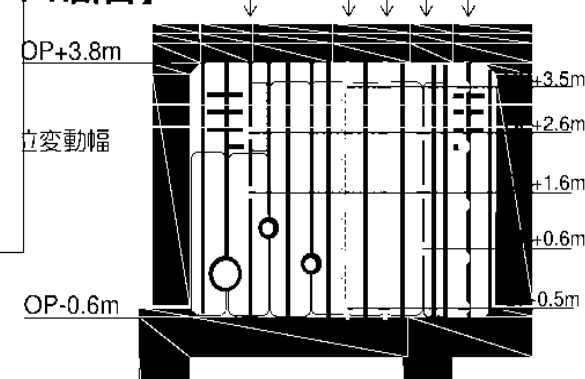
## 4. 4 2号機立坑A 凍結止水STEP I <凍結促進> 温度データ①

- 測温管S2-1,S5-1,S6-1は水面より上で気中温度を測定。
- 氷の投入口であるK3孔は、凍結管と離れた位置にあり、凍結管に到達する直前（または直後）の水温と考える。
- 8/15までの傾向：氷投入以降全体として温度は低下し凍結が促進。パッカーに囲まれた測温管S5および測温管S6の水面下のデータは-15℃以下。パッカーの外側にあるT2孔温度計(OP+1.6m)の水温は-8℃、測温管S2-3,4,5も-20℃以下に低下し、ケーブル11付近の測温管S2-2(OP+2.5m)、T2孔温度計(OP+2.6m)を除いて0℃以下に凍結している状況。
- しかし、8/17から測温管S6-4,5、測温管S2-4,5、K3孔温度計(OP+0.6m)で温度が上昇。

【平面図】



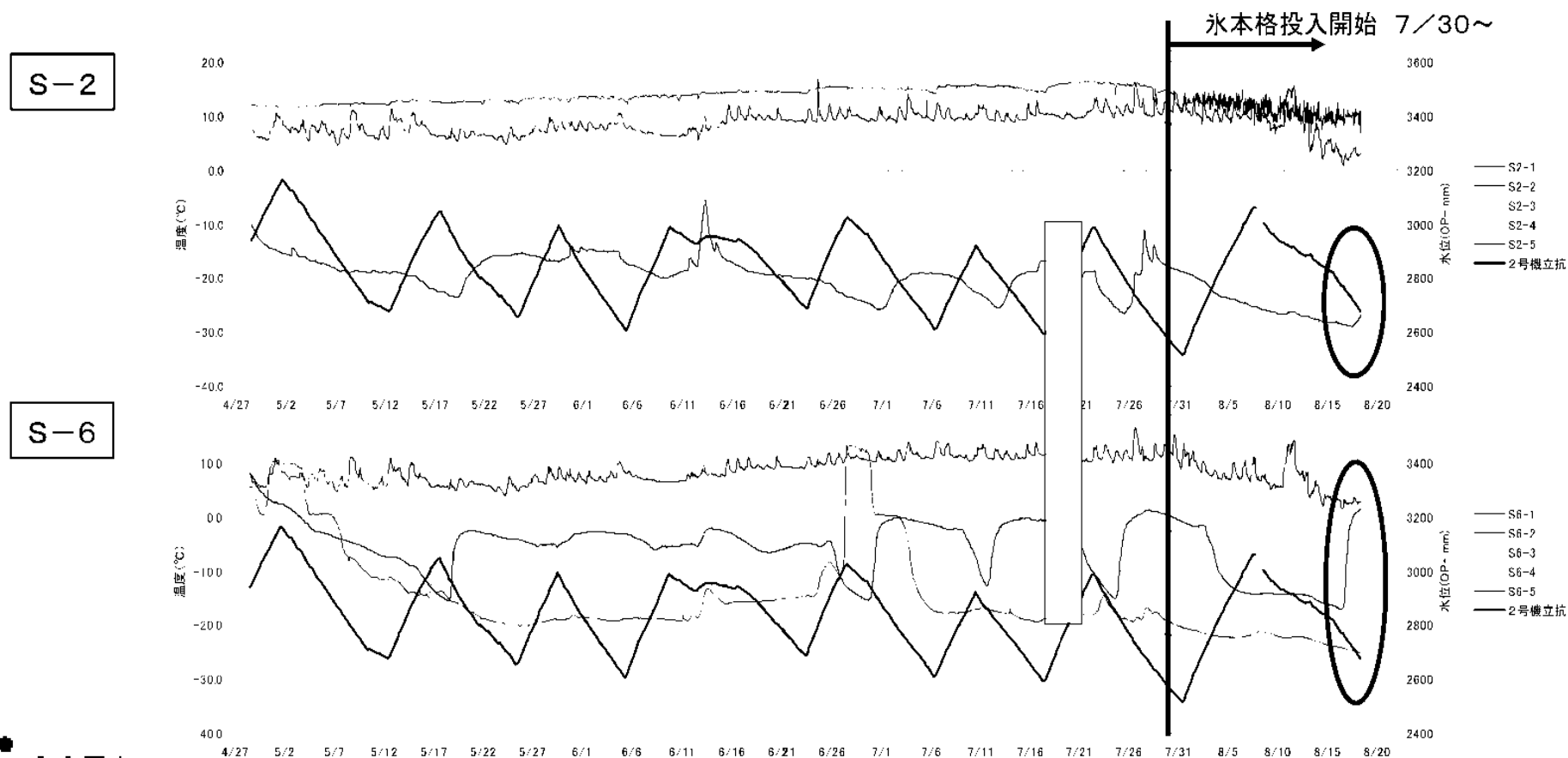
【-A断面】



温度測定結果（上グラフ：S5,S6,PH(外側内) 下グラフ：K3,T2,S2)

## 4. 4 2号機立坑A 凍結止水STEP I <凍結促進> 温度データ②

- ・従前から水位変化に連動して、温度が周期的に変化。ケーブルトレイが設置されているOP+2.7m～+2.8mよりも水位が低下すると、底部付近（OP+0.5m、OP-0.5m）の温度データが上昇する傾向。
- ・これは、水位がOP+2.7m～2.8mよりも上にある間は、ケーブルトレイ付近が主な流路となっているものの、水位が低下すると、当該部の流量が減少する代わりに、底部付近の流量が増加したためと考える。
- ・なお、表層及び中層（OP+1.6m、OP+2.6m）のデータは温度の上昇は発生していない。

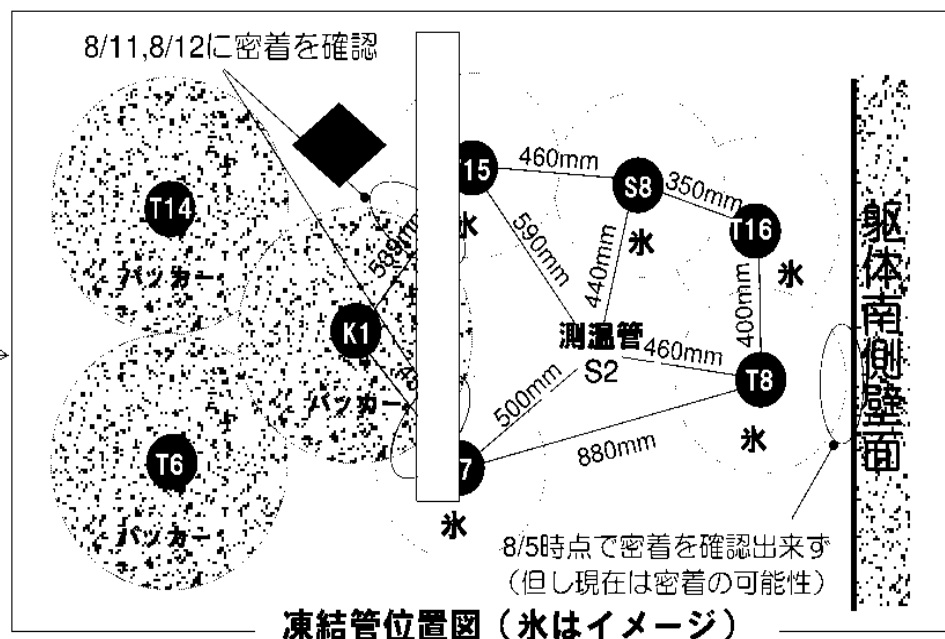
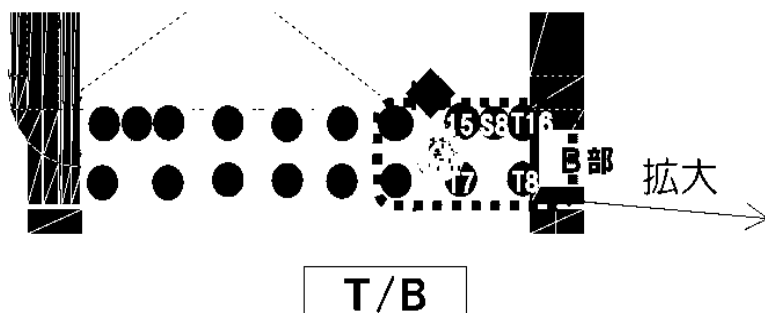




## 4. 5 2号機立坑A 凍結止水STEP I <凍結促進> カメラ観測結果

- 底部付近が凍結していることを確認。
  - 氷投入前と比較して、全体的に凍結部が成長していることを確認。
  - 8/11にT-7孔よりカメラを挿入しK1パッカーとT7凍結管が氷で密着していることを確認(P15参照)。
  - 8/12にK3孔からカメラを挿入しK1パッカーとT15凍結管が氷で密着していることを確認(P16参照)。
  - 一方、T8凍結管と躯体南側壁面の密着は8/5の観測では確認できず(P17参照)。
- ただし、8/5の温度データは、8/5 12:00時点で測温管S2-2:11.4℃、測温管S2-3:6.5℃、測温管S2-4:-3.6℃であったのに対し、8/16 7:00現在は、測温管S2-2:10.1℃、測温管S2-3:-21.4℃、測温管S2-4:-29.1℃と大きく温度が低下しているため、凍結している可能性。
- 再度カメラ観測を試みたものの、T8孔が凍結して塞がれておりカメラが入らない状況。
- また、観測された浮遊物の動きから、氷投入前と比較して、大きな流速が生じている可能性。

【平面図】

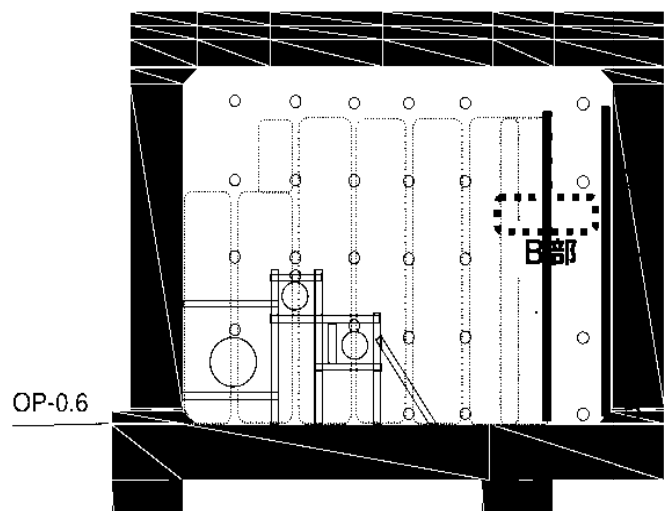


# 【参考】 2号機立坑A・カメラ観測（T-7孔）の実施状況

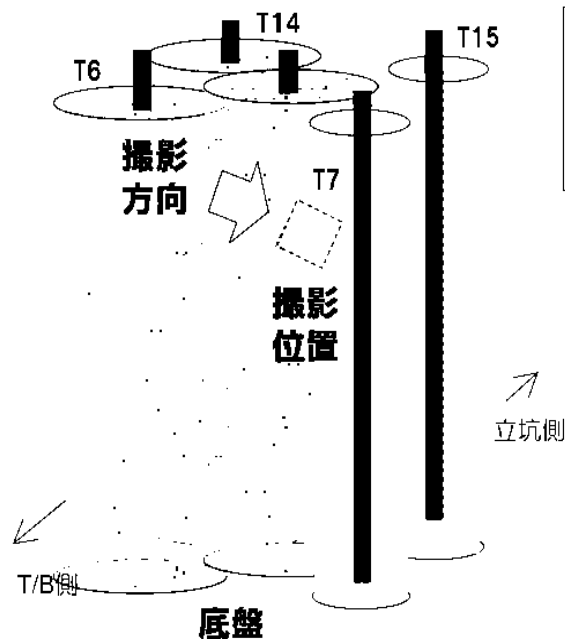
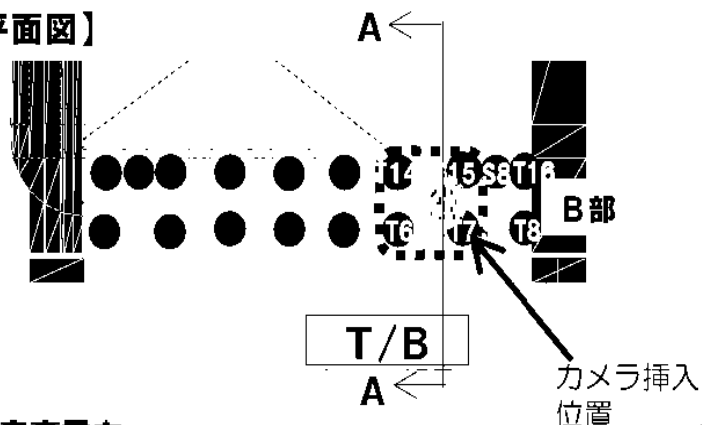
## ○カメラ観測

8月11日：T-7

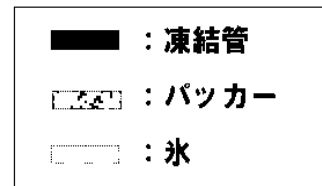
## 【立面図（建屋側から臨む）】



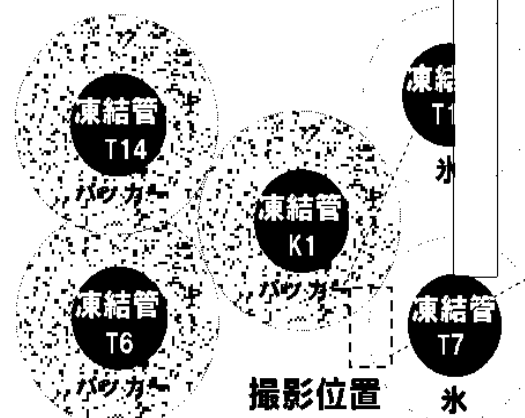
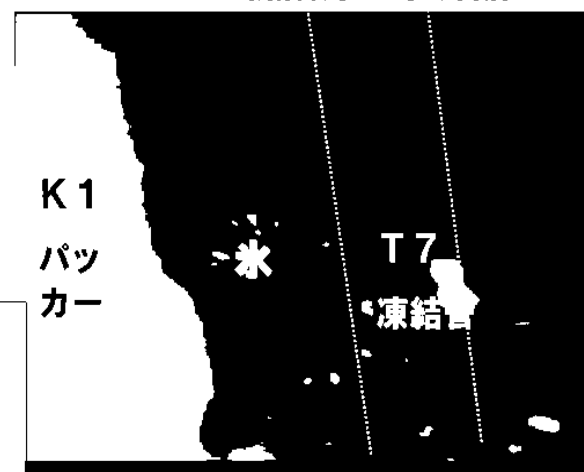
## 【平面図】



A-A付近鳥瞰図



K1パッカーとT7凍結管周りの氷は密着



B部詳細平面図 O.P.+2.0m付近

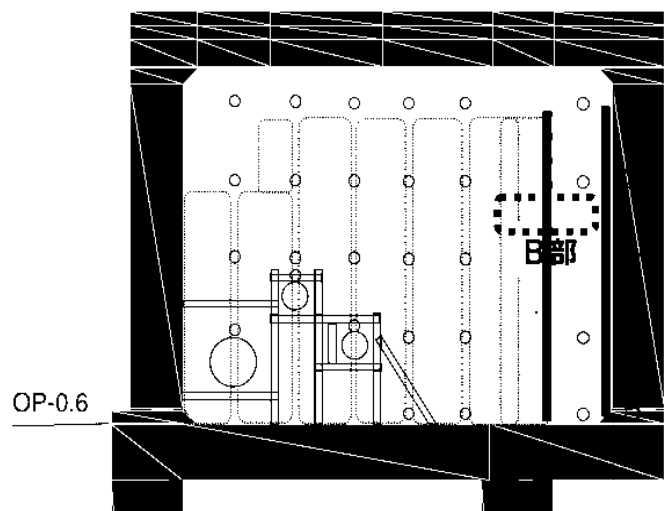
撮影方向  
(T7孔からカメラを挿入し、T7凍結管沿いに上方から撮影)

# 【参考】 2号機立坑A・カメラ観測（K-3孔）の実施状況

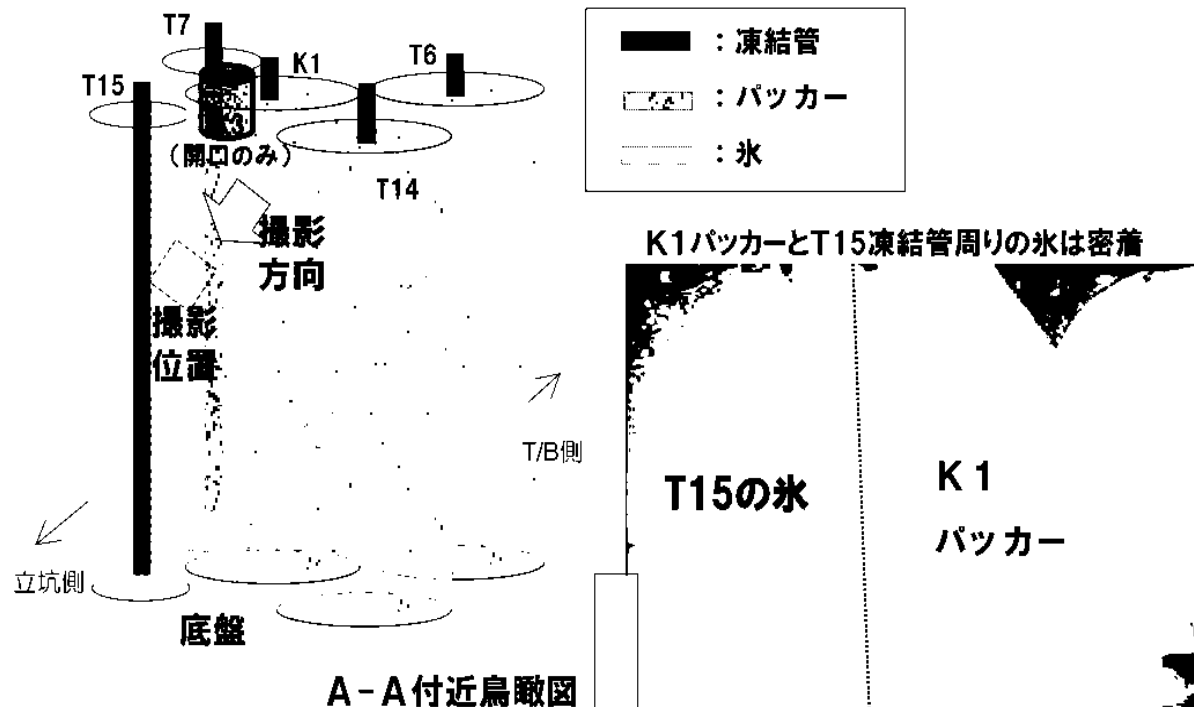
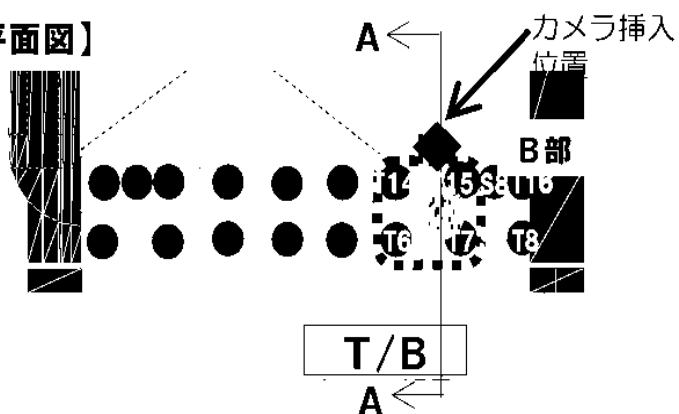
○カメラ観測

8月12日：K-3

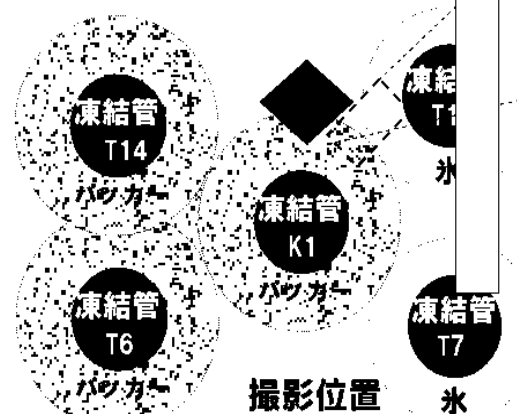
【立面図（建屋側から臨む）】



【平面図】



A-A付近鳥瞰図



撮影位置

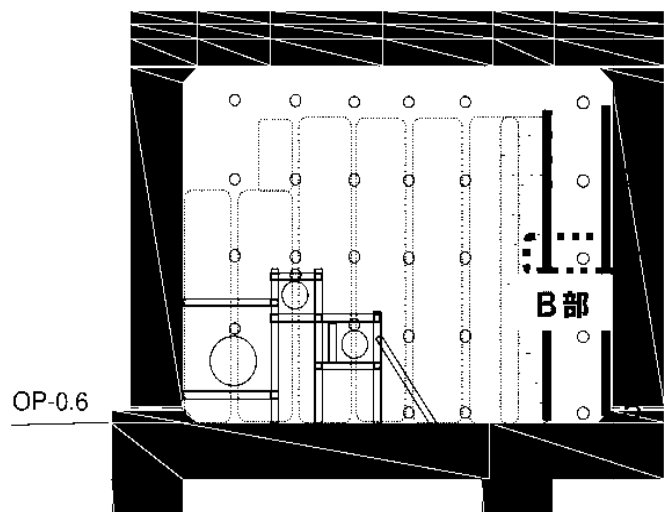
撮影方向  
(K3孔からカメラを挿入し、T15凍結管沿いに上方から撮影)

【B部詳細平面図】 O.P.+2.0m付近

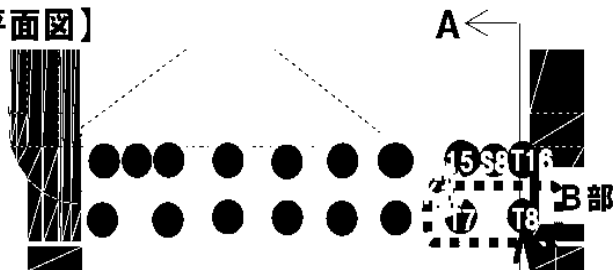
# 【参考】 2号機立坑A・カメラ観測（T-8孔）の実施状況

○カメラ観測  
8月5日：T-8

【立面図（建屋側から臨む）】



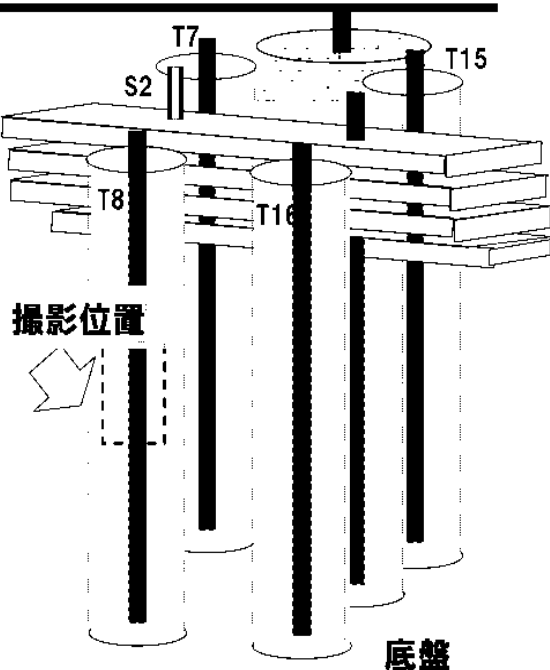
【平面図】



T/B

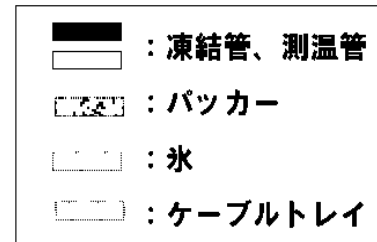
A

カメラ  
挿入位置



撮影方向  
(T8と壁面  
の間を斜め上  
から撮影)

A-A付近鳥瞰図



T8凍結管周りの氷は、南壁に到達していない



数cm程度

撮影方向  
(T8孔にカメラを挿  
入し、T8凍結管沿  
いに上方から躯体  
南壁を撮影)



B部詳細平面図

0.P.+1.6m付近



撮  
影  
方  
向



東京電力

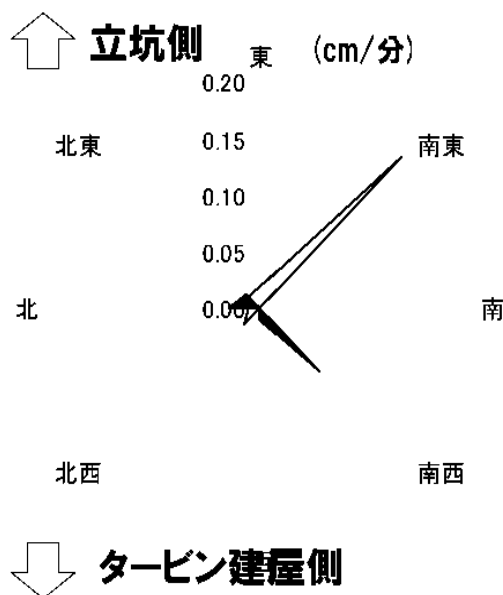
## 4. 6 2号機立坑A 凍結止水STEP I <凍結促進> 流向・流速測定結果

- K3孔において、流向・流速の測定を実施し、OP+0.9mの高さにおいて、最大流速0.27cm/分を観測。
- これは、対策工実施前の7/2に観測した値（最大0.08cm/分）と比較して3.4倍の値。これは、対策工の実施により凍結が進展し、通水断面積が小さくなっていることから、流速が上昇していると考えられる。
- 流向については、どちらもタービン建屋水位低下時であり、西側に流れるはずであるが、8/13の測定結果では南東となっている。これは、カメラ観測で確認したように、K1パッカーとT15凍結管が閉塞した影響によるものと考えられる。

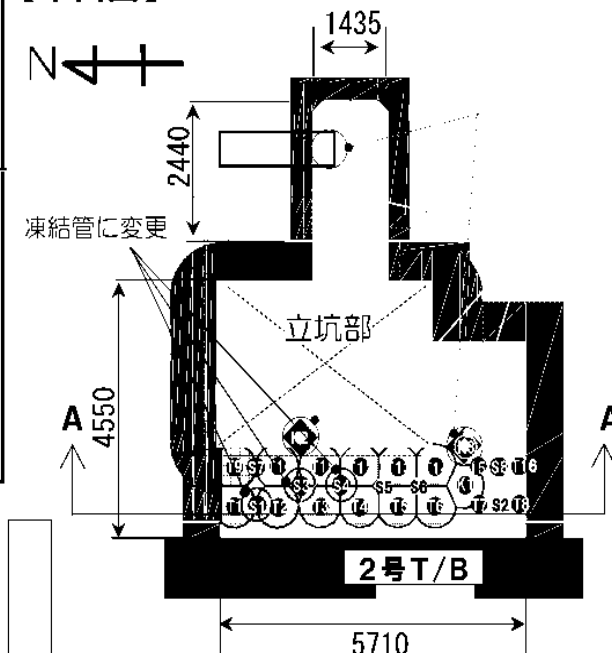
【K3孔の計測結果（8/13）】

測定深度 (OP)	最大流速 (cm/分)	方向
+2.4m	0.03	北東
+0.9m	0.27	南東
-0.1m	0.02	北東

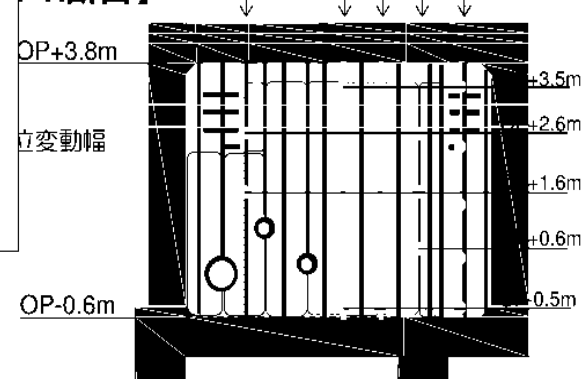
: 7/2 計測平均値（建屋水位下降時）  
 : 8/13 計測平均値（建屋水位下降時）



【平面図】



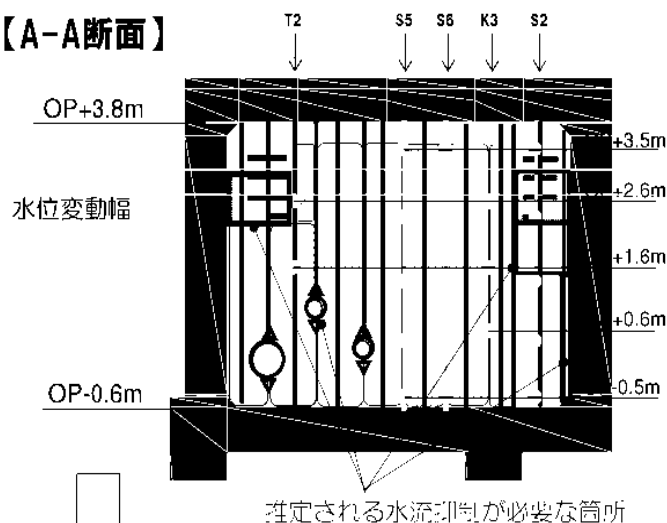
【A-A断面】



## 4. 7 2号機立坑A 凍結止水STEP I <凍結促進> まとめ

- ▶ 8/15までの温度データからは、主な流路となっているケーブルトレイ部を除きほぼ凍結が進行していることを確認。
- ▶ カメラ観測結果から、氷投入前と比較して氷の成長が確認された。また、測温管S2及びパッカー外のT2孔温度計(OP+1.6m)においても水温が氷点下以下となり、凍結が進行していると考えられる。
- ▶ その結果、凍結止水STEP I <凍結促進>の実施により、92%まで凍結が進展（面積比）した。
- ▶ しかしながら、水位の低下に伴い、8/16以降、測温管S6-5等において温度が上昇に転じた。これは、追加対策工を行う前の水位変動に伴う温度変化と同様の傾向となっている。
- ▶ 原因は、水位低下により主な流路となっていたケーブルトレイの流量が減少する代わりに、底部付近の流量が増加したためと考えられる。

【A-A断面】



- ・ ケーブルトレイ部及び底部付近を対象とした水流の抑制を図る必要がある。
- ・ しかしながら、新たに測定した流向・流速データにも見られるように、凍結止水STEP I <凍結促進>の対策の実施により凍結が進んだ結果、通水断面積が小さくなり流量が増している状況にある。
- ・ さらなる凍結を促進させるためには、水流の抑制を行う必要があり、既に建屋水位の変動の抑制は実施済みであるが、新たな水位変動抑制方策を検討するとともに、物理的な流速の抑制方策である凍結止水STEP II <間詰め充填>の実施に向けた準備を開始する。
- ・ なお、当面は氷の投入は継続する。

## 5. 2号機立坑A 凍結止水STEPⅡ＜間詰め充填＞

- 現時点で想定される水流の抑制が必要な箇所（未確認含む）は大きく4箇所に分類され、各箇所の大きさ、位置等から、間詰め充填材料の要求性能を整理。
- また、材料の投入可能な孔は限定されており、2号機立坑Aにおいては、1インチのホースで地下10mまで投入可能な材料を選定する必要がある。

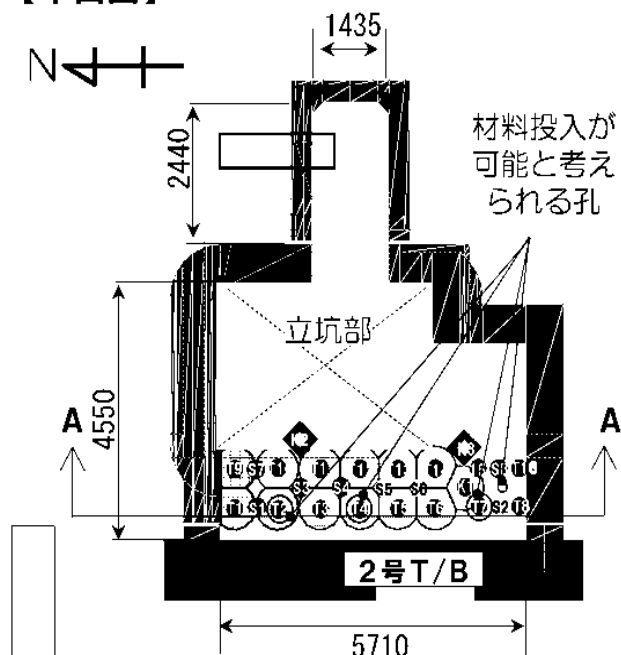
表 水流の抑制が必要な箇所毎の、間詰め充填材料の要求性能一覧

水流の抑制が必要な箇所	要求性能
A：ケーブルトレイ部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・4段のトレイ間の隙間を充填できるような流動性のある材料であること。</li> <li>・型枠がなくても（開口部でも）自立できるような可塑性の材料であること。</li> </ul>
B：ケーブルトレイ下の未凍結部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・型枠がなくても（開口部でも）自立できるような可塑性の材料であること。</li> </ul>
C：パッカーと配管および底盤付近（凍結未確認）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・配管とパッカーの（小さな）隙間を充填できる流動性の高い材料であること。</li> </ul>
D：凍結管と側壁との間	<ul style="list-style-type: none"> <li>・15cm程度の幅に高く積み上げて充填できるような可塑性の材料であること。</li> </ul>

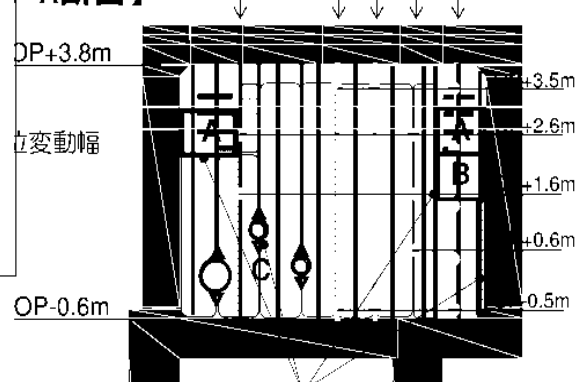
表 各孔の材料投入可否一覧

T2孔、T7孔	ホースを底盤付近まで降ろし、底から材料投入が可能。
T4孔	ホースをパッカー頂部付近まで降ろし、落下させることは可能（パッカーが邪魔をするため底盤までホースはおろせない）。
新規の孔	S2孔及びS8孔の間は約5cm程度であれば新たな孔の削孔が可能。
その他の孔	結露等により閉塞しており材料投入は不可能。 （お湯など入れるなど試みているが貫通させられない）

【平面図】

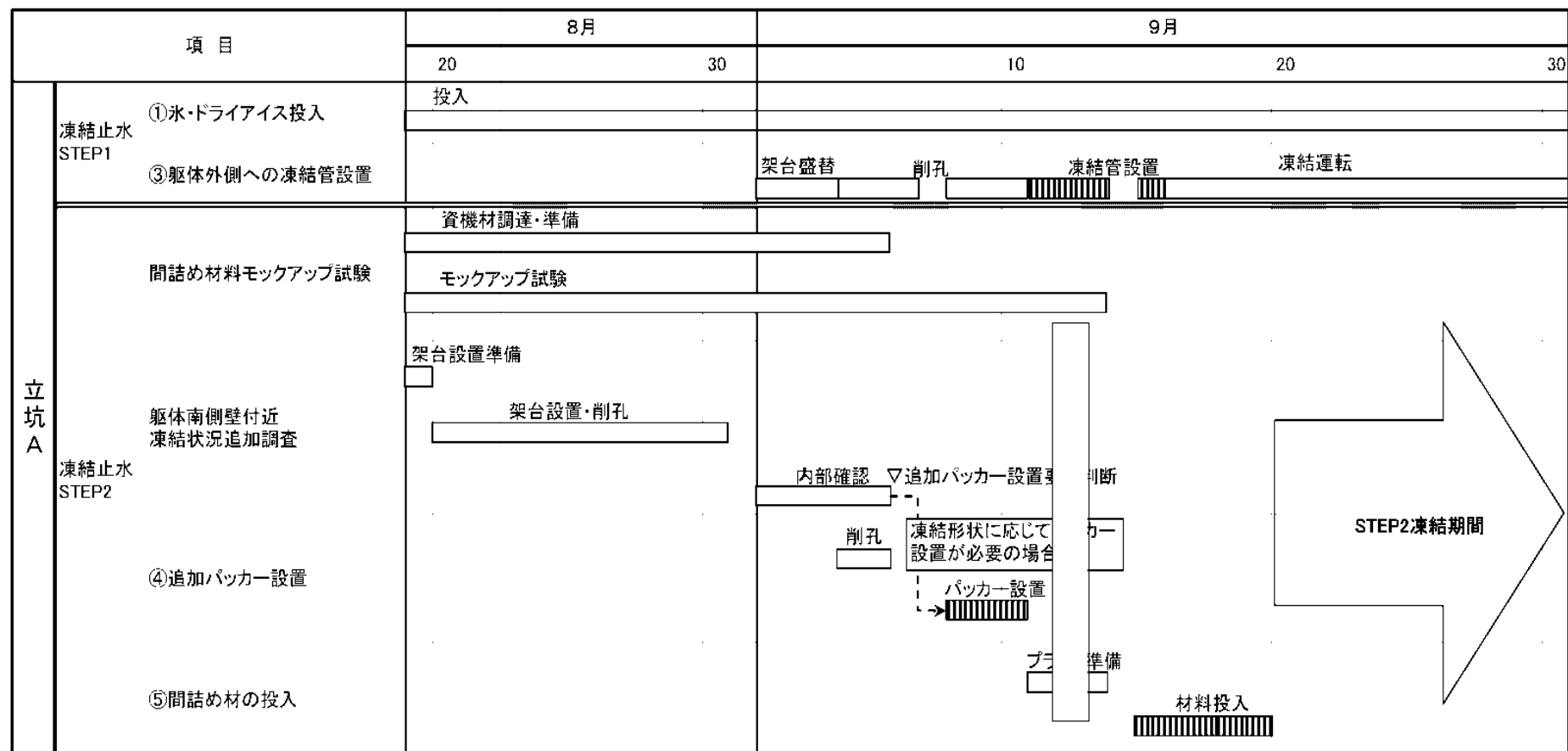


【-A断面】



## 5. 1 2号機立坑A 凍結止水STEPⅡ＜間詰め充填＞ 対策工程

- ・凍結止水STEPⅡにおけるリスク・課題の解消に向け、モックアップ試験を実施中
- ・試験結果を踏まえ、9月中旬に間詰め材投入開始、9月末凍結止水完了を目標に随時作業を進める





## 5. 2 2号機立坑A 凍結止水STEPⅡ＜間詰め充填＞ 充填材料の検討

水流抑制が必要な箇所毎の要求性能を満たし、かつ1インチのホースで地下10mの位置まで投入する、という施工条件を満足する候補材料について検討  
不確定要素・懸案事項についてモックアップ試験により確認していく

箇所	砂・砂鉄	高分子吸収材	グラウト(流動性小)	グラウト(流動性大)	固化剤	水ガラス系(薬液系)
A ケーブトレイ	・トレイ間の隙間をしっかりと充填することが難しい	・水を吸収、接着する前に充填したい箇所に誘導する必要	・型枠がなくてもトレイ周りに充填可能 ・水和熱が生じる	・流動性が高く、開口部から充填材が流出する可能性	・開口部から流出し充填できない可能性	・隙間を充填する工法であり開口部から流出し充填できない可能性
B ケーブトレイ下	・安息角にて積み上がるが、上下流方向の敷幅がなく、高く積み上げることが難しい	・開口部から流出の可能性はあるが、伸縮性・透水性素材の袋などを使用することで解決可能か確認が必要	・型枠がなくても可塑性により自立可能 ・水和熱が生じる	・流動性が高く、開口部から充填材が流出する可能性	・開口部から流出し充填できない可能性	・隙間を充填する工法であり開口部から流出し充填できない可能性
C 配管上下部	・配管上部は充填可能 ・配管下部に充填できない可能性(流動性がないため空隙が残る)	・充填したい箇所から離れた場所から投入しても、閉塞が可能か確認が必要	・配管下部に充填できない可能性	・流動性が高く、配管下部に自己充填することができる ・水和熱が生じる	配管下部まで固化できるか、充填したい箇所から離れた場所から投入でも閉塞が可能か確認が必要	・硬化する前に充填したい箇所に充填材を誘導する事が必要
D 凍結管と側壁の間	・高く積み上げることが難しい ・流動性がないため空隙が残る可能性	・充填したい箇所から離れた場所から投入しても、閉塞が可能か確認が必要	・小さな隙間に充填できない可能性	・流動性が高く、配管下部に自己充填することができる ・水和熱が生じる	配管下部まで固化できるか、充填した箇所から離れた場所から投入でも閉塞が可能か確認が必要	・隙間を充填する工法であり開口部から流出し充填できない可能性

## 【参考】各材料の特徴など

材料	砂	砂鉄	高分子吸収材	グラウト(流動性小)	グラウト(流動性大)	固化材	水ガラス系 (薬液系)
特 徴	<ul style="list-style-type: none"> <li>凍結工法では一般的に砂地盤でも適用され実績がある</li> <li>発熱しない</li> <li>止水性はないが流速を低減可能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱伝導が良く凍結を促進することができる</li> <li>発熱しない</li> <li>比重が重い</li> <li>止水性はないが流速を低減可能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ポリアクリル酸ナトリウム(し尿固化剤)で100倍の吸水量</li> <li>水中硬化型接着剤と吸水性樹脂の組み合わせにより止水性を確保</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水中不分離</li> <li>配合により可塑性を調整可能(流動性の調整可)</li> <li>自立性があり、打設の際、壁不要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水中不分離</li> <li>流動性が高く自己充填性がある</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>固化には攪拌が必要</li> <li>粉体と液体を混合し固化させる水量と同程度の材料が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>隙間を充填する材料であり開口部が大きいと流出し充填が困難</li> <li>硬化時間の調整が可能</li> </ul>
施工性・実績	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管下部の充填は工夫が必要</li> <li>投入孔径が限られるため、大量投入が不可</li> <li>充填したい箇所への誘導が課題</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管下部の充填は工夫が必要</li> <li>投入孔径が限られるため、大量投入が不可</li> <li>充填したい箇所への誘導が課題(重い材料のため水流に乗って移動しにくい)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>接着剤と吸水性樹脂の混合方法、具体的な投入量、方法は今後検討</li> <li>充填したい箇所への誘導が課題</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>一般的な工法</li> <li>投入配管内で詰まる可能性</li> <li>モックアップ試験によって性能確認済み</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>一般的な工法</li> <li>流動性が高い</li> <li>モックアップ試験によって性能確認済み</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>粉体が投入配管内で詰まる可能性</li> <li>適用性の確認試験が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>一般的な工法</li> <li>充填材の流出を止める壁となるものが必要</li> <li>低温条件下での適用性を確認</li> </ul>
工 程 (調達期間含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>充填性の確認が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>充填性の確認が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>充填性の確認が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>慎重を期し、再度、部分的により正確に再現したモックアップ試験を行う</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>材料の流出を止める補助工法(補助壁の設置等)が必要となる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験による性能確認試験が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>材料の流出を止める補助工法(補助壁の設置等)が必要となる</li> </ul>
課 題	<ul style="list-style-type: none"> <li>水流に対する抵抗性(閉塞できない可能性)</li> <li>流動性がなく充填性の確認が必要</li> <li>投入孔径が限られる(立坑Aは1インチ程度)ため、大量投入が不可</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>調達先の確保</li> <li>流動性がなく充填性の確認が必要</li> <li>投入孔径が限られる(立坑Aは1インチ程度)ため、大量投入が不可</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>塩素濃度が高いと吸収能力が低下</li> <li>充填したい箇所への誘導が課題</li> <li>充填性の確認が必要</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>小さな隙間には詰まらない可能性</li> <li>水和熱の発生</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大きな隙間では流出し続ける可能性が高い</li> <li>水和熱の発生</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>固化材料が流出する可能性</li> <li>攪拌が必要</li> <li>研究段階(実績がない)</li> <li>発熱するものの、抑制可能</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>発熱性の確認</li> <li>開口部に充填はできない</li> <li>凍結融解後は機能を失い壊れる(耐久性の問題)</li> </ul>

## 5. 3 2号機立坑A 凍結止水STEPⅡ＜間詰め充填＞モックアップ試験計画（案）

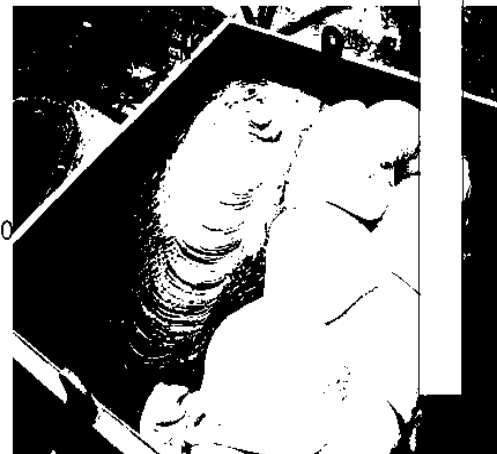
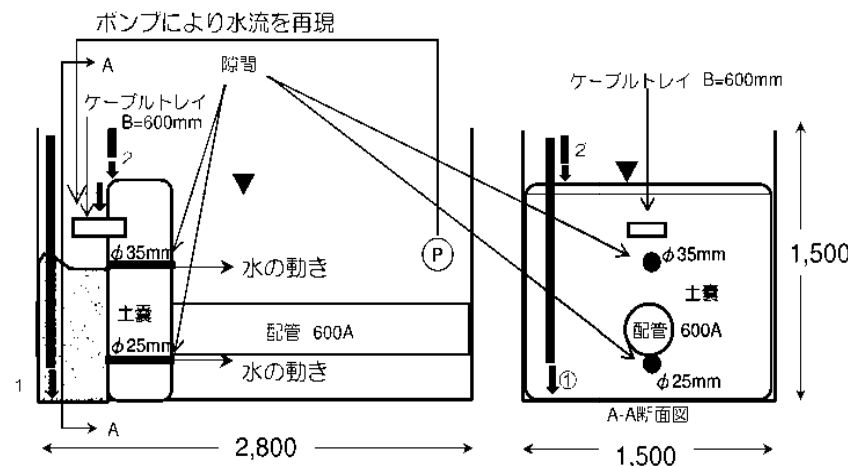
- 間詰め充填の計画を策定するにあたり、各材料の課題の洗い出しを実施
- 不確定要素・懸案事項については、モックアップ試験等により本施工の前に課題の解決を図り、慎重に計画を立案する

### ■ グラウトの例

- ・ 隙間への充填性そのものおよび0℃付近での性状については、既往の試験において確認済
- ・ 残る懸案事項としては下記が挙げられる
  - ✓ 水和熱により、凍結した氷の壁が融解する可能性
  - ✓ 低温下（凍結管と接した場合）において、固化しない可能性
    - 凍結管により造成した氷の上にグラウトを積み重ねることによる融解状況やグラウトの性状について確認
  - ✓ 配管・ケーブルトレイ周りに隙間が残る可能性
  - ✓ 流動性が高すぎて、建屋側に流出し続ける可能性
  - ✓ 通水断面減少に伴う流速増加により、材料が留まらない可能性
    - 水流が生じている中で、配管・ケーブルトレイ周りの充填性や水流の向きによるグラウトの間詰め性状について確認
- ・ 現在懸案事項を確認するため、実際の状況を可能な限り模擬したモックアップ試験について計画中

## 【参考】 2号機立坑A 凍結止水STEPⅡ＜間詰め充填＞ 既実施試験①

- ・ 水中不分離性、流動性、自立性を有する間詰め充填材料（グラウト）について、下記材料を用いて配合調整により作製。
- ・ 主要使用材料：水、セメント、フライアッシュ、特殊増粘剤、可塑化調整剤、消泡剤
- ・ 作製した間詰め充填材料（グラウト）により、確認試験を実施  
（ポンプにより、水流3m/日程度を発生）
- ・ 土嚢によりパッカーを模擬し、配管、ケーブルトレイ（1段）の設置、およびその周辺の隙間（各寸法は下図参照）を模擬し、材料を投入
- ・ 投入にあたり、試験装置の底部から打ち上げる場合（左下図①）と、ホースが底まで挿入できずパッカーに当てて水中に落下する場合（左下図②）を再現
- ・ 結果として、どちらの場合においても材料の分離や隙間を通じた材料の流出もなく、ケーブルトレイや隙間の止水ができることを確認



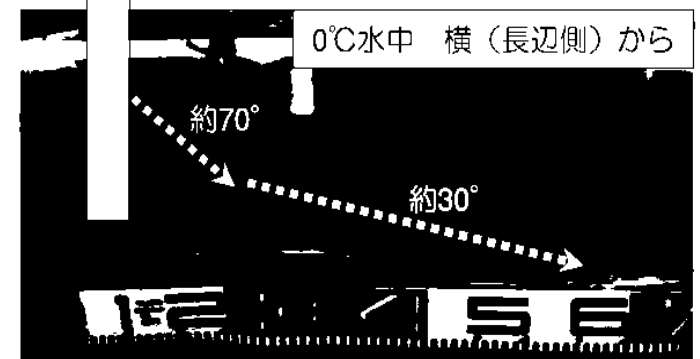
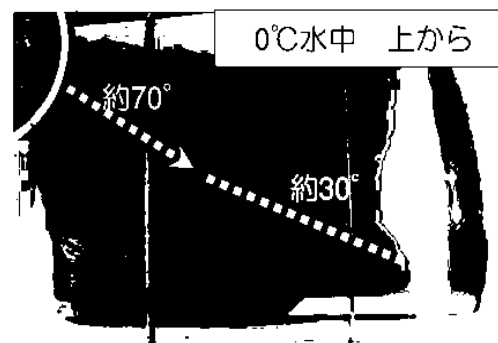
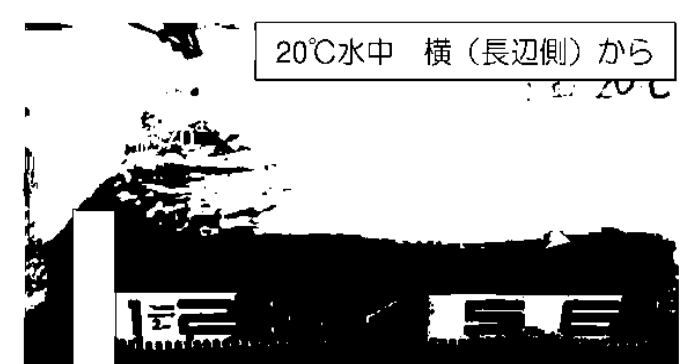
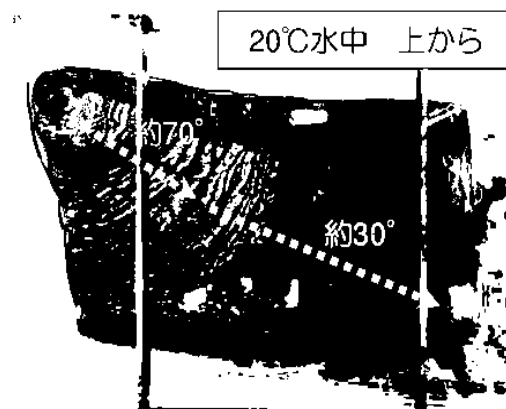
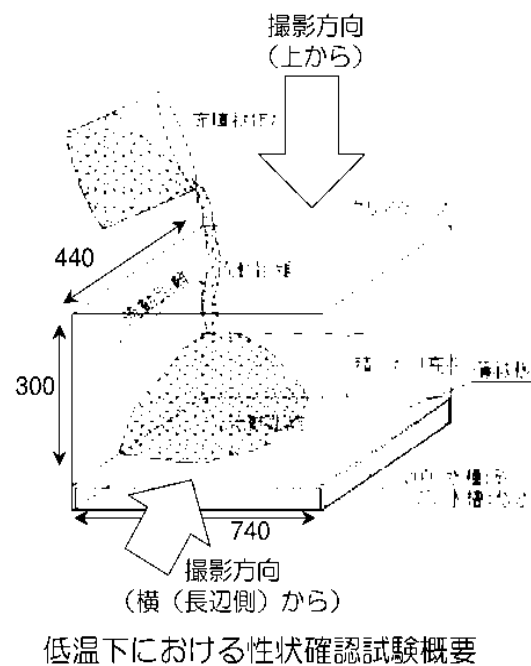
材料投入後、水抜き中状況



材料投入後土嚢撤去状況

## 【参考】 2号機立坑A 凍結止水STEPⅡ＜間詰め充填＞ 既実施試験②

- ・ パッカー・氷と間詰め充填材料（グラウト）が接した場合を想定し、0℃における間詰め充填材料（グラウト）の固化性状、流動距離等について試験を実施
- ・ 水を張った水槽内の底部に砂（水温20℃）または氷（水温0℃）を設置し、材料を投入
- ・ 氷を設置した試験自体は低温室において実施しており、水温を0℃付近に保持
- ・ 結果として、固化性状および流動距離ともに20℃水中と0℃水中で差異はほとんど見られず、0℃付近においても問題なく固化することを確認

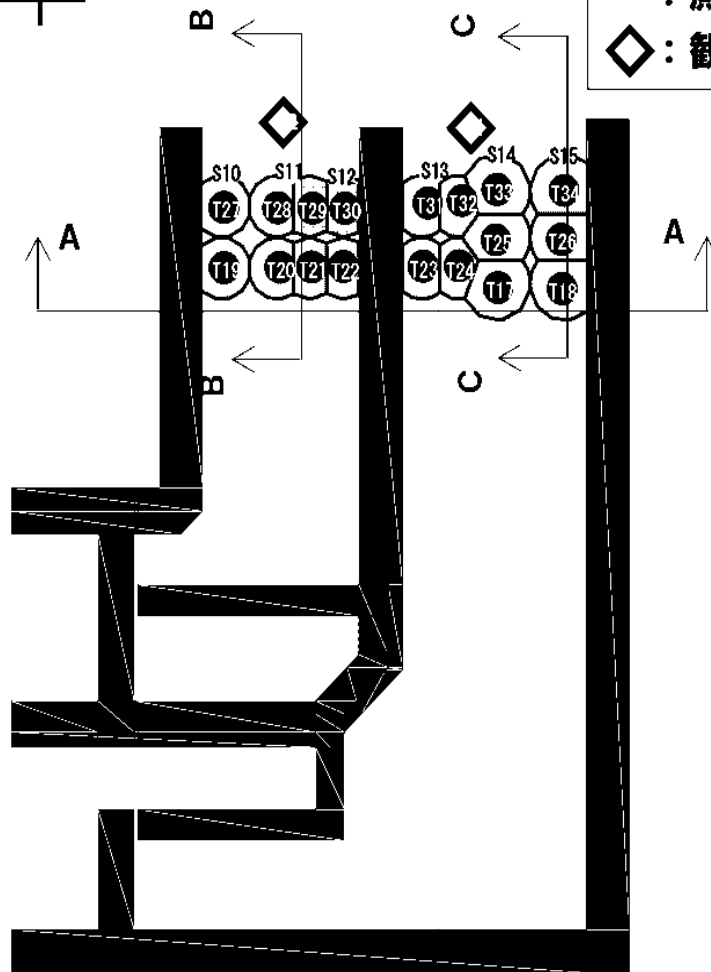


# 【参考】2号機開削ダクト 概要

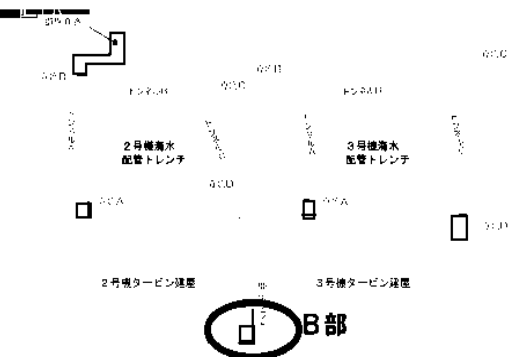
KEYPLAN N

## 【B部平面図（削孔状況）】

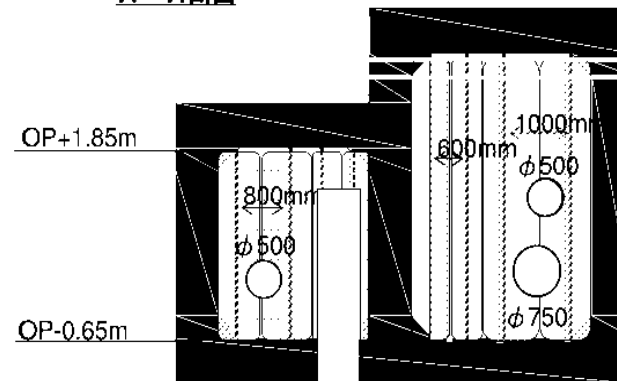
N



- : 凍結管 18/18本
- : 測温管 6/6本
- ◇ : 観測孔 2/2本

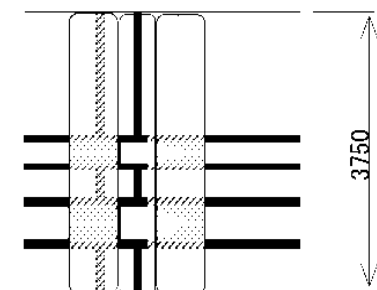


A-A断面

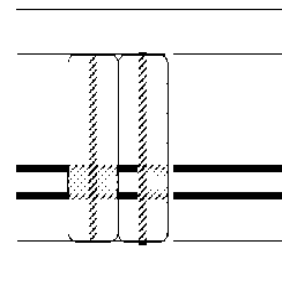


水位  
変動幅

C-C断面



B-B断面

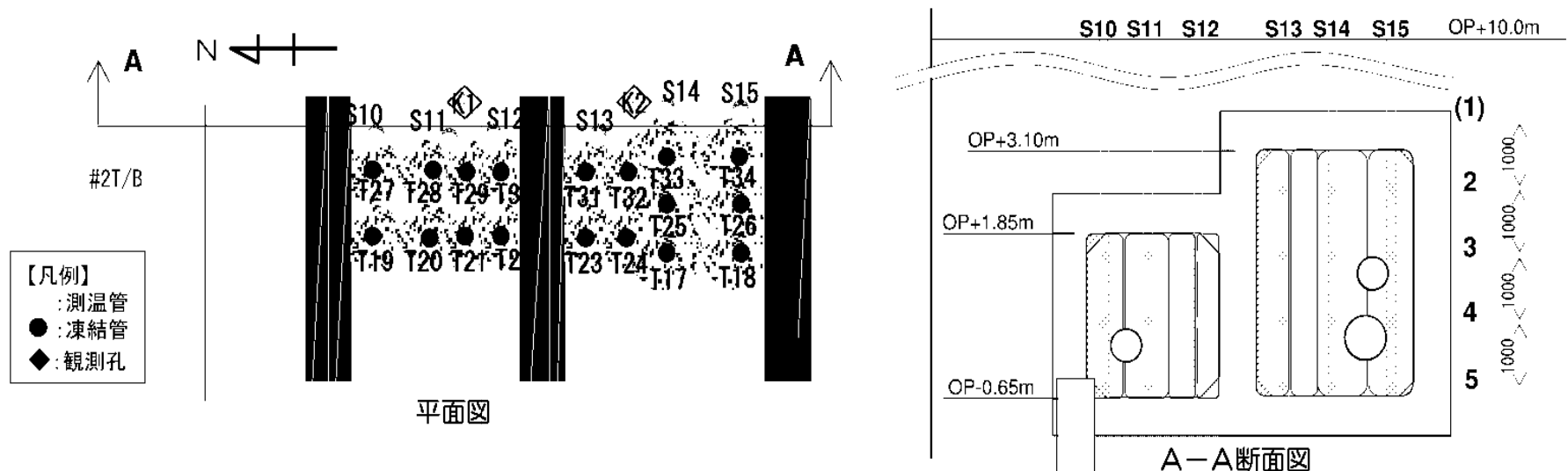


2号T/B

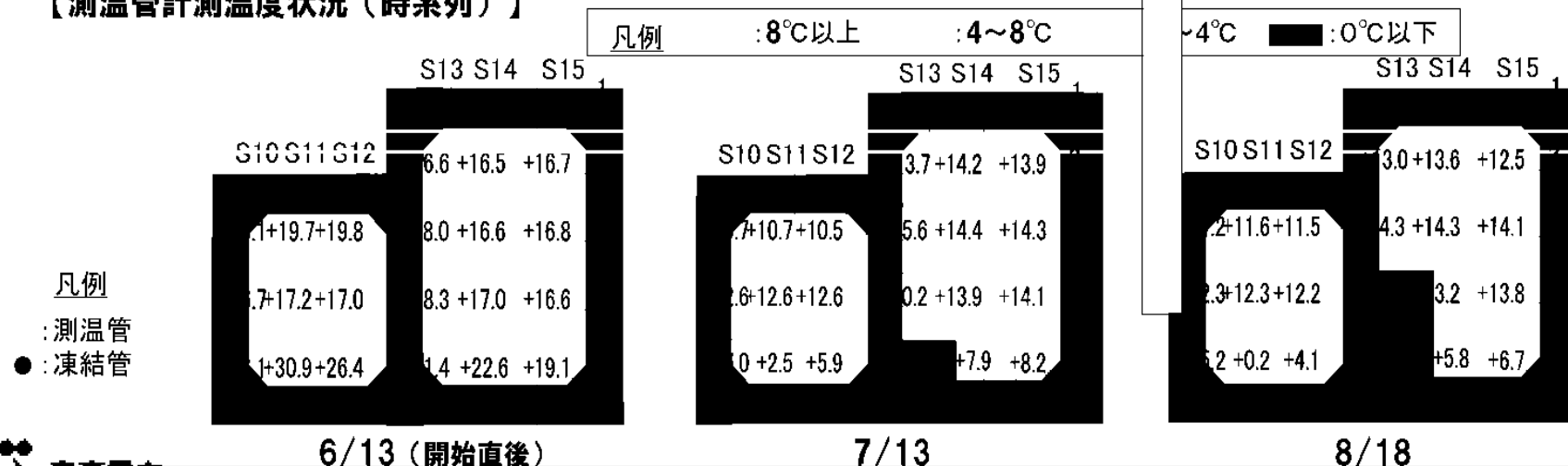
## 【参考】 2号機開削ダクト 凍結箇所温度状況

○全断面においてパッカーを設置し、徐々に温度が低下している。

○凍結開始後約2ヶ月が経過したことから、内部確認および流向・流速の調査について実施。



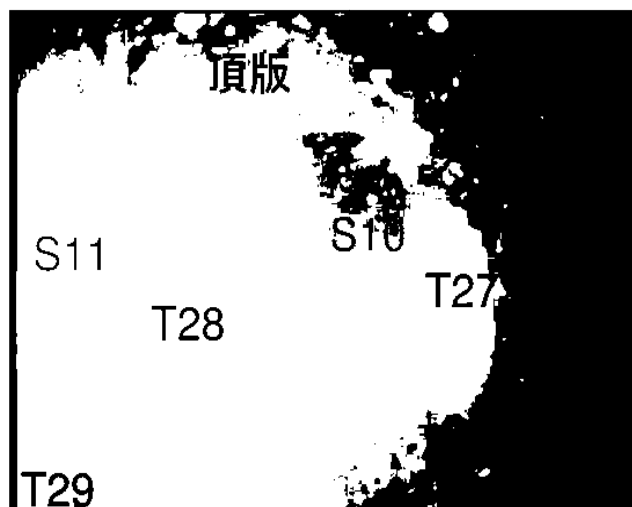
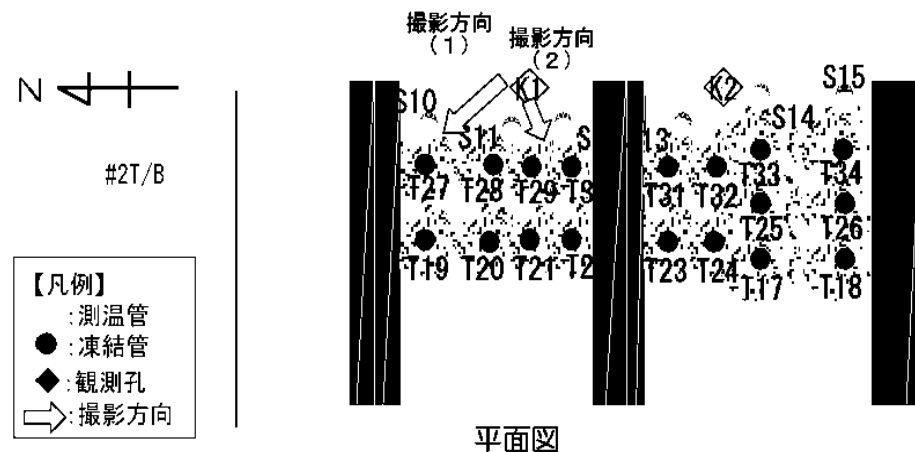
### 【测温管計測温度状況（時系列）】



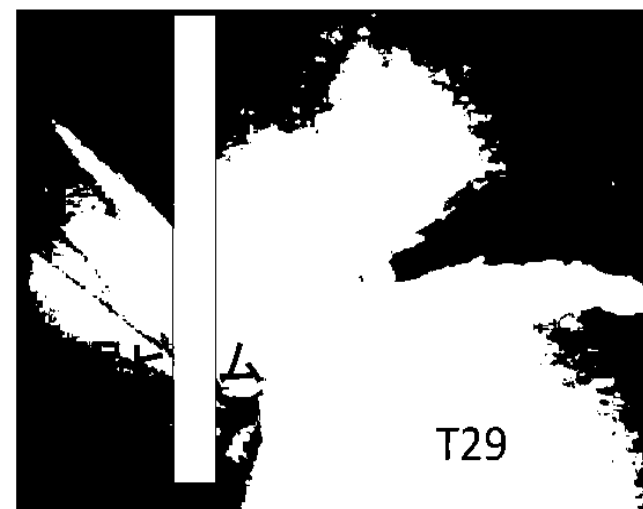
## 【参考】 2号機開削ダクト カメラ観測の実施状況（1）

### ○カメラ観測結果

- ・ パッカー周りに氷は殆ど確認できない。
- ・ 支障物（吊りビームなど）周りにも氷は確認できない。水みちになっている可能性あり。



撮影方向（1）



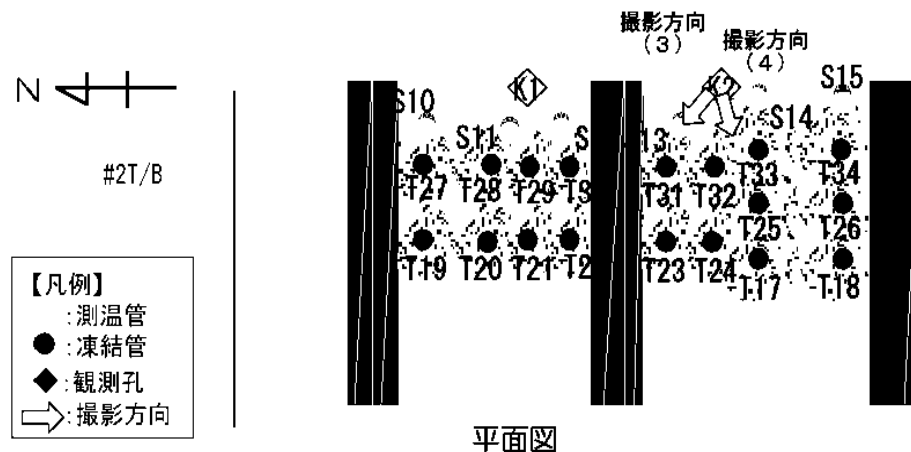
撮影方向（2）



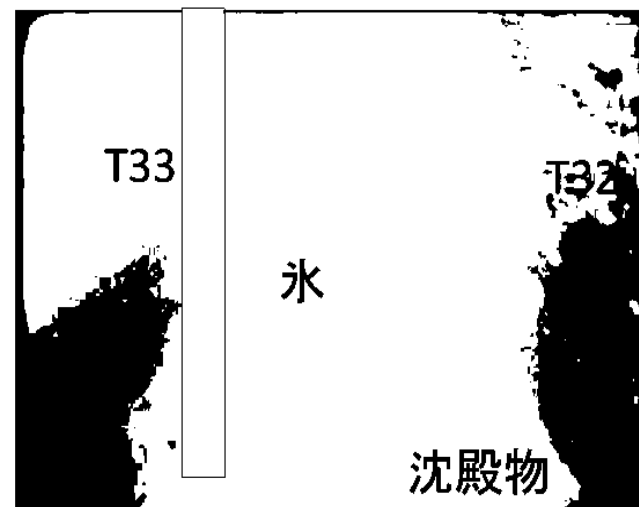
## 【参考】 2号機開削ダクト カメラ観測の実施状況（2）

### ○カメラ観測結果

- ・ T 3 1 パッカーは斜めに設置されており、  
S 1 3 測温管がパッカーの下半分に  
刺さっている状態。
- ・ パッカー周りに氷は殆ど確認できない。
- ・ T 3 2 パッカーと T 3 3 パッカー間の  
下部に、わずかに氷が確認できる。



撮影方向（3）



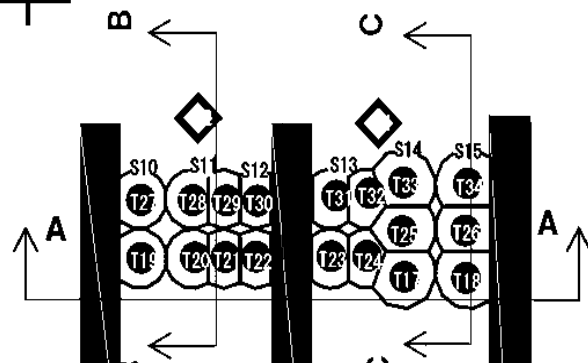
撮影方向（4）

## 【参考】 2号機開削ダクト 今後の方針

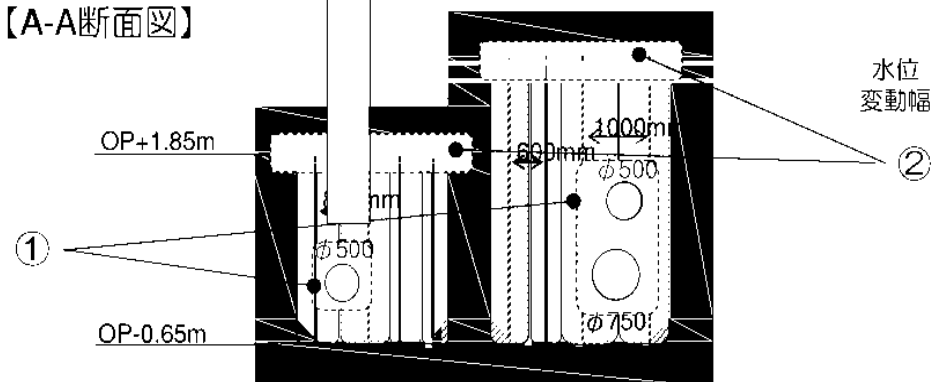
### 【今後の方針】

- ・立坑Aと異なり、ダクト部全面が水没していることから、氷・ドライアイスの投入は困難
- ・周辺のヤード状況から、凍結管の追加設置のための削孔等には時間を要する  
(地盤改良を含むため1本あたり1週間程度を要する)
  - 取りうる対策としては、立坑Aと同様、間詰め材(砂・砂鉄・グラウト・高分子材料など)による流速の抑制が挙げられる
- ・現状隙間が生じていると考えられる場所は①配管周り、②パッカー間、③頂版付近の3パターン
- ・現状の観測孔からでは、配管周りのパッカーの密着状況などの確認ができないため、測温管を一時的に引き抜き、カメラ・流向流速計・トレーサー試験等により隙間の位置や状況を把握する
- ・①、②については、立坑Aと同様の方法により間詰め材の充填性確認できると考えているが、③については、別途確認のためのモックアップ試験(方法含め検討中)を行う
  - 内部調査を含め、早急に試験の計画を立案、実施し(9月上旬目処)、随時対策を進める

【平面図】 N



【A-A断面図】

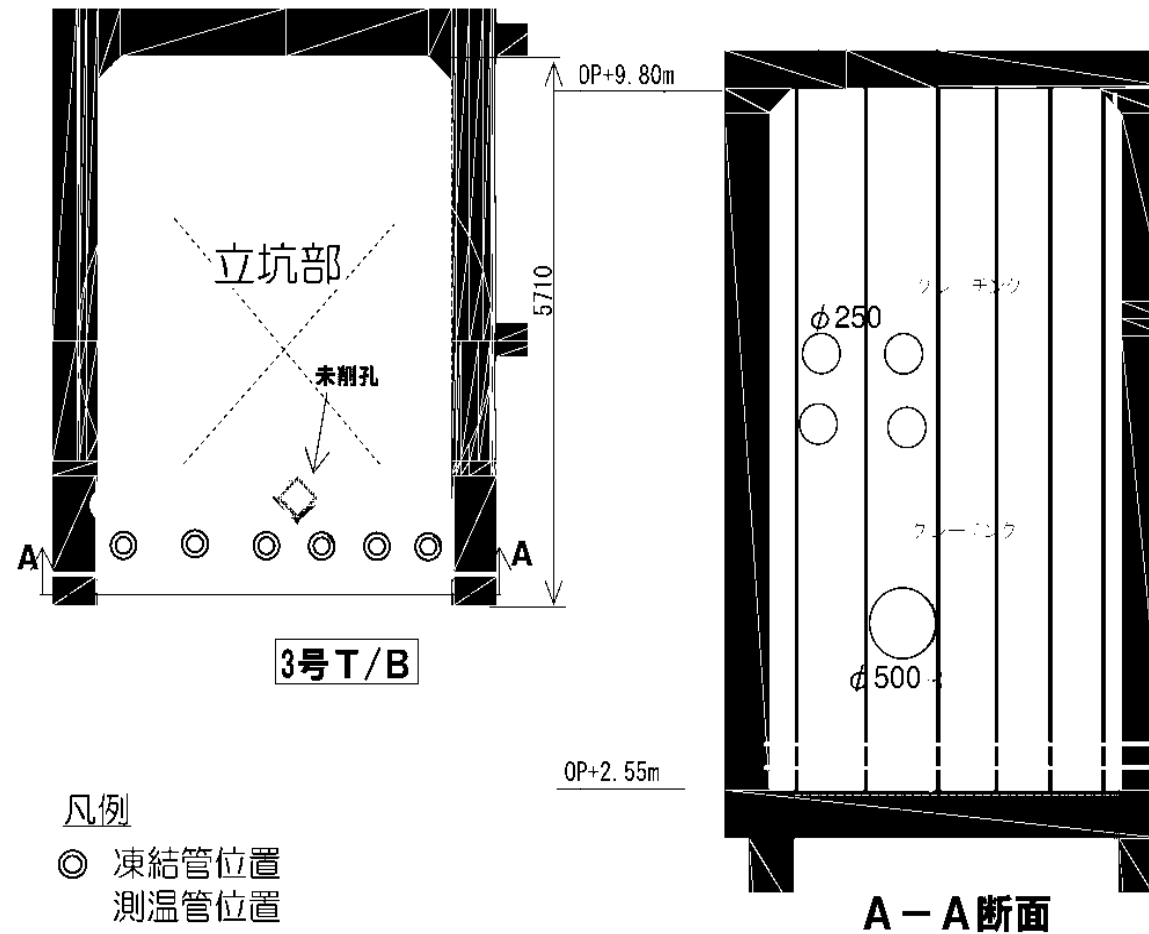


# 【参考】 3号機施工状況 立坑A

KEYPLAN N 

## 【C部平面図（削孔状況）】 (H26. 7. 21時点)

N 

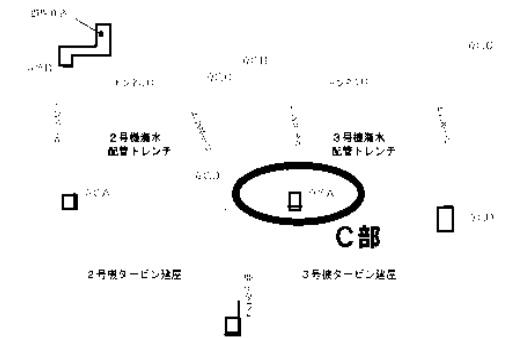


凡例

- ◎ 凍結管位置
- 測温管位置



東京電力



H26. 8. 17現在

削孔  
済

- 保護管(外管)終了 3/6
- 凍結管挿入用孔(内管)終了 0/6
- 保護管(外管)終了 5/5
- 測温管挿入用孔(内管)終了 5/5

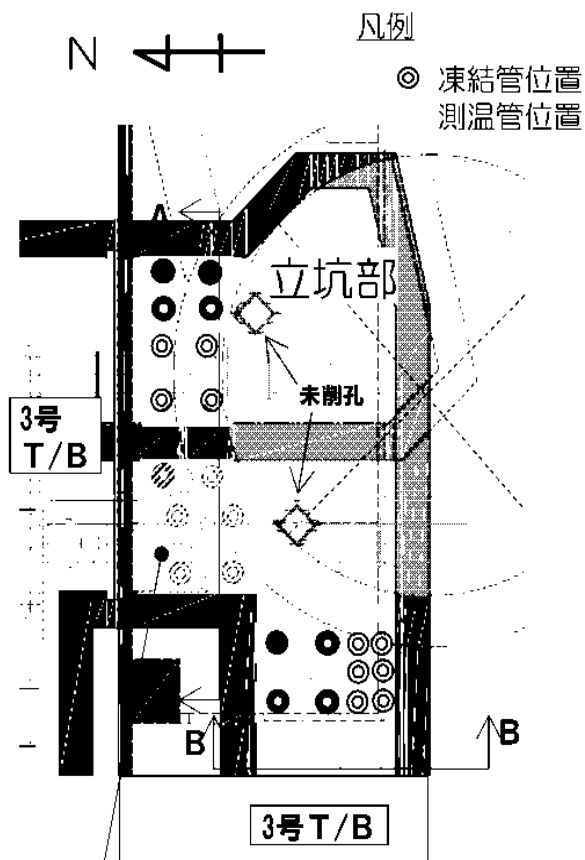
孔本数・位置等については、追加対策実施に伴い、変更可能性あり)

水位  
変動幅

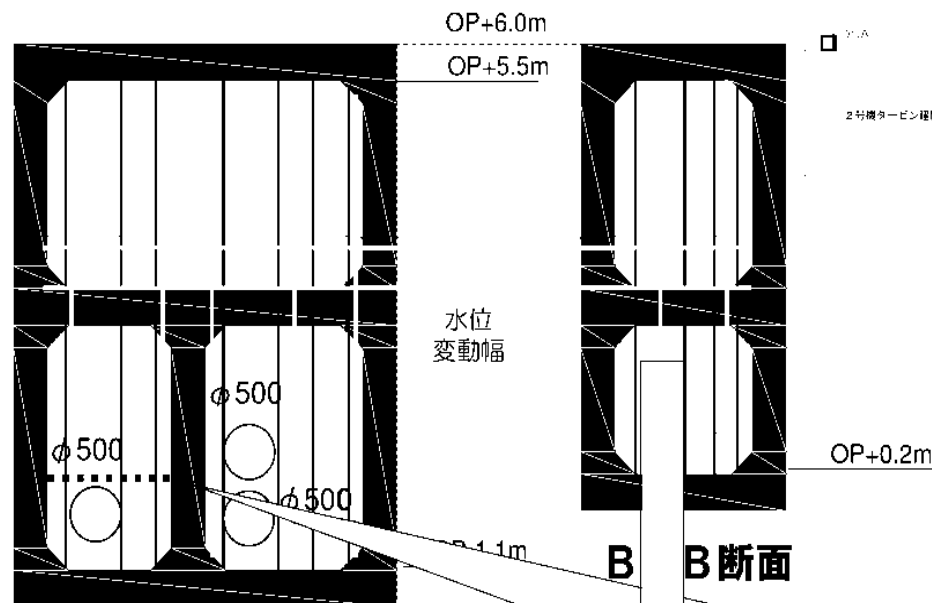
# 【参考】 3号機施工状況 立坑D

KEYPLAN N 

## 【D部平面図（削孔状況）】(H26. 7. 21時点)



支障物によりパッカー設置  
不可能となった範囲



A-A断面

削孔後の内部確認により、図面に掲載のない支障物（グレーチング）が確認されたため、パッカーが設置不可能となり、施工方法含め検討中

H26. 8. 17現在

削孔  
済

○：保護管（外管）終了 12/24

●：凍結管挿入用孔（内管）終了 9/24

：保護管（外管）終了 7/7

：測温管挿入用孔（内管）終了 7/7



東京電力

（削孔本数・位置等については、追加対策実施に伴い、変更可能性あり） 33

# 3号機ガレキ撤去作業時のダスト飛散に伴う 放射性物質放出量の推定値について

2014年8月19日  
東京電力株式会社

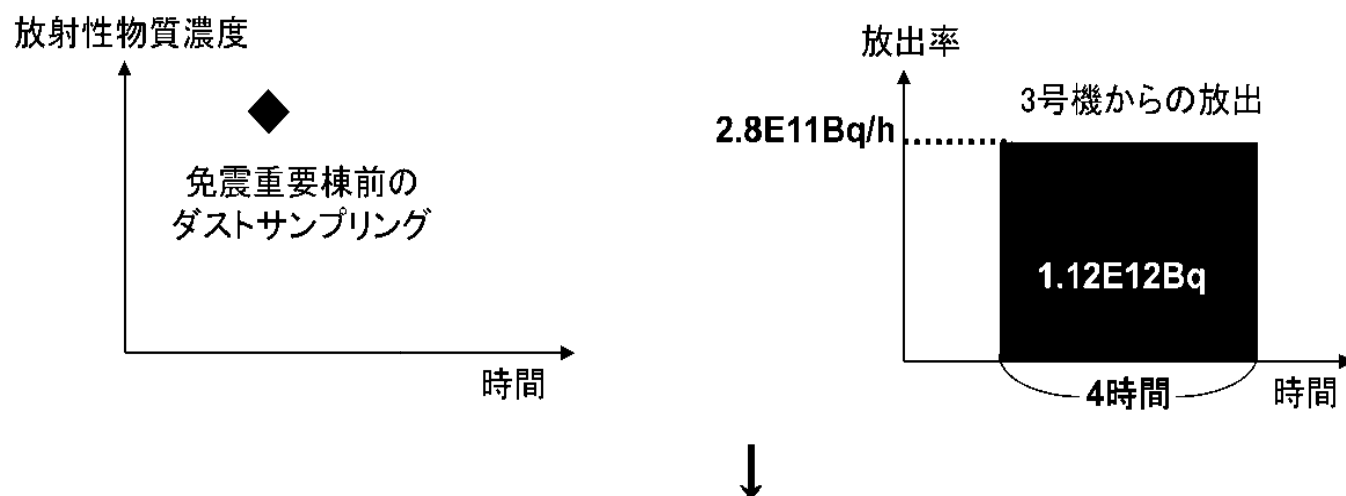


東京電力

---

# 1. 今回の評価の目的

- 暫定的に「免震重要棟前のダストサンプリング(手サンプリング)の放射性物質濃度データから、3号機から一定の放出があり、大よその放出継続時間を4時間」と仮定して、放出量を評価した。  
(2014年7月23日第25回特定原子力施設監視・評価検討会)



- 上記の評価は、保守性を過大に含んだ放出量評価であったため、様々な環境データと照合の上、現実的な放出量再評価を行った。

## 2. 検討方法及び結果

---

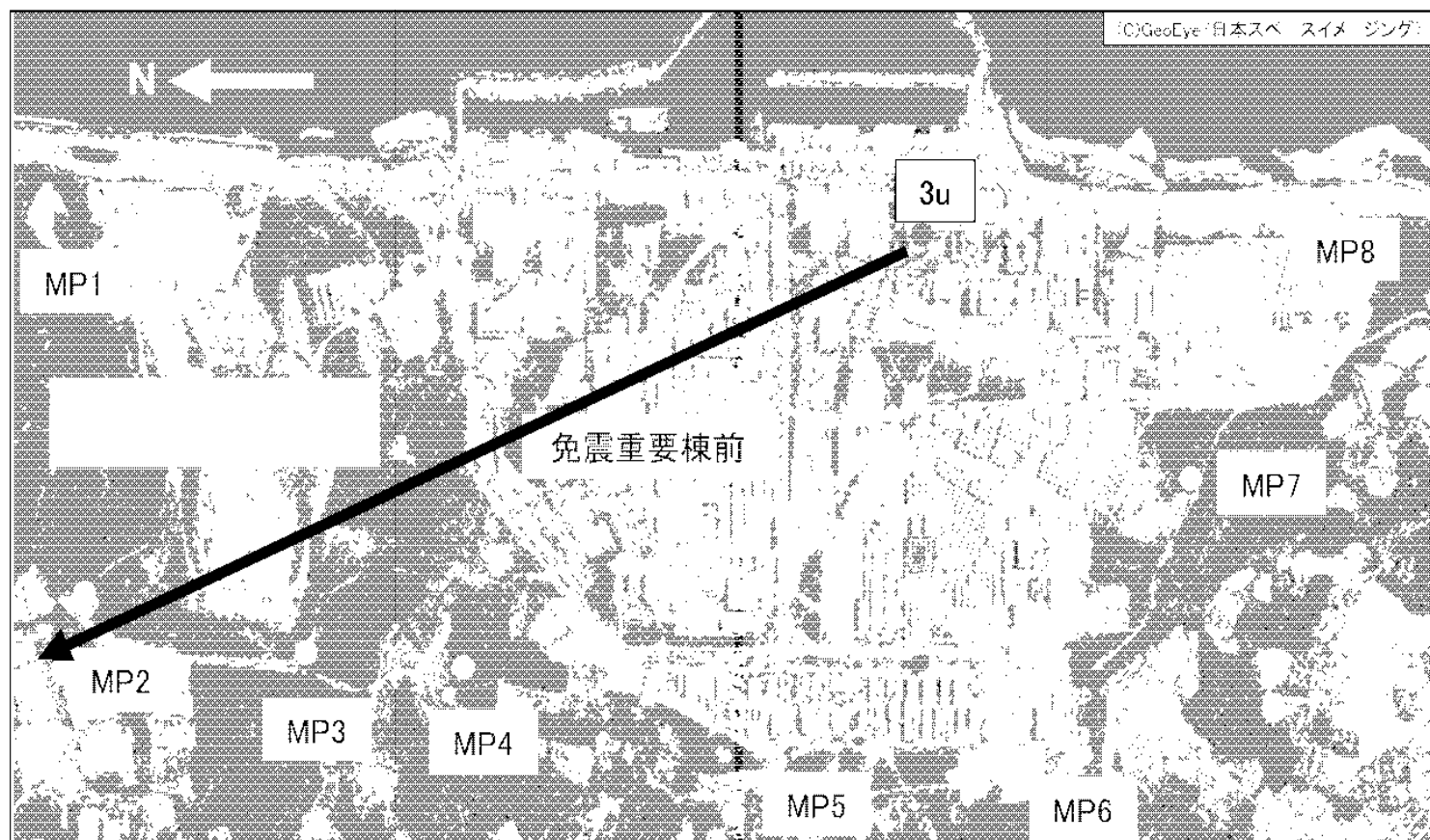
- 8月19日は、1日を通して南南東から南東の風が支配的であり風下で測定した以下の環境モニタリングデータを用いて放出量評価を行った。

- 3.1 免震重要棟前 連続ダストモニタのトレンド(2系統)
- 3.2 免震重要棟前 ダストサンプリング(手サンプリング)データ(3回)
- 3.3 MP2のトレンド  
(位置関係については、次頁参照)

- 上記のデータを整理して、放出量を改めて評価しなおした結果は、以下の通りであった。

- 放出量 : 1.3E11～2.6E11Bq (今回値)  
: 1.1E12Bq (従前値)
- 放出率 : 5.8E10～1.2E11Bq/h (今回値)  
: 2.8E11Bq/h (従前値)

## 参考：構内配置図

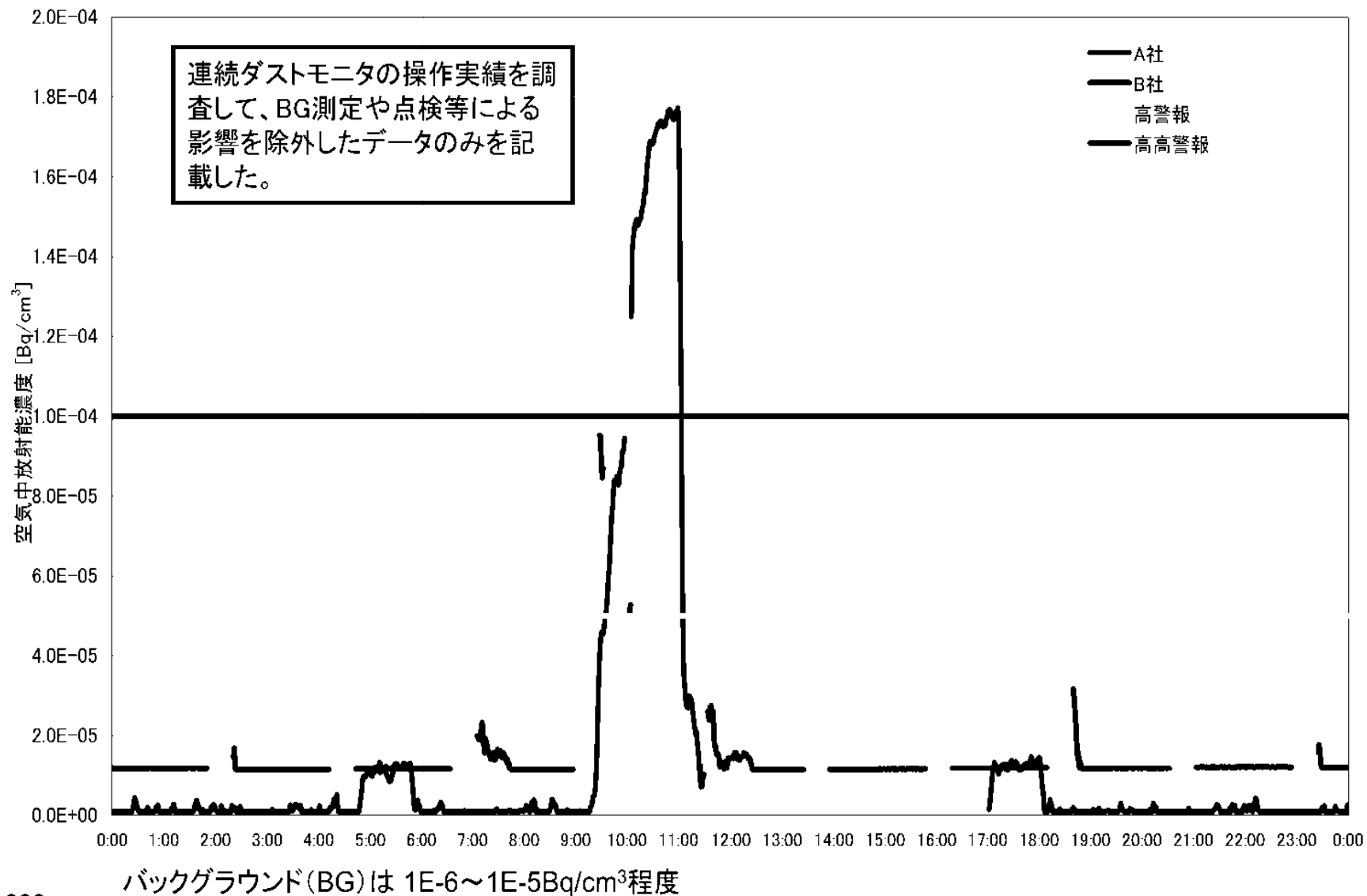


8月19日 9:20～14:00は、南南東から南東の風が支配的

※免震重要棟前の連続ダストモニタ( ) は、全面マスク着用省略可能エリアの監視用として運用しているモニタ(警報発生で全面マスク着用指示、手サンプリングによるダスト測定実施)



### 3.1 免震重要棟前連続ダストモニタのトレンド



## 3.2 免震重要棟前ダストサンプリング(手サンプリング)結果

■高流量サンプラーにてダストを採取し、Ge半導体検出器にて核種分析を行った結果

	単位: Bq/cm <sup>3</sup>	Cs-134	Cs-137
①	9時50分～10時10分頃	2.6E-4	5.8E-4
②	11時10分～11時30分頃	1.2E-5	3.0E-5
③	16時09分～16時29分頃	<3.8E-6	8.9E-6

※放出が考えられる期間に採取したダストサンプリングの結果は①のみ

■9時50分～10時10分頃

⇒全面マスク着用基準を超える放出

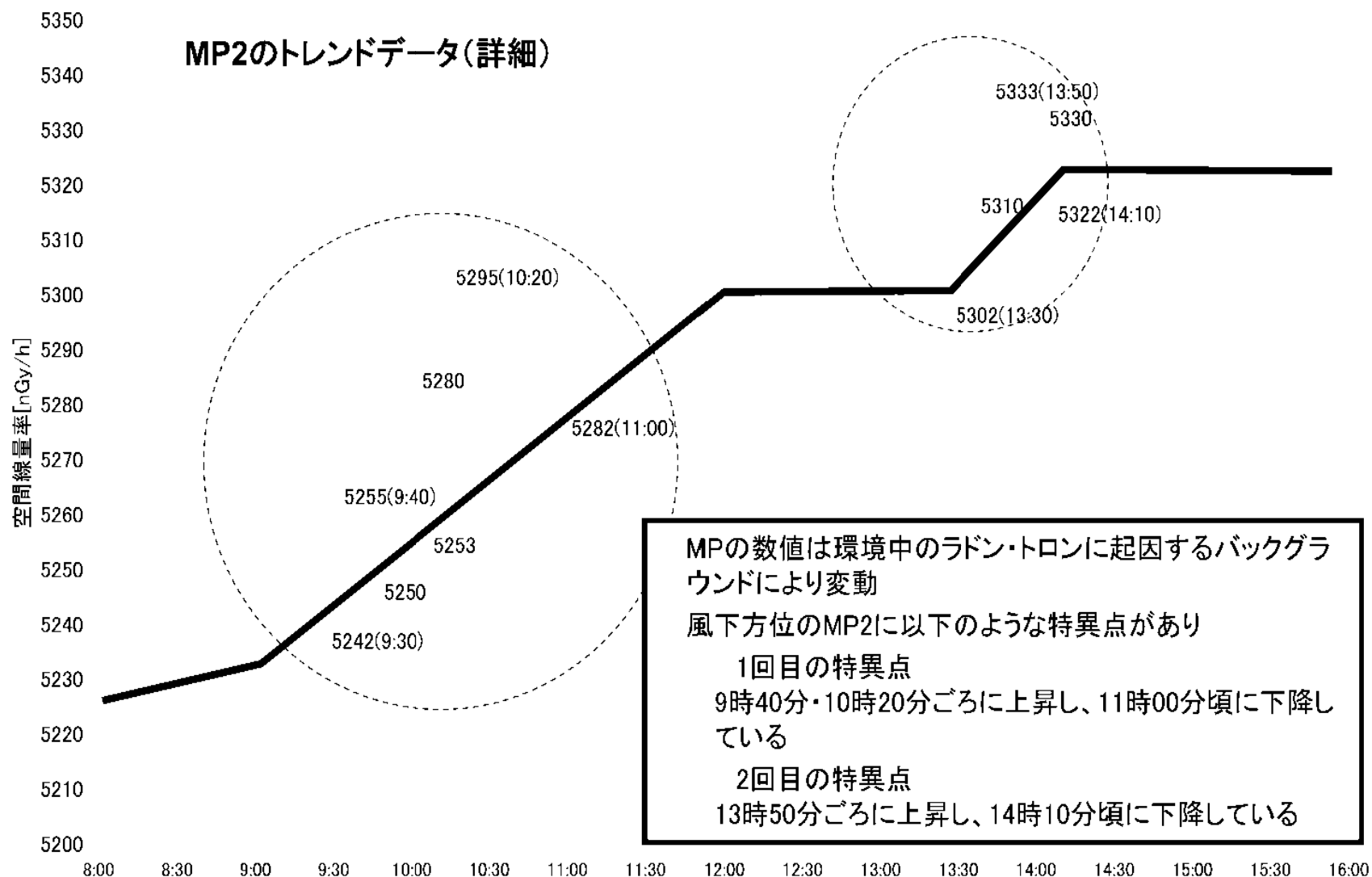
■11時10分～11時30分頃、16時09分～16時29分頃

⇒全面マスク着用基準を超える放出は無

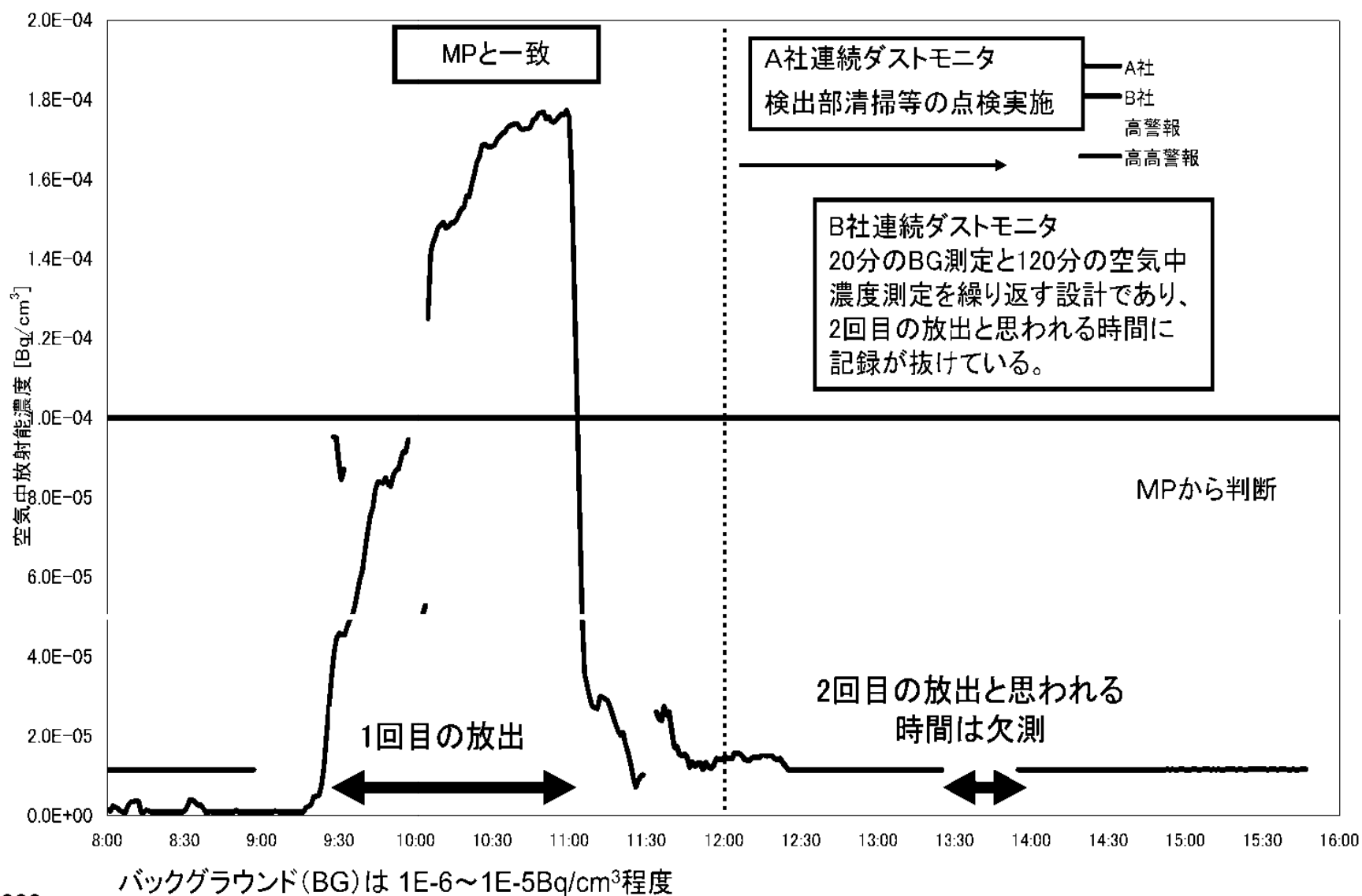
### 全面マスクの運用

- 全面マスク着用基準(粒子状) 2E-4Bq/cm<sup>3</sup>
  - 法令に定める放射線業務従事者の呼吸する空気中の濃度限度(Cs-134)の1/10で設定)
- 連続ダストモニタの「高高警報」
  - 全面マスク着用基準の1/2の値(1.0E-4Bq/cm<sup>3</sup>)
  - 警報が鳴ったら全面マスク着用指示を出す。
- 連続ダストモニタの「高警報」
  - 全面マスク着用基準の1/4の値(5.0E-5Bq/cm<sup>3</sup>)
  - 警報が鳴ったら再測定を行い、継続的なダスト上昇が見られるか確認する(一時的な誤警報かどうかの確認)

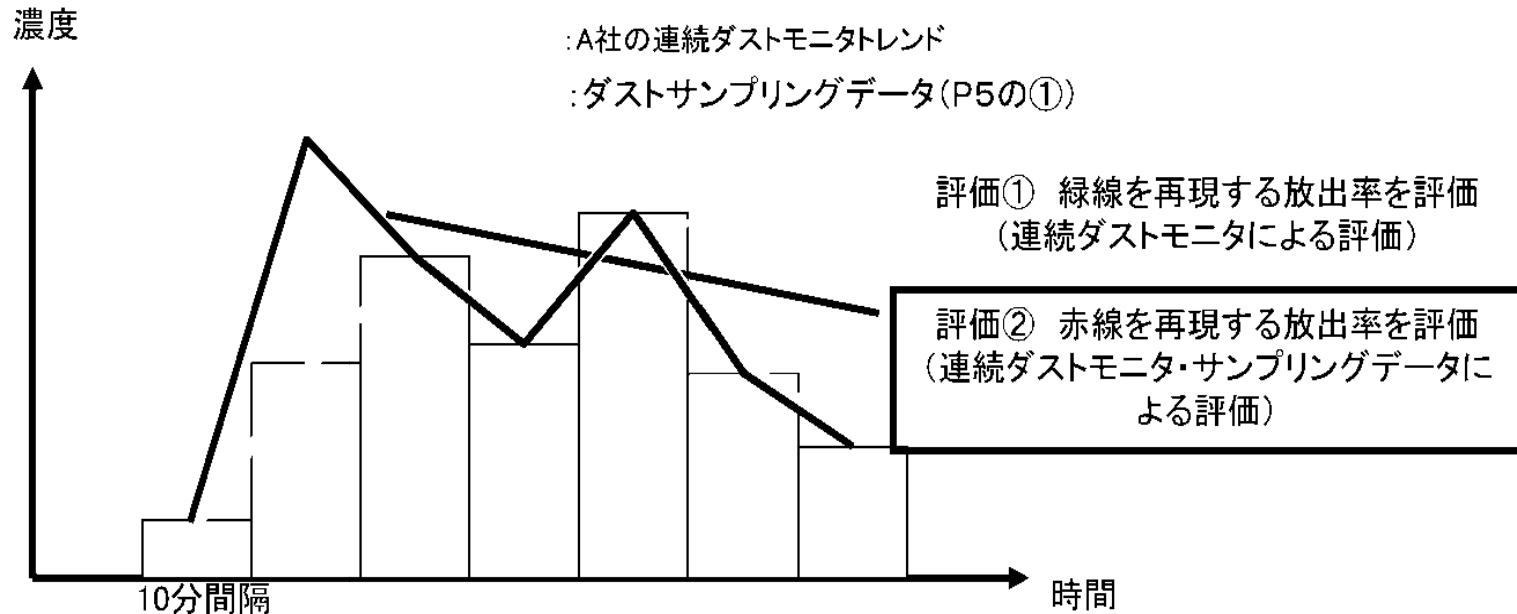
### 3.3 放出継続時間の考え方(MPの指示値より)



## 4.1 放出量評価の考え方



## 4.2 放出量評価の考え方(1回目の放出)



### ■放出率の評価

- 連続ダストモニタのトレンドから上図の通り推定( 緑線・赤線)

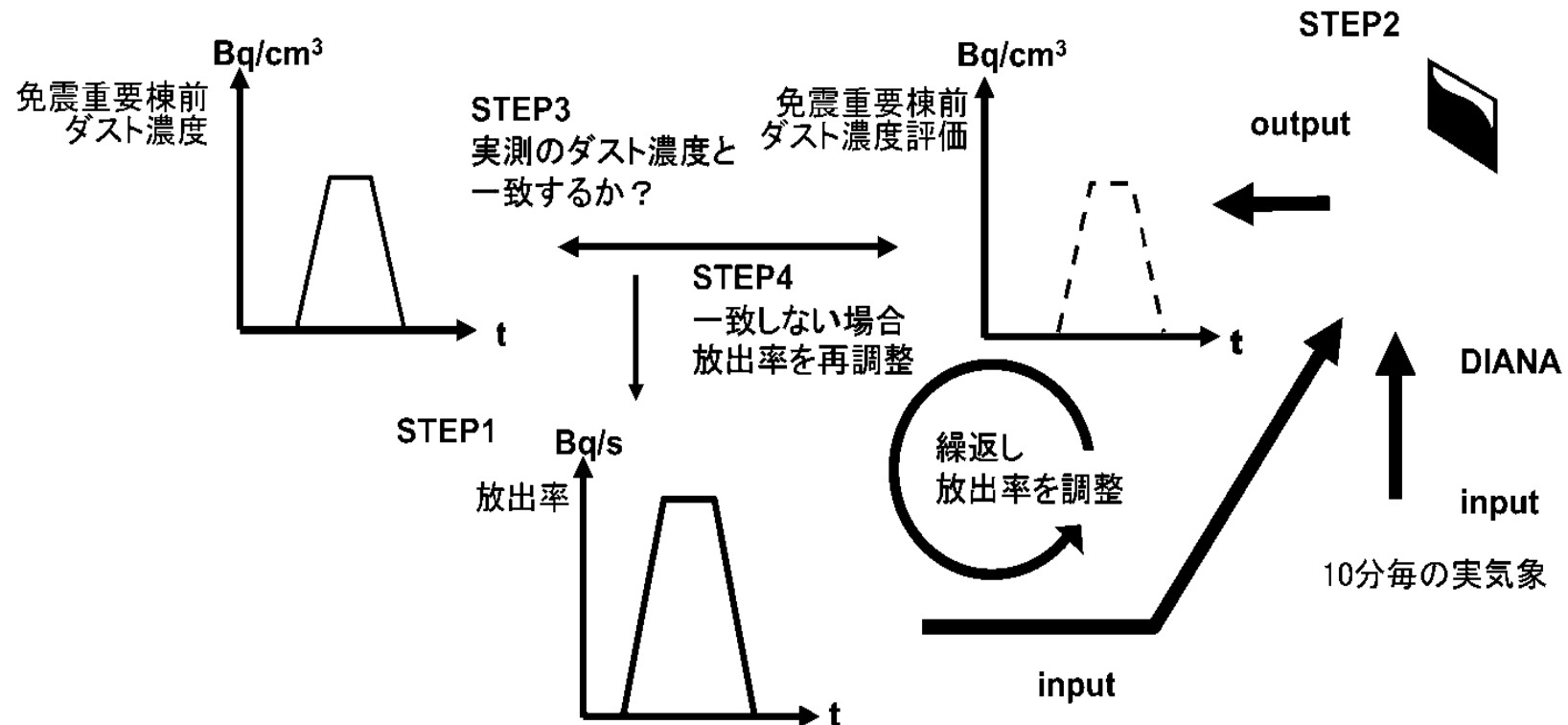
評価② 赤線：ダストサンプリングデータと連続ダストモニタのトレンドにあわせて  
放出率を評価

### ■放出継続時間の評価

- 免震重要棟前の連続ダストモニタのトレンド・MP2のデータより  
1回目 9:20～11:00 2回目 13:30～14:00 と推定



## 4.2 放出量評価の考え方(1回目の放出)



### ■ 放出率の評価方法

**STEP1** 拡散評価システム(DIANA)に一定の放出率を入力し、拡散計算を行う

**STEP2** 免震重要棟前のダスト濃度を評価

**STEP3** 実測の免震重要棟前のダスト濃度と一致するか確認

**STEP4** 一致しない場合、放出率を再調整し、STEP2に戻る

10分毎にSTEP1～4を行い、放出率を評価し、合計して放出量进行评估

■ この評価システムは、2011年3月における放出量推定に用いている。

## 4.2 放出量評価結果(1回目の放出 評価①)

時刻	免震重要棟前 ダスト濃度[Bq/cm <sup>3</sup> ]	10分間の放出量[Bq/10min]
9:20 ~ 9:30	4.6E-05	2.6E+09
9:30 ~ 9:40	6.7E-05	3.7E+09
9:40 ~ 9:50	8.3E-05	5.2E+09
9:50 ~ 10:00	9.5E-05	5.7E+09
10:00 ~ 10:10	1.5E-04	1.1E+10
10:10 ~ 10:20	1.6E-04	1.2E+10
10:20 ~ 10:30	1.7E-04	1.1E+10
10:30 ~ 10:40	1.7E-04	1.3E+10
10:40 ~ 10:50	1.8E-04	1.2E+10
10:50 ~ 11:00	1.8E-04	1.3E+10
合計		9.0E+10Bq

## 4.2 放出量評価結果(1回目の放出 評価②)

時刻	免震重要棟前 ダスト濃度[Bq/cm <sup>3</sup> ]	10分間の放出量[Bq/10min]
9:20 ~ 9:30	4.6E-05	2.6E+09
9:30 ~ 9:40	6.7E-05	3.7E+09
9:40 ~ 9:50	8.3E-05	5.2E+09
9:50 ~ 10:00	8.4E-04※	3.9E+10
10:00 ~ 10:10		7.4E+10
10:10 ~ 10:20	1.6E-04	1.2E+10
10:20 ~ 10:30	1.7E-04	1.1E+10
10:30 ~ 10:40	1.7E-04	1.3E+10
10:40 ~ 10:50	1.8E-04	1.2E+10
10:50 ~ 11:00	1.8E-04	1.3E+10
合計		1.9E+11Bq

※P5の①の免震重要棟前ダストサンプリング(手サンプリング)結果

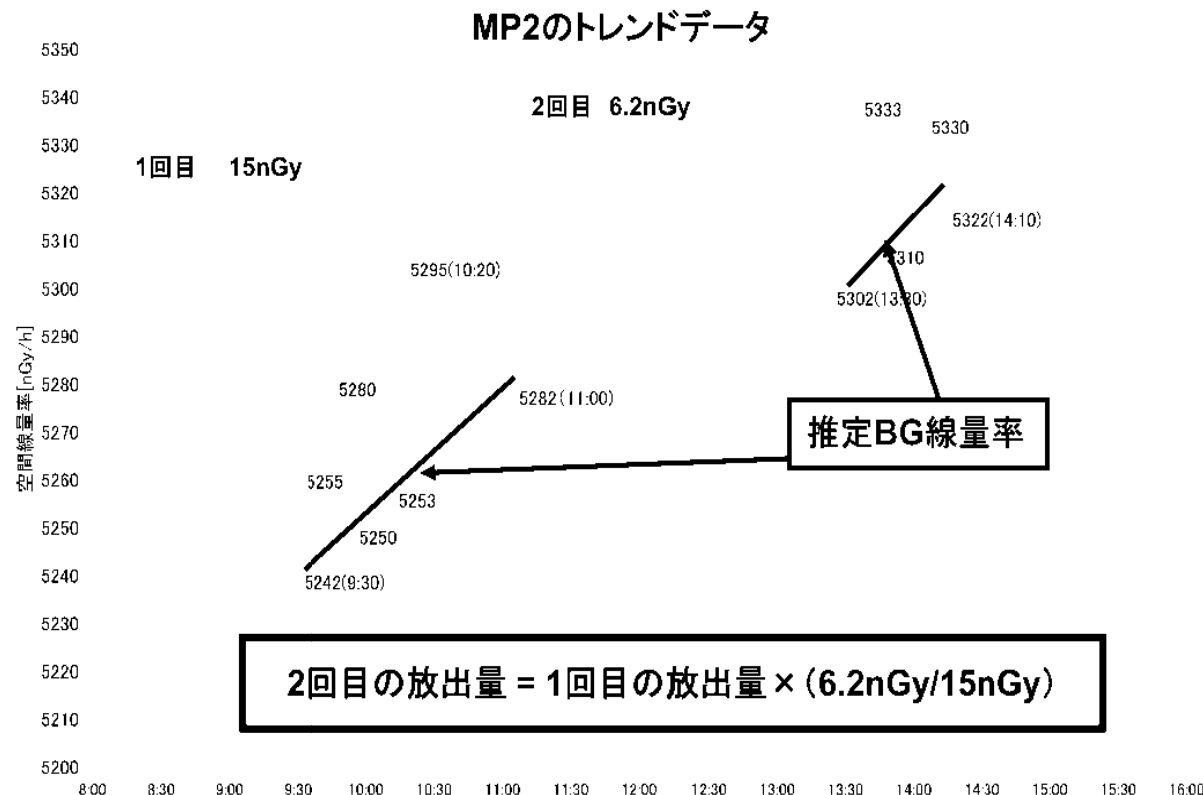




## 4.3 放出量評価の考え方(2回目の放出)

### ■気象条件(低所 地上高10m 標高47m)

- 1回目 南南東～南東 平均 2.7m/s
  - 2回目 南南東～南東 平均 3.6m/s
- 敷地内観測塔における  
超音波風向風速計のデータに拠る
- 気象条件がほぼ同じであるため拡散の状況が同等であると考え、  
「空間線量率の上昇分」の面積比から放出量を推定



## 5 評価結果

### ■評価結果

		放出率[Bq/h]	放出量[Bq]
1回目	9時20分～11時00分	5.4E10 ～ 1.1E11	9.0E10～ 1.9E11
2回目	13時30分～14時00分	7.4E10 ～ 1.5E11	3.7E10 ～ 7.6E10
	総量	5.8E10 ～ 1.2E11	1.3E11 ～ 2.6E11

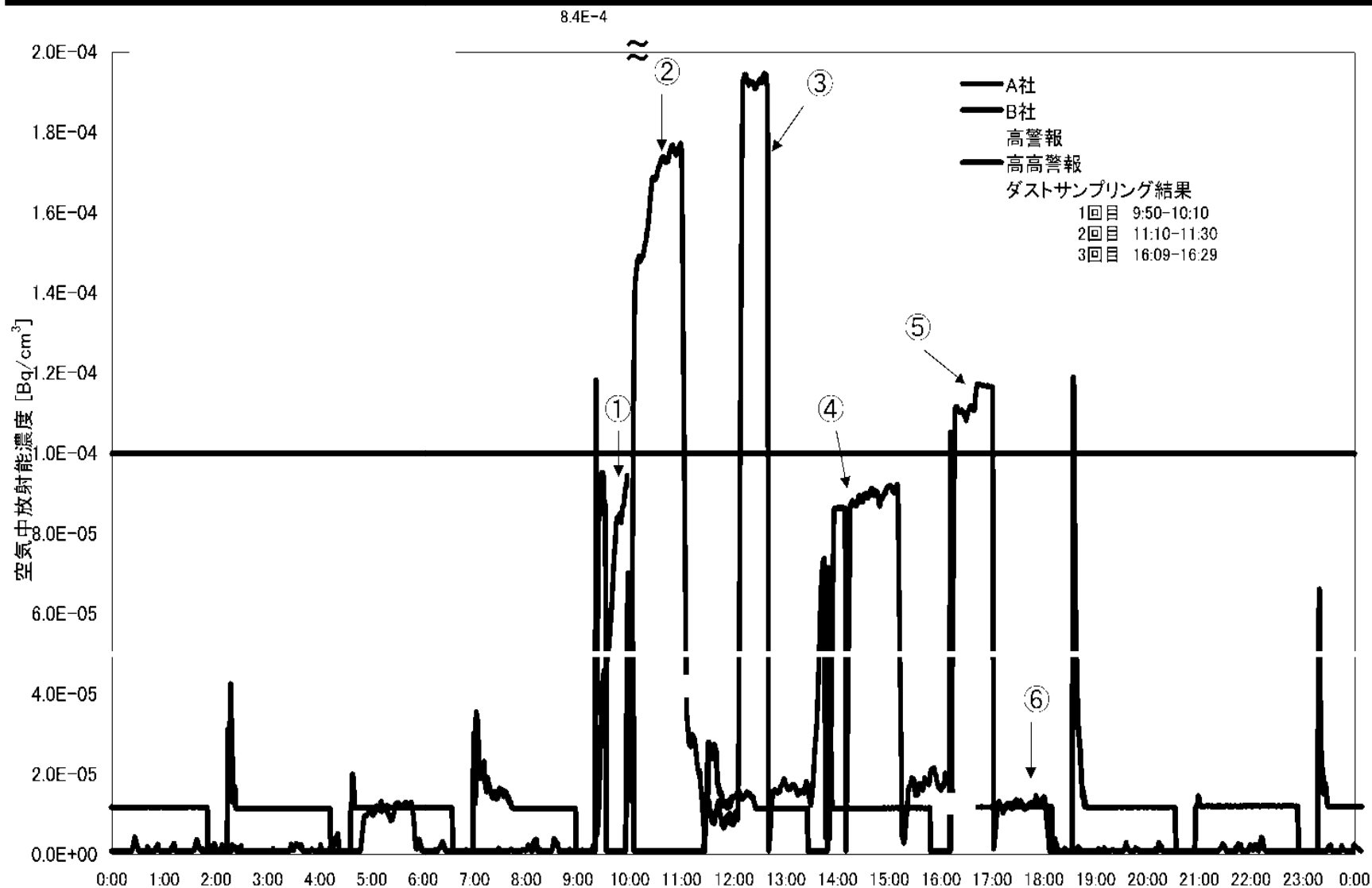
### ■結論

詳細に放出量を再評価した結果、従前値と比較して12～24%となった。

### ■参考 従前の評価(2014年7月23日第25回特定原子力施設監視・評価検討会)

- 放出率 2.8E11Bq/h
- 放出量 2.8E11Bq/h × 4h (9:20-13:20) = 1.1E12Bq

## 参考 免震重要棟前の連続ダストモニタの調査結果(1/4)



※B社は、2時間おきに20分間BG測定し、BG測定終了後から計数を開始するが、最初の10分間は粉じん量が少なく、正確な測定ができないため、ばらつき(スパイク状のピーク・警報判定はしない)が生じる。

## 参考 免震重要棟前の連続ダストモニタの調査結果(2/4)

※判定基準

■MP2の挙動と合っている。

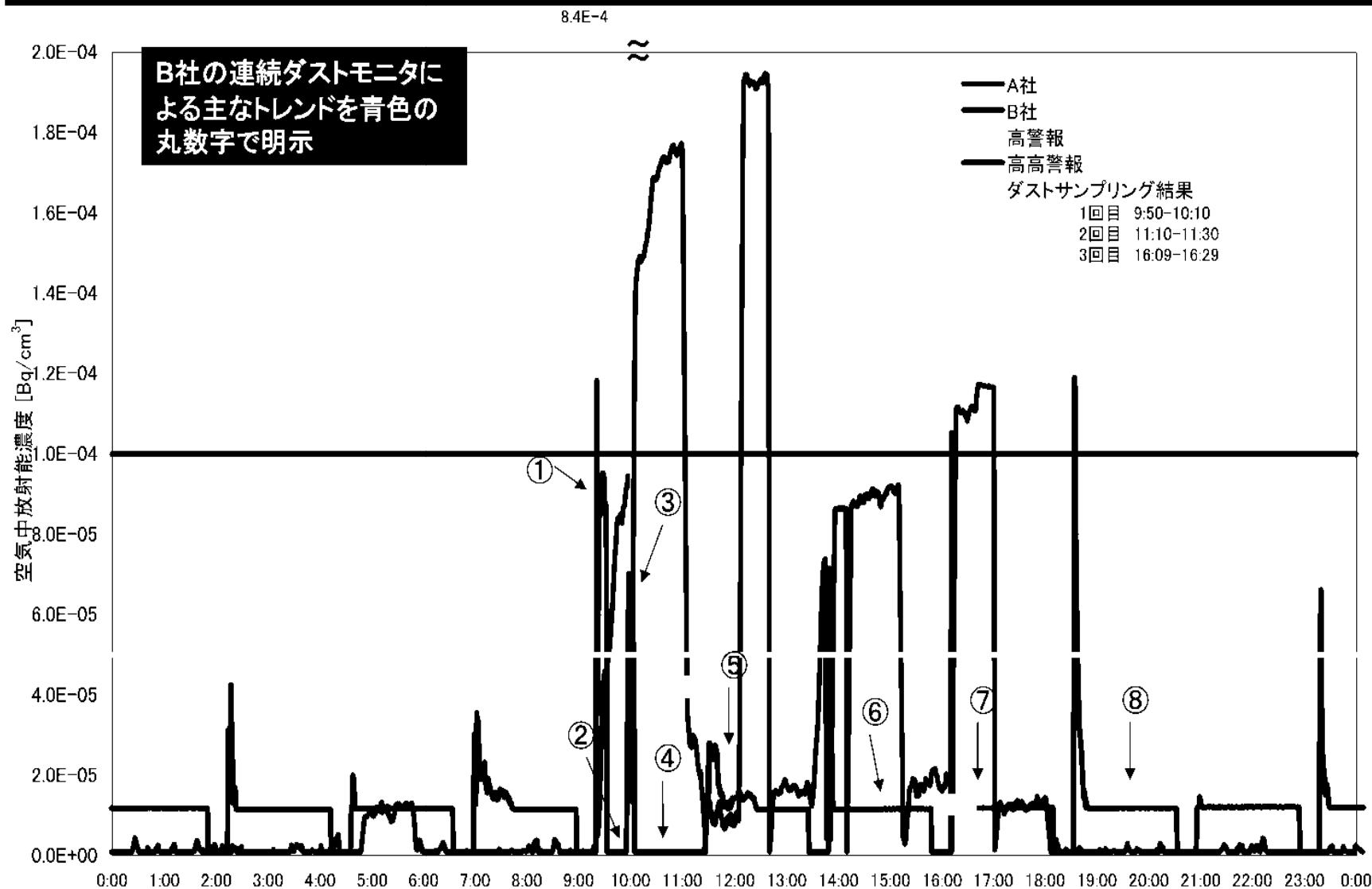
■手サンプリングしている場合、その値と概ね合っている。

■検出部の清掃等の点検を行っていない(点検後に上昇する傾向が見られる)。

■現場の作業状況を考慮

トレンド番号／時間帯	正否判定※	判定根拠
① 9:23～9:57	○	■MP2の9:30～11:00のピークの上昇し始めの挙動と一致
② 10:05～11:30	○	■MP2の挙動(9:30～11:00のピーク)と一致 ■手サンプリングA(9:50～10:10)の測定値とオーダーが一致 ■手サンプリングB(11:10～11:30)の測定値とオーダーが一致
③ 12:05～12:39	×	■MP2の挙動(ピークなし)と不一致 ■12:04 ろ紙送り・点検実施
④ 13:32～15:14	×	■MP2の挙動(13:30～14:10のピーク)と一致しているに見えるが、14:11～15:14はMP2のピークはないため、不一致 ■13:12～13:25 検出部清掃、13:45・13:50・14:10 ろ紙送り・点検実施
⑤ 16:12～17:01	×	■MP2の挙動(ピークなし)と不一致 ■手サンプリングC(16:09～16:29)の測定値とオーダーが不一致 ■16:11 ろ紙送り・点検実施、16:40～17:01 検出部清掃・ろ紙交換実施
⑥ 17:02～	○	■B社連続ダストモニタの挙動(ピークなし)と一致

## 参考 免震重要棟前の連続ダストモニタの調査結果(3/4)



※B社は、2時間おきに20分間BG測定し、BG測定終了後から計数を開始するが、最初の10分間は粉じん量が少なく、正確な測定ができないため、ばらつき(スパイク状のピーク・警報判定はしない)が生じる。

## 参考 免震重要棟前の連続ダストモニタの調査結果(4/4)

### B社の連続ダストモニタによる主なトレンドの正否判定結果

※判定基準

- MP2の挙動と合っている。
- 手サンプリングを行っている場合、その値と概ね合っている。
- BG測定をしていない。
- 現場の作業状況を考慮

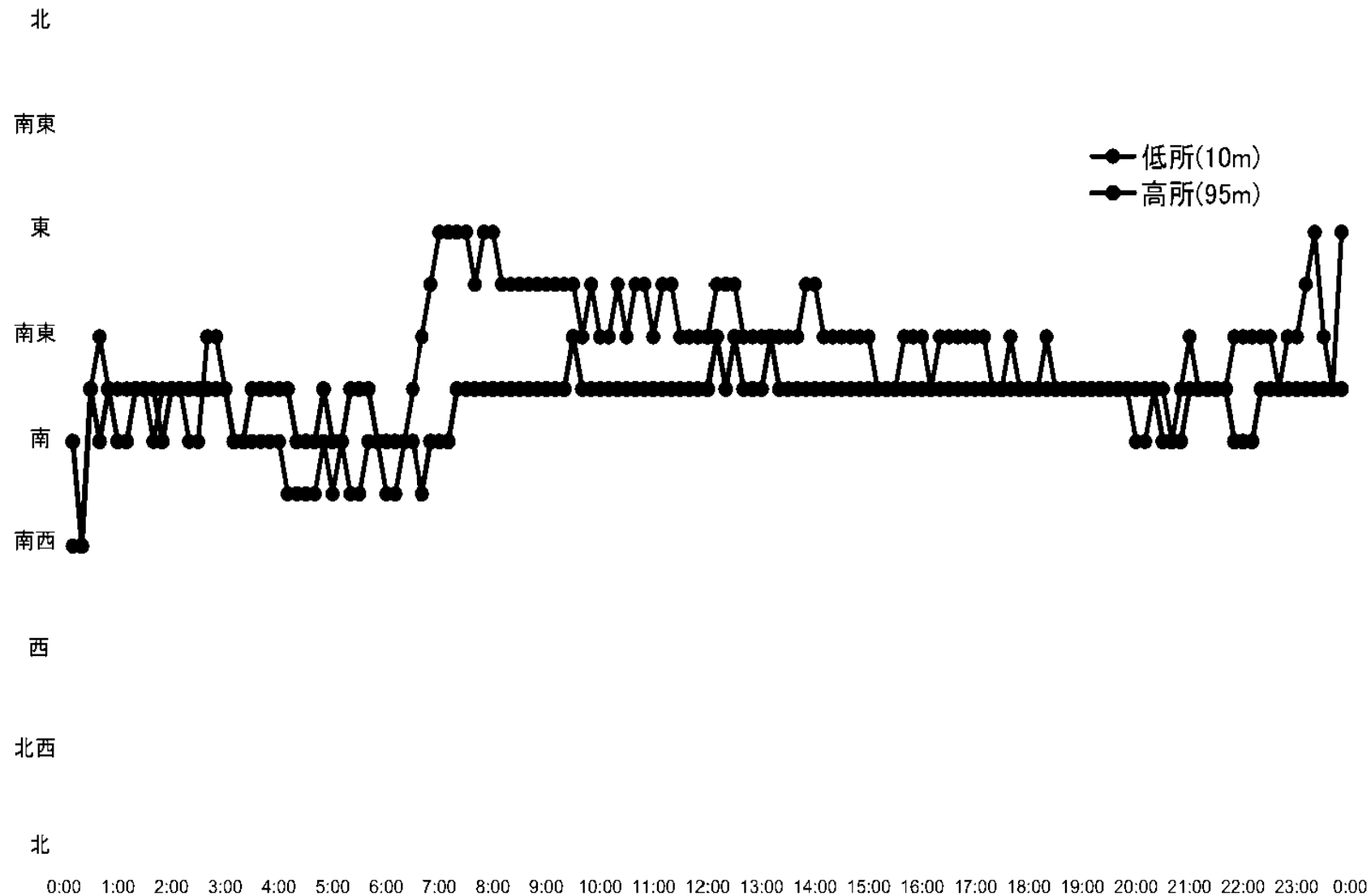
トレンド番号／時間帯	正否判定※	判定根拠
① 9:28～9:32	○	■MP2の9:30～11:00のピークの上昇し始めの挙動と一致
② 9:33～10:02	×	■ろ紙送り・点検後のBG測定で測定不能
③ 10:03～10:04	○	■MP2の挙動(9:30～11:00のピーク)と一致 (BG測定後10:03から測定開始しているが、10:05にろ紙送り実施)
④ 10:05～11:36	×	■ろ紙送り・点検後のBG測定で測定不能
⑤ 11:37～13:25	○	■MP2の挙動(ピークなし)と一致 ■13:26～13:54は、2時間おきのBG測定のため、測定不能
⑥ 13:55～15:47	○	■MP2の挙動(ピークなし)と一致 ■15:48～16:17は、2時間おきのBG測定のため、測定不能
⑦ 16:18～18:09	○	■MP2の挙動(ピークなし)と一致 ■手サンプリングC(16:09～16:29)の測定値とオーダーが一致 ■18:10～18:39は、2時間おきのBG測定のため、測定不能
⑧ 18:40～	○	■MP2の挙動(ピークなし)と一致 ■20:33～21:02は、2時間おきのBG測定のため、測定不能



## 参考 8月19日の風速

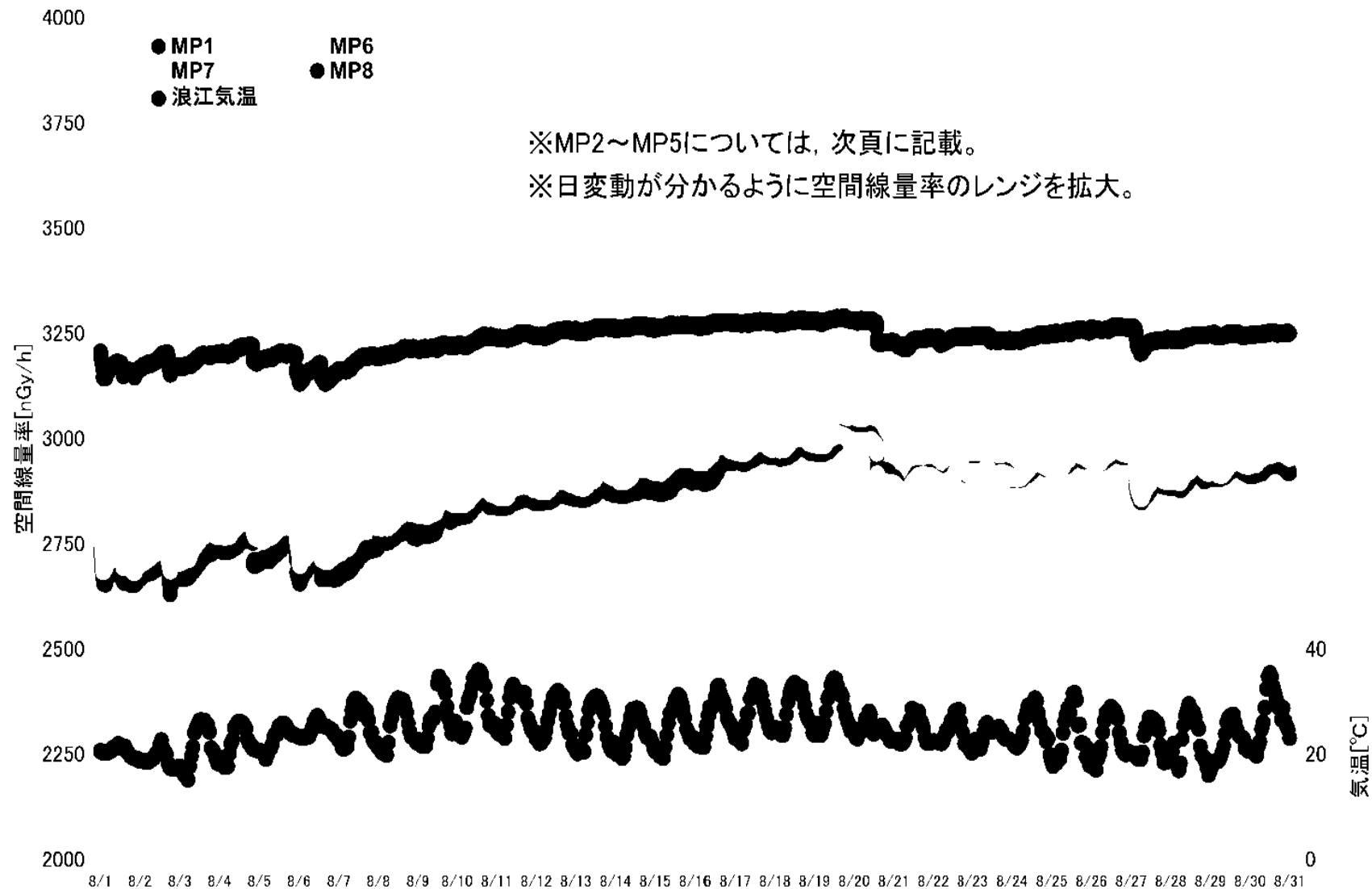


## 参考 8月19日の風向

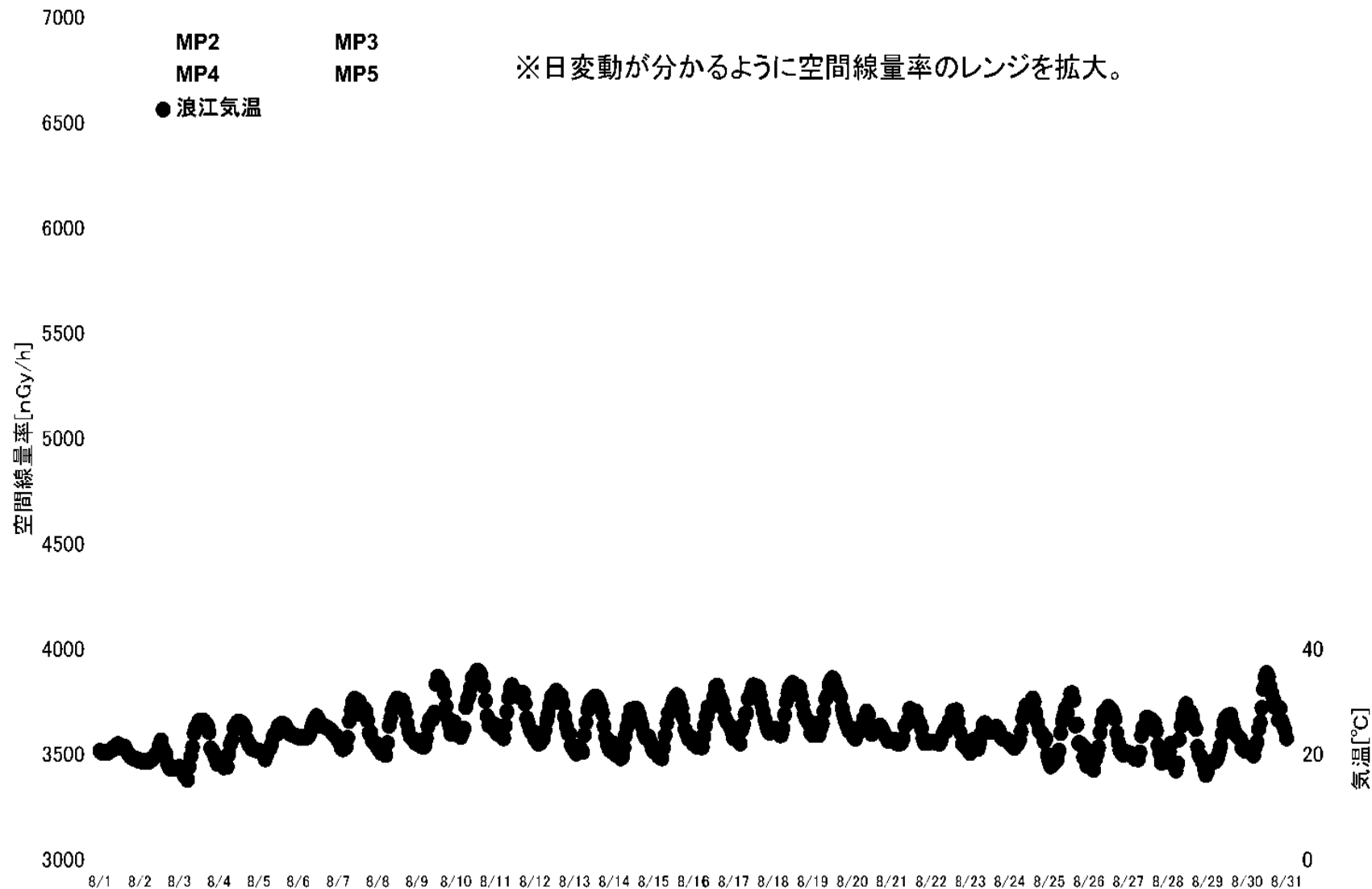




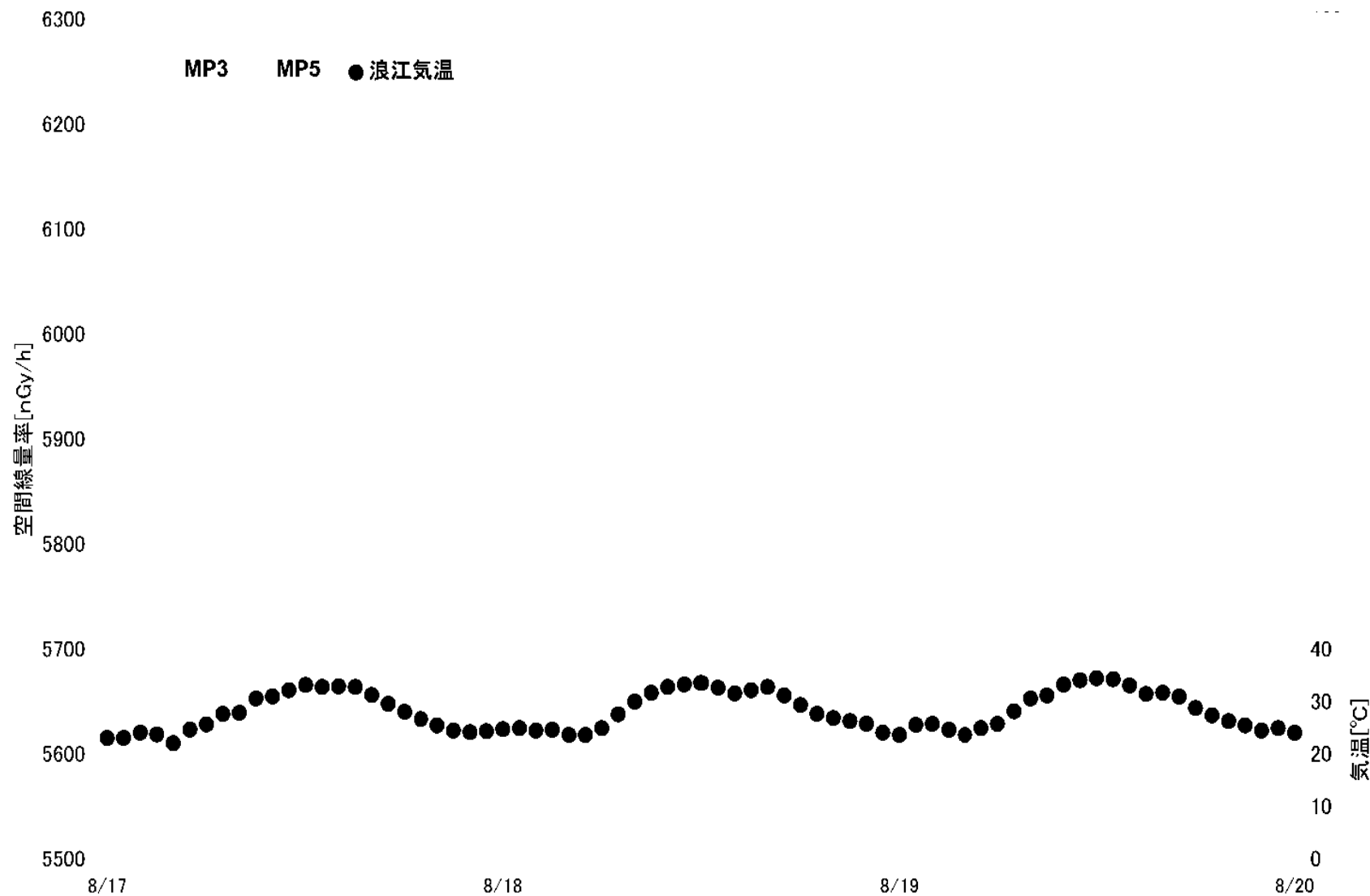
## 参考 8月のMPトレンド(MP1, MP6~MP8)



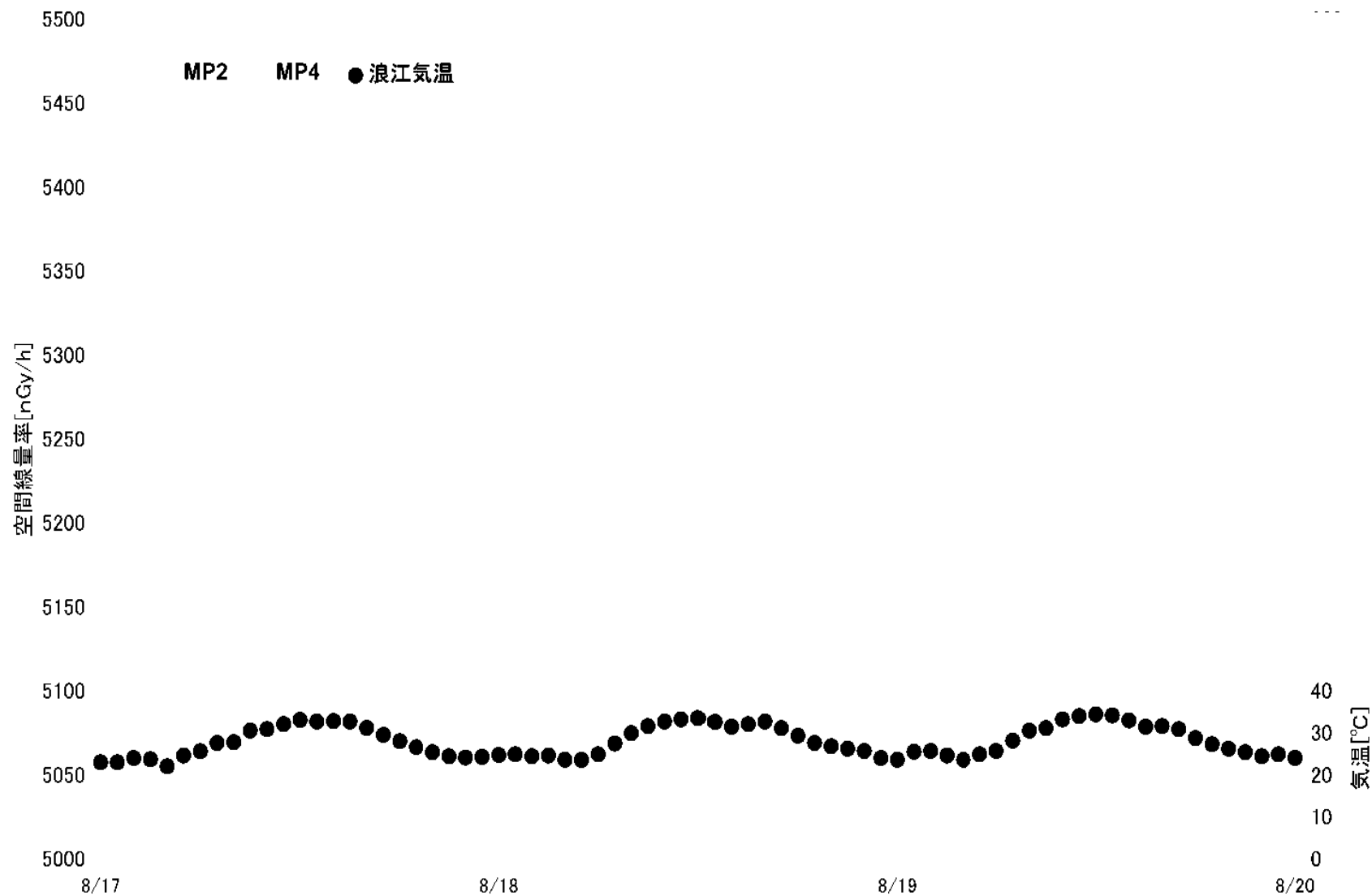
## 参考 8月のMPトレンド(MP2~MP5)



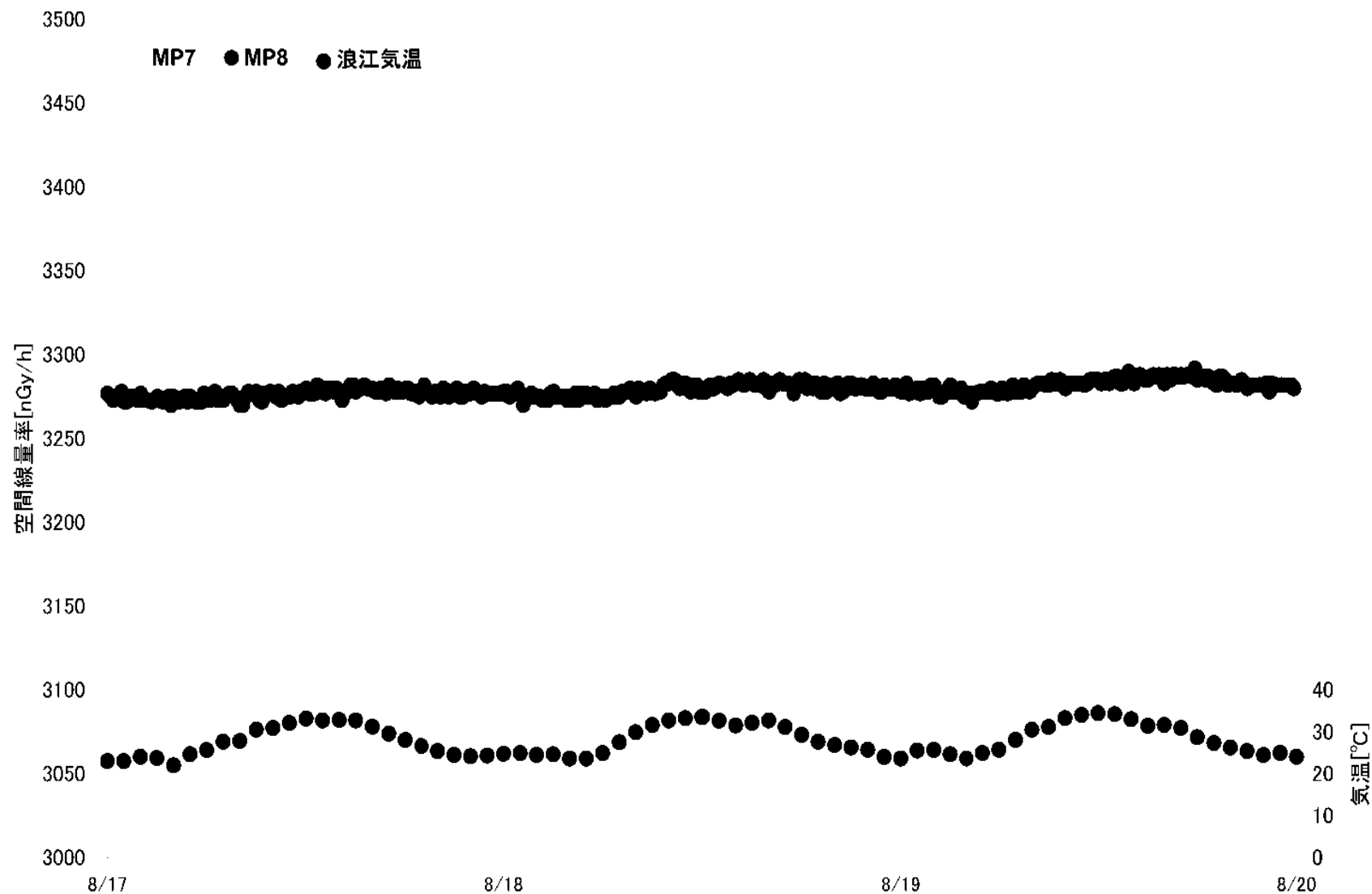
## 参考 8月17～19日のMPトレンド(MP3.MP5)



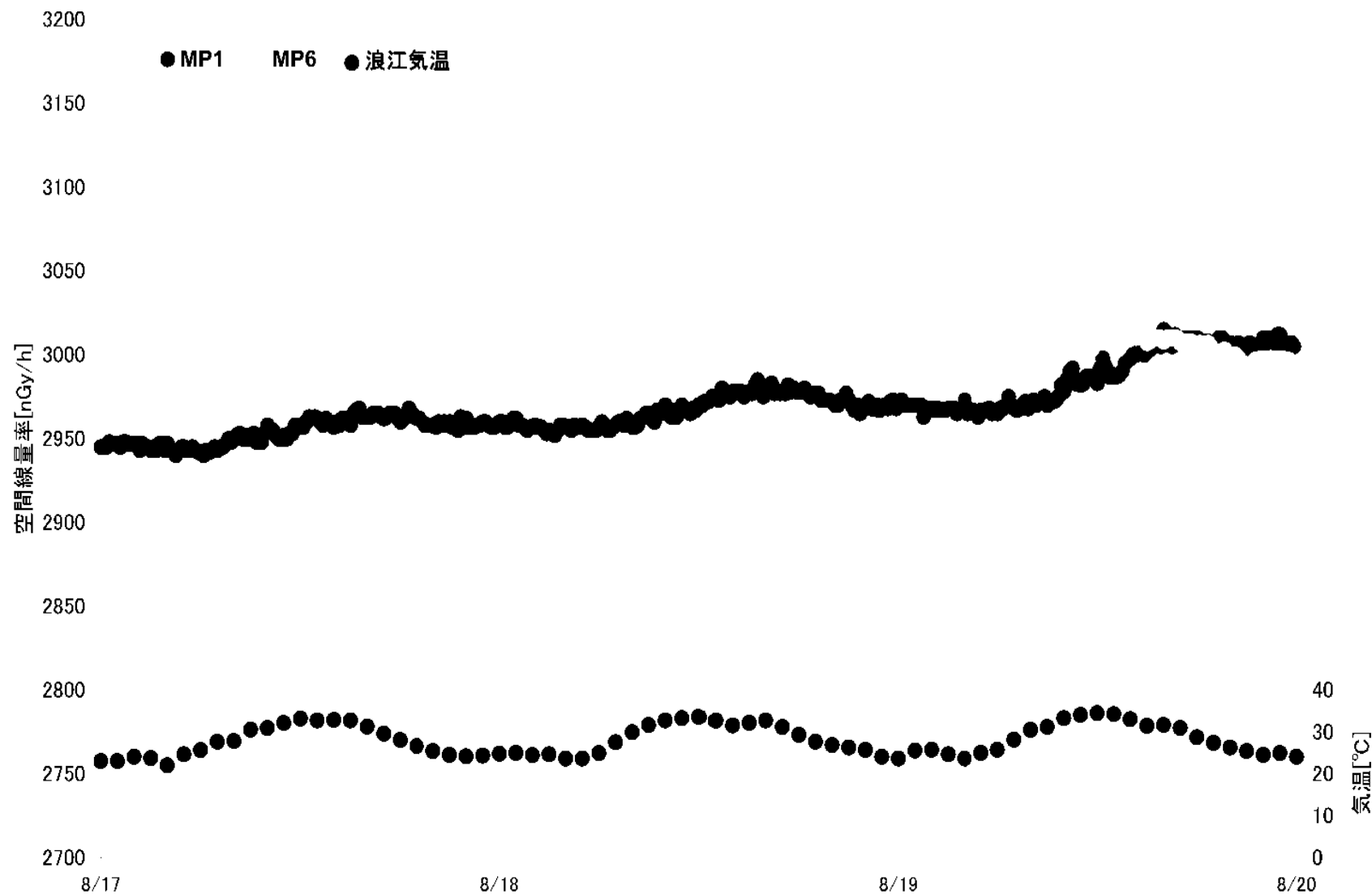
## 参考 8月17～19日のMPトレンド(MP2.MP4)



## 参考 8月17～19日のMPトレンド(MP7.MP8)



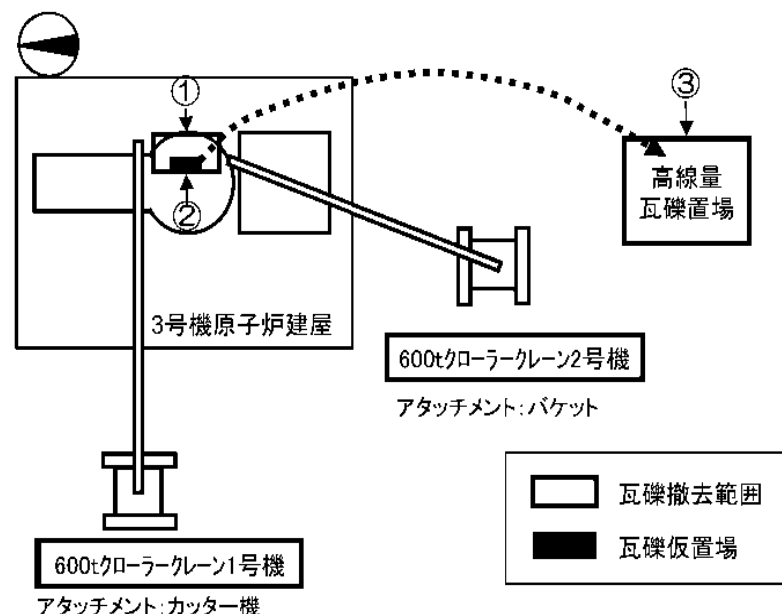
## 参考 8月17～19日のMPトレンド(MP1.MP6)



# 参考 3号機オペフロ上の瓦礫撤去作業状況

## ■8/19の主な作業内容

- 600tクローラークレーン1号機  
瓦礫撤去作業に干渉する鉄筋等を切断
- 600tクローラークレーン2号機  
オペフロ上の瓦礫撤去範囲(①)の瓦礫をオペフロ上瓦礫仮置場(②)へ集積し、集積した瓦礫を地上の高線量瓦礫置場(③)へ運搬



## ■時系列

クレーン	作業詳細	8:00	9:00	10:00	11:00	12:00	13:00	14:00	15:00	16:00
600tクローラークレーン1号機	干渉鉄筋切断 アタッチメント点検、作業待機 等		■	■	■	■	■	■	■	■
600tクローラークレーン2号機	瓦礫集積(オペフロ→仮置場) 瓦礫撤去(仮置場→地上) アタッチメント点検、作業待機 等	■	■	■	■	■	■	■	■	■

放出があったと推定される時間帯

1回目 9:20～11:00 2回目 13:30～14:00

瓦礫撤去に関わる作業

■ 瓦礫撤去以外の作業



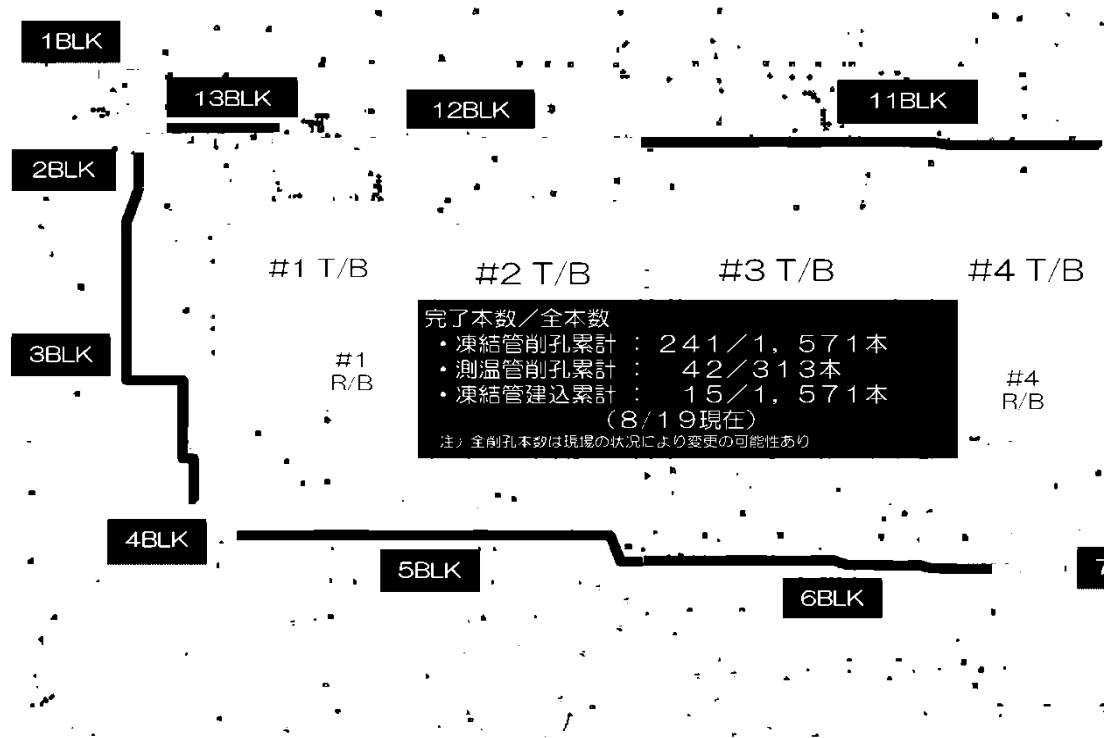
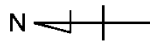
東京電力

福島第一原子力発電所 凍土遮水壁 凍結管設置作業の進捗状況について

凍土遮水壁 4週間工程表 (平成26年8月10日～9月6日)

施工ブロック (削孔完了本数 / 全削孔本数)	2014年8月																					
	先週						今週							来週								
	10日	11日	12日	13日	14日	15日	16日	17日	18日	19日	20日	21日	22日	23日	24日	25日	26日	27日	28日	29日	30日	31日
<div><div>凡例</div><div><div>準備工</div><div>削孔工</div></div></div>																						
1BLK (凍結 : 32 / 75本 ) 2セット (測温 : 5 / 15本) (締込 : 0 / 75本)	護岸陸石部グラウト準備、トンチ設置						凍結管・測温管削孔、グラウト準備							凍結管・測温管削孔、グラウト準備								
2BLK (凍結 : 9 / 18本 ) 1セット (測温 : 0 / 4本) (締込 : 0 / 18本)	凍結管・測温管削孔						凍結管・測温管削孔							凍結管・測温管削孔								
3BLK (凍結 : 7 / 196本 ) 1セット (測温 : 1 / 38本) (締込 : 0 / 196本)	試験						凍結管・測温管削孔、試験							試験								
4BLK (凍結 : 17 / 28本 ) 1セット (測温 : 4 / 6本) (締込 : 0 / 28本)	試験						凍結管・測温管削孔							凍結管・測温管削孔								
5BLK (凍結 : 54 / 221本 ) 5セット (測温 : 9 / 44本) (締込 : 0 / 221本)	凍結管・測温管削孔、架台設置						凍結管・測温管削孔、架台設置、試験							凍結管・測温管削孔、試験								
6BLK (凍結 : 3 / 190本 ) (測温 : 0 / 41本) (締込 : 0 / 190本)	支障物撤去、凍結管・測温管削孔、試験						支障物撤去、凍結管・測温管削孔、試験							凍結管・測温管削孔、試験								
7BLK (凍結 : 26 / 125本 ) 3セット (測温 : 5 / 27本) (締込 : 0 / 125本)	凍結管・測温管削孔、試験						試験、配管防護、整地							凍結管・測温管削孔、試験								
8BLK (凍結 : 93 / 104本 ) 1セット (測温 : 18 / 21本) (締込 : 15 / 104本)	凍結管建込						凍結管建込							凍結管建込								
9BLK							トンチ設置、フィルターユニット(FU)移設準備							トンチ設置、FU移設準備								
10BLK	試験						試験							試験								
11BLK	試験						試験、#4CW探査ボーリング							試験、#4CW探査ボーリング								
12BLK							試験							試験								
13BLK							試験準備							支障物撤去								





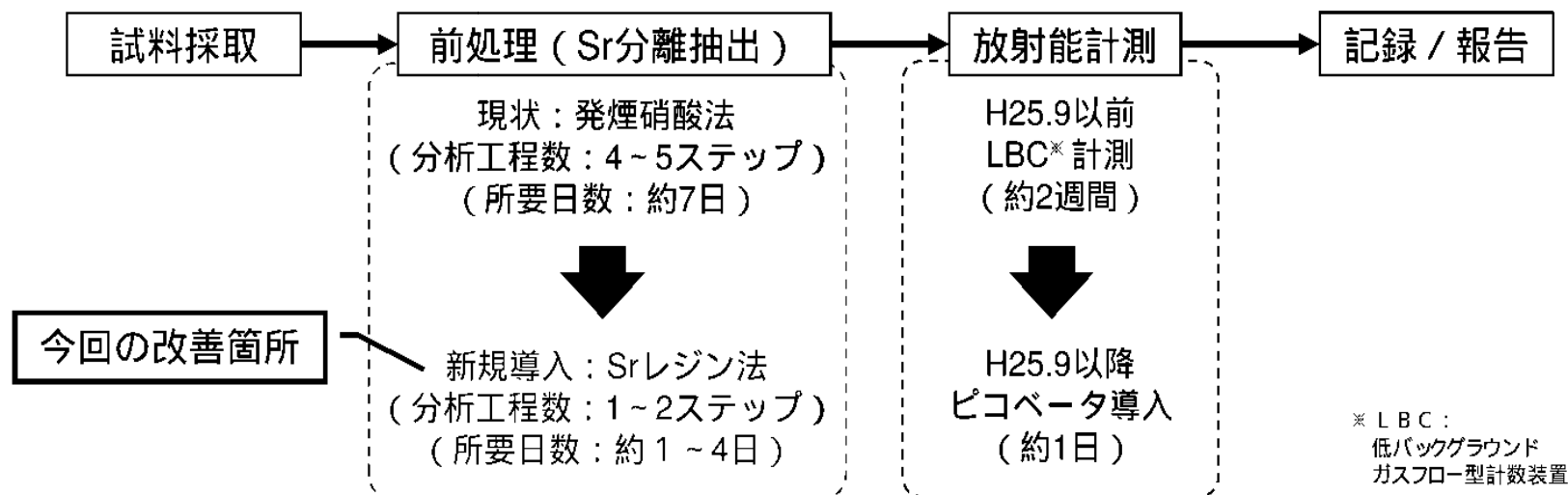
# ストロンチウム-90分析におけるSrレジン法の導入について

< 参 考 資 料 >  
平成26年8月19日  
東京電力株式会社

## 1. ストロンチウム分析の現状と改善

- ストロンチウム-90は、分析に長時間を要するため、分析効率化を目的に放射能計測器として「β核種分析装置（通称：ピコベータ）」を平成25年9月より導入。
- 更なる分析効率化を目的に、試料前処理（化学的处理によるストロンチウムの抽出）を【発煙硝酸法】から【Srレジン法】への変更検討を実施。
- 今般、海水等の公表データにも適用できる社内用分析手順を新たに作成できたことから、公表対象のストロンチウム分析についてもSrレジン法を適用した試料前処理運用を開始する。

### < ストロンチウム分析の流れ >



## 2 . Srレジン法概要

### ■ 試料前処理の所要時間を短縮

測定用試料 ( Sr-89 , Sr-90 , Y-90 , Cs-137 , 妨害元素等を含む ) をβ 核種分析装置(ピコベータ)にて分析するには、前処理を施しストロンチウム沈殿物(Sr-89 + Sr-90)の状態にする必要がある。

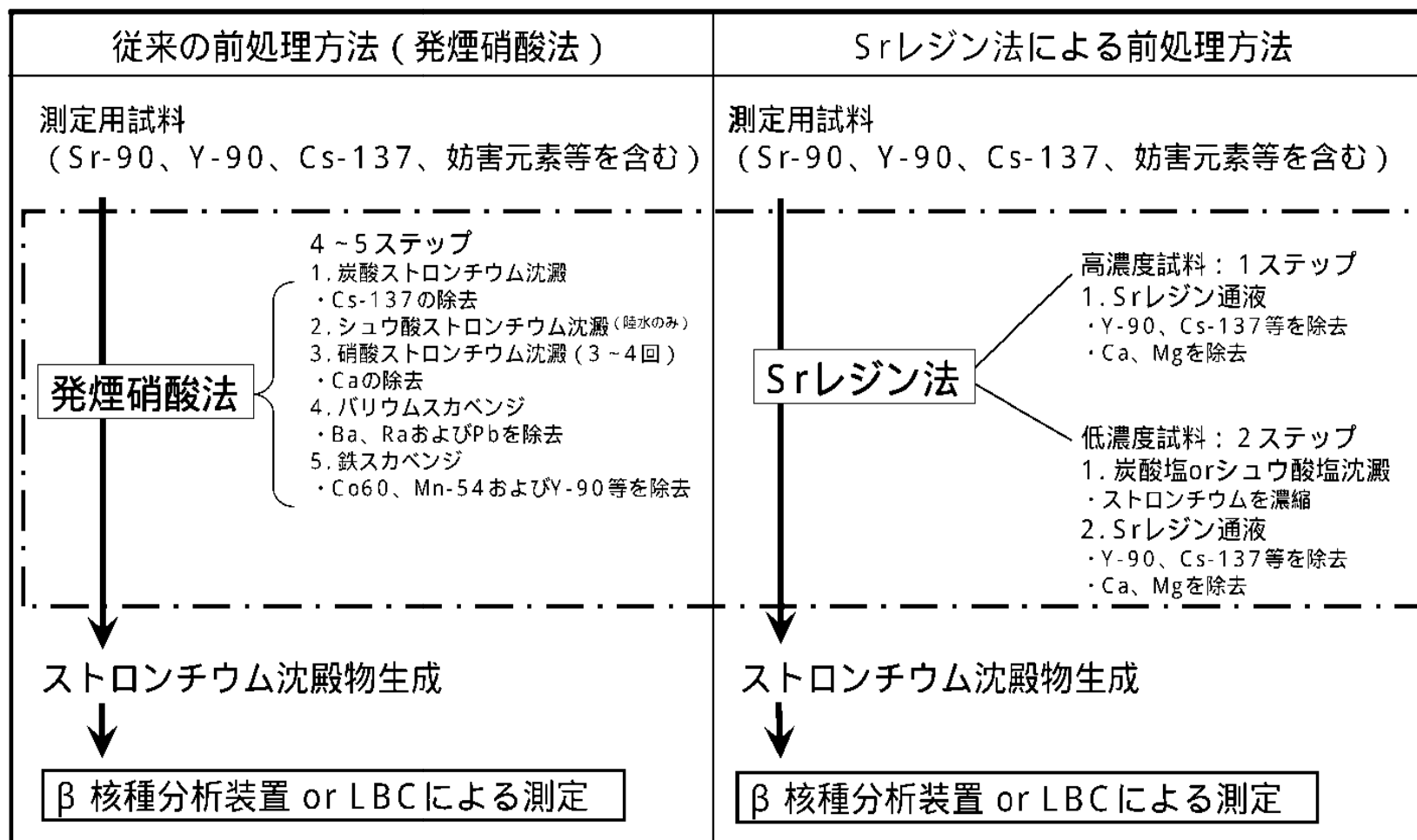
従来法(発煙硝酸法)では、この前処理に4～5ステップ(約7日)かかっていたが、Srレジン法では1～2ステップ(約2～4日)に短縮可能。

前処理法	標準所要時間 ( 前処理 )	参考：標準所要時間 ( 全工程 ) ※
発煙硝酸法	約7日	約8日
Srレジン ( 高濃度試料 )	約1～2日	約2～3日
Srレジン ( 低～中濃度試料 )	約2～4日	約3～5日

※ ピコベータを使用した場合の標準所用時間でLBCの場合は計測に更に時間を要する。

日数は分析着手からの標準的な所要期間であり、分析状況によっては日数が変動する可能性がある。

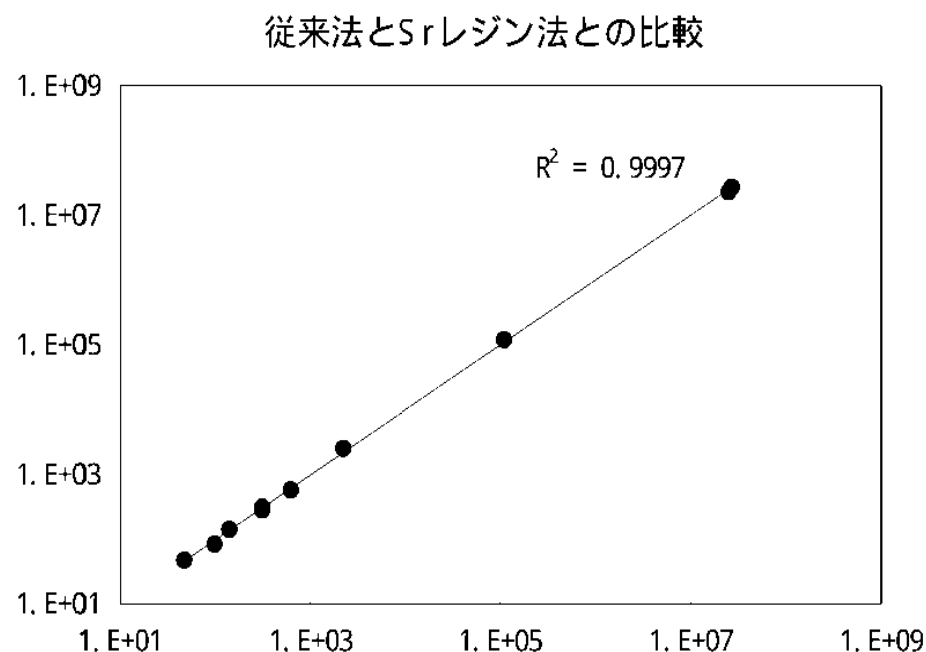
## < 参考 1 > 従来の前処理方法との比較（分析フロー）



## < 参考 2 > 前処理法の妥当性確認結果(従来法との比較)

- 1F構内の実試料を用いて、Srレジン法と従来法（発煙硝酸法）の比較を実施。低濃度試料～高濃度試料において、前処理方法の違いによる測定値の差異は認められず、良い相関を確認。

試料名	従来法 [Bq/L]	Srレジン法 [Bq/L]
1号機T/B滞留水	1.1 E+05	1.2 E+05
2号機T/B滞留水	2.7 E+07	2.7 E+07
3号機T/B滞留水	2.5 E+07	2.3 E+07
2号機スクリーン海水	3.1 E+02	2.8 E+02
3号機スクリーン海水	3.1 E+02	3.1 E+02
4号機スクリーン海水	9.8 E+01	8.3 E+01
地下水観測孔No.1	1.4 E+02	1.4 E+02
地下水観測孔No.1-12	4.7 E+01	4.7 E+01
地下水観測孔No.1-14	2.2 E+03	2.5 E+03
地下水観測孔No.1-17	6.2 E+02	5.7 E+02



※ 使用計測器：β核種分析装置（ピコベータ）

※ T/B滞留水試料は蒸発乾固法，海水および観測井試料は炭酸塩沈殿法による前処理を実施