

東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための
技術戦略プラン 2015

～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～

概要版

2015 年 4 月 30 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

目次

1. はじめに	1
2. 戦略プランとは	1
3. 戦略プランの基本的考え方	1
1) 基本方針	1
2) 5つの基本的な考え方	2
3) 放射性物質によるリスクの低減戦略	2
i. リスク源の特定	2
ii. リスクの分析	2
iii. リスク低減戦略	3
4) 現在の取組状況	4
4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン	5
1) 燃料デブリ取り出し分野の検討方針	5
2) 5つの基本的考え方に基づく燃料デブリ取り出し工法／適用技術検討	7
3) 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討	7
4) 炉内・燃料デブリの状況把握	8
5) 燃料デブリ取り出し工法オプションの検討	8
6) 冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討	10
7) 気中工法を前提とした取組評価と実現性の検討	11
8) 冠水工法・気中工法のいずれの工法においても共通で検討すべき課題	11
9) 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討	12
i. 燃料デブリ取り出し工法7つのシナリオ	12
ii. 燃料デブリ取り出し工法方針の決定	13
5. 廃棄物対策分野の戦略プラン	15
1) 廃棄物分野の検討方針	15
2) 国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方	15
i. 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方	15
ii. 放射性廃棄物の処理の在り方	16
3) 現行の中長期ロードマップに基づいた取組の現状と評価・課題	16
4) 廃棄物対策における中長期観点からの対応方針と今後の対応	17
6. 研究開発への取組と全体計画	18
1) 研究開発の概観	18
2) 研究開発プロジェクトの次期計画	19
3) 研究開発マネジメント	21
4) 研究開発の基盤としての取組	22
7. 今後の進め方	23

1. はじめに

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「NDF」という。）は、中長期的な視点から、廃炉を適正かつ着実に進めるため技術的な検討を行う組織として、2014 年 8 月 18 日に既存の原子力損害賠償支援機構を改組する形で発足した。

NDF は、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法に基づき、法定業務である「廃炉等の適正かつ着実な実施の確保を図るための助言、指導及び勧告」および「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」の一環として、「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（以下「戦略プラン」という。）を取りまとめていくこととした。

2. 戦略プランとは

戦略プランは、政府の「東京電力㈱福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の着実な実行や改訂の検討に資すること、すなわち、中長期ロードマップにしっかりした技術的根拠を与えることを意図している。具体的には、事故炉の廃炉に関し、中長期的視点から重要な課題である溶融して固まった燃料（以下「燃料デブリ」という。）取り出し及び廃棄物対策について、取組計画を取りまとめる。

燃料デブリ取り出しに関しては、工法の判断にあたっての重要な視点や考え方（ロジック）と重要課題を示すとともに、現場の状況に関する事実認識に基づいて考えられる複数シナリオ（選択肢）を示す。廃棄物対策に関しては、対策の基本的考え方を検討するとともに、取組の現状を評価した上で今後の課題を整理する。さらに、これらの検討を踏まえ、研究開発や技術調査を含め必要な取組を明確にする。

戦略プランは、今後の現場状況の変化や研究開発成果等を踏まえて、継続的に評価・見直しを行う。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することとされている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示された時期に間に合うように燃料デブリ取り出し工法の複数シナリオからの絞り込みを行うこととし、これに向けて戦略プランの改訂等を行う。また、固体廃棄物の処理・処分については、2017 年度に基本的考え方の取りまとめを行うこととされている。これを踏まえ、中長期ロードマップで示された時期に向けて戦略プランの改訂等を行っていく。

3. 戦略プランの基本的考え方

1) 基本方針

福島第一原子力発電所は、事故を起こした特定原子力施設として原子力規制委員会が要求する安全上必要な措置を講じており、一定の安定状態で維持管理されている。しかしながら、現状のまま何もしなければ建物の損傷等に伴う放射性物質によるリスクが存在する状態が継続し、放射能の減衰によりリスクは徐々に下がるものの、中長期的な施設の劣化等によりリスクが上がる可能性もあり、リスクは必ずしも時間とともに単調に減少するとはいえない。

このため、福島第一原子力発電所の廃炉は、事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質によるリスクを、継続的、かつ、速やかに下げることが基本方針とする。したがって、戦略プランとは中長期の時間軸に沿った「リスク低減戦略の設計」といえる。

さらに、廃炉を進める上では、燃料デブリ取り出し等の作業に伴う「作業リスク」やプロジェクト自体の成功を脅かし得る「プロジェクトリスク」等が想定され、これらについても十分に考慮しておく必要がある。

2) 5つの基本的な考え方

福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で、リスク低減に向けての5つの基本的考え方を示す。

- 基本的考え方1：安全 放射性物質によるリスクの低減^{注)}及び労働安全の確保
注) 環境への影響及び作業員の被ばく
- 基本的考え方2：確実 信頼性が高く、柔軟性のある技術
- 基本的考え方3：合理的 リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用
- 基本的考え方4：迅速 時間軸の意識
- 基本的考え方5：現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義

上記の考え方には作業リスクやプロジェクトリスクの要素も含まれており、福島第一原子力発電所の廃炉では、これらのバランスを考慮に入れながら、一連のリスクを総合的に低減しつつ進めるプロジェクト・マネジメントが求められる。

3) 放射性物質によるリスクの低減戦略

i. リスク源の特定

事故により施設の閉じ込め機能が完全でない福島第一原子力発電所においては、対策を必要とする放射性物質をリスク源として特定し、そのリスクを分析し、リスク低減の優先順位を決定することが重要である。

検討すべき主要なリスク源として以下を対象とする。

- 燃料デブリ、1～3号機使用済燃料プール内燃料（以下「プール内燃料」という。）
- 建屋内汚染水、トレンチ内汚染水、タンク内汚染水
- 水処理設備二次廃棄物（水処理設備廃吸着塔及び水処理設備廃スラッジ^{*1}）、放射性固体廃棄物

ii. リスクの分析

リスクの大きさ「リスクレベル」は、ある「事象」の「結果」とその「起こりやすさ」の組合せとして表される。上記のリスク源が持つ放射性物質による影響については、「事象」としては地震、津波、故障、誤操作等の起因事象による閉じ込め機能の喪失等を、「結果」としては人や環境

^{*1} スラッジとは、放出性物質を含む泥状物質をいう。

への影響を、「起こりやすさ」としては「事象」の起こりやすさを考える。

本来、この「結果」については、「事象」によって放射性物質のある量が環境中に放出され、それが移行・拡散して人や環境に及ぼす影響を評価するものである。しかしながら、ここでは、事象が起こった際の放出量の評価は行わず、「結果」に相当するものとして、安全側に、リスク源が持つ放射性物質の全量に、漏えい又は移動のしやすさの観点から気体、液体、固体等の性状を加味したものを「潜在的影響度（又はハザードポテンシャル）」と定義し、これを用いることとする。現実には、対象のリスク源に含まれる放射性物質が全量放出される可能性は極めて小さいと考えられる。

「起こりやすさ」は、起因事象が、リスク源を閉じ込めている施設の健全性等に及ぼす影響を考慮した「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」とする。

対象とする各リスク源に対して、潜在的影響度と閉じ込め機能喪失の起こりやすさを考慮したリスクのイメージを図-1に示す。リスクレベルは二つの指標に関連し、図中右上ほどリスクレベルが大きい。

なお、この分析は、主要なリスク源に対するものであり、その他のリスク源や作業に伴うリスクは考慮していない。今後、その他のリスク源や作業リスクも含めたより詳細な分析についても、検討を進める。

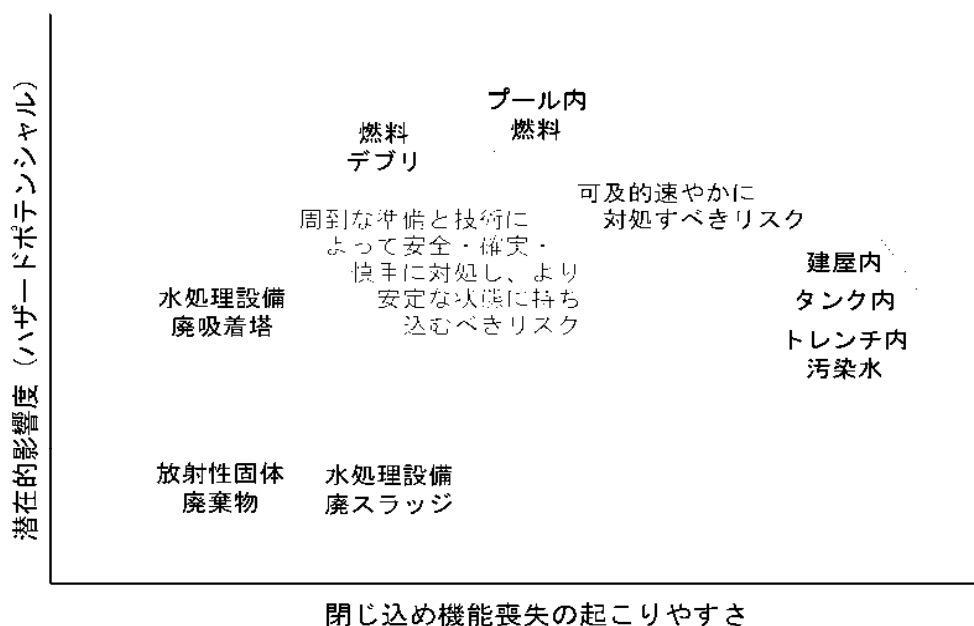


図-1 福島第一原子力発電所のリスクのイメージ

iii. リスク低減戦略

対象とする8つの主要なリスク源は、そのリスクレベルによって3分類し、各々以下のように対応すべきである。

(1) 可及的速やかに対処すべきリスク

図-1において右上の領域に位置する汚染水及びプール内燃料は、主として閉じ込め機能や性

状の点でリスクレベルが相対的に高く、また、その対策の実行は容易ではないものの中長期にわたる研究開発課題はないので、すでに進めている汚染水の対策及びプール内燃料の取り出しを着実に継続していくべきである。

- (2) 周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきリスク
燃料デブリは一定の安定状態にあり、上記の可及的速やかに対処すべきリスク源ほどにはリスクレベルが相対的に高くないものの、放射性物質の量が多く、位置や性状について不確かさも大きいため、周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきである。

- (3) 長期的な措置をすべきリスク

左下の領域に位置する水処理設備廃スラッジ、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物は、放射性物質の量は比較的少なく、また、すでに一定の安定状態にある。これらを更に安定な状態に持ち込むためには、長期的な視点に立った廃棄物戦略を構築すべきである。なお、水処理設備廃スラッジは、液体に近い状態にあることに留意して慎重な対応が必要である。

4) 現在の取組状況

福島第一原子力発電所における各リスク源の現状を以下に示す。汚染水及びプール内燃料は既に取組が進められている。一方で、燃料デブリ及び廃棄物はさらなる状況把握や検討が求められるため戦略プランを策定する。

- (1) 汚染水：建屋内等に滞留する汚染水、タンク内に貯水されている逆浸透膜濃縮塩水の浄化により、主要核種であるセシウム（Cs）、ストロンチウム（Sr）の量は、中長期ロードマップ開始（2011 年 12 月）時から十分に大きく低減しており、汚染水に対するリスク低減は着実に進捗している。
- (2) プール内燃料：プール内燃料については、各号機の放射性物質の量、発熱量、水素爆発による建屋損傷・ガレキ落下の状況等を勘案して、リスク低減の優先度で、4 号機、3 号機、1 号機、2 号機の順に取り出す計画に従い進めている。4 号機からの取り出しは 2014 年 12 月 22 日に終了した。
- (3) 燃料デブリ：炉内状況の把握は困難であるが、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内及び原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内温度は、継続的な冷却と崩壊熱の減少により、安定的に低下傾向を示している。また、PCV ガス管理設備のガス放射線モニタから臨界の徴候は見られておらず、安定な状態を維持している。燃料デブリを取り出すためには、PCV を開放し、極めて放射線量の高い燃料デブリにアクセスする必要があるため、作業員や環境への放射性物質によるリスクを最小化すべく、その計画・準備に時間をかけ慎重に進める。
- (4) 廃棄物：発生した廃棄物は、その性状、線量率等に応じて、貯蔵庫や一時保管施設に分別保管等が行われているほか、より適切な保管を行うための施設や減容のための焼却炉の建設などが進められている。水処理設備廃スラッジ、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物については、性状や特性の把握を着実に進め、それに基づき処理・処分方を検討していくことが重要である。中長期的には安全に保管管理していく必要があり、その際、処分方策との整合性を考慮することが重要である。

4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン

1) 燃料デブリ取り出し分野の検討方針

燃料デブリは、現在一定の安定状態にあるが、さらにそのリスクを低減するためには、周到な準備と技術によって取り出し、安定保管することが必要である。これは、①取り出しまでの間、燃料デブリの安定状態を維持・管理する、②燃料デブリを安全に取り出す、③取り出した燃料デブリを収納・移送した後、安定的に保管するというステップで進めることとなる。このうち、②燃料デブリを安全に取り出すためには、大きく分けて、「燃料デブリの量、位置、性状、核分裂生成物（以下「FP」という。）分布の把握」、「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討が必要となる。これらに関する検討は多岐にわたるため、全体像をとらえるべく、骨格となる必要な要件の構成を記した図（以下「ロジック・ツリー」という。）を図-2に示す。

「燃料デブリの量、位置、性状、FP分布の把握」は、燃料デブリ取り出し工法を検討する上で重要なインプット情報となるものであり、実機調査、解析、過去の知見及び実験等取得可能な情報に基づき総合的に推定を行う。

「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討は、燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件にあたるものであり、以下の9項目からなる。

- (1) PCV・建屋の構造健全性の確保
- (2) 臨界管理
- (3) 冷却機能の維持
- (4) 閉じ込め機能の構築
- (5) 作業時の被ばく低減
- (6) 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- (7) 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- (8) 系統設備^{*2}、エリアの構築
- (9) 労働安全の確保

現行の中長期ロードマップにおいては、冠水工法によるPCV上部からの燃料デブリ取り出しを基本として、2021年12月までに初号機の燃料デブリ取り出し作業を開始することを目標に、現場における作業・調査を進めるとともに、工法を実現するために必要な遠隔での除染・調査・作業用の装置・設備などの技術開発を進めている。また、上部までの冠水が困難になることを想定して、気中工法などの検討も併せて進めることとしている。

本戦略プランでは、考えられる燃料デブリ取り出し工法オプションを提示し、その中から重点的に検討する工法を選んだ上で、冠水・気中各工法の上述の9つの技術要件に対する取組の現状と今後の対応について整理する。さらに、工法オプションの組合せによる複数のシナリオから号機ごとの状況に応じたシナリオの選定計画を立案する。

^{*2}系統設備とは、循環注水冷却システム（汚染水回収機能含む）、放射性ガスの処理システム等のシステム関連設備に加え、建屋コンテナやセルを含むものである。

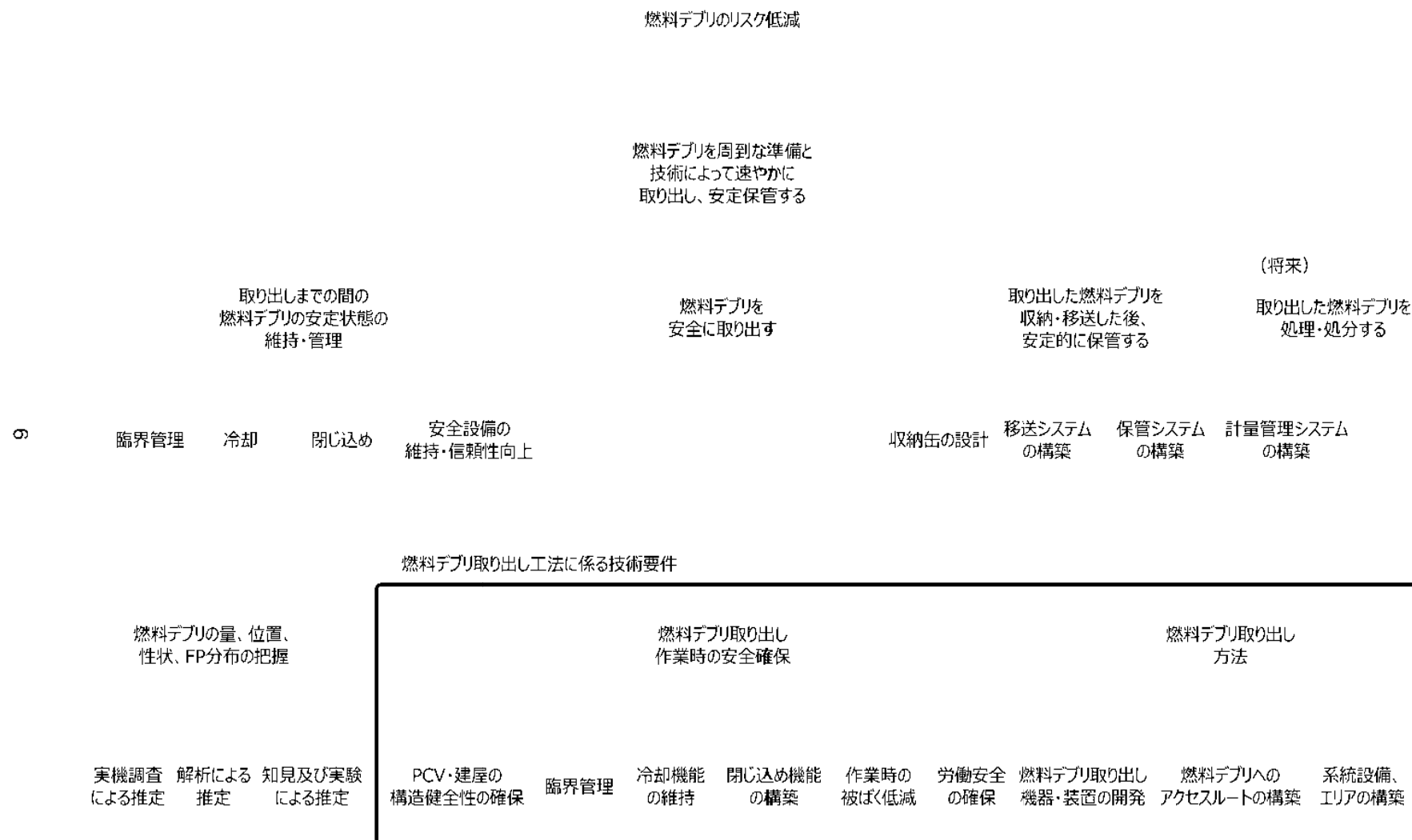


図-2 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

2) 5つの基本的考え方に基づく燃料デブリ取り出し工法／適用技術検討

燃料デブリの取り出し工法や適用技術を検討する際には、5つの基本的考え方の視点から表-1に示す評価の指標を定めて進める。

表-1 5つの基本的考え方に基づく評価の指標

評価の指標（5つの基本的考え方）	
安全	放射性物質の閉じ込め（環境への影響）
	作業員の被ばく（作業時間、環境）
	労働安全の確保
	リスク低減効果
確実	技術開発の難易度・技術成熟度
	要求事項への適合性
	不確実性に対する柔軟性・ロバスト性 ^{*3}
	代替策等の対応計画
合理的	要員の確保（研究者、エンジニア、作業員）
	廃棄物発生量の抑制
	コスト（技術開発、設計、現場作業）
	作業エリア、敷地の確保
	廃止措置の後工程への影響
迅速	燃料デブリ取り出しの早期着手
	燃料デブリ取り出しにかかる期間
現場指向	作業性（環境、アクセス性、操作性）
	保守性（メンテナンス、トラブル対応）
	各号機への適用性

特に、安全に関しては、特定原子力施設としての規制対象となるが、明確な基準が存在しないことから、燃料デブリ取り出しにおける安全確保の考え方を明確にし、規制機関とのコミュニケーションを開始する必要がある。

3) 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討

燃料デブリについては、循環注水冷却設備等の設置を完了し、設備の多重化等の信頼性向上策も講じられており、安定した冷却状態を維持している。引き続き、安定状態を管理・監視していくことは、安全上重要である。

このため、引き続き、放射性物質の放出抑制・管理機能、原子炉の冷却機能、臨界防止機能、水素爆発防止機能の維持・強化を図っていき、燃料デブリの冷却状況、放射性物質濃度及び量を

^{*3} ロバスト性とは、想定した条件が多少変わっても機能を発揮する頑健性を有することをいう。

監視する。

4) 炉内・燃料デブリの状況把握

燃料デブリ、Cs 等の FP の分布の状況把握については、PCV 内部の線量率が高く、カメラ等による光学的な観測が困難であり、これまで事故進展解析技術を用いて、原子炉内の燃料デブリの位置や原子炉・PCV の状況の推定・評価を実施してきているが、現状では得られる結果に大きな不確かさが残る状況にある。

燃料デブリ取り出し工法を検討する上では、燃料デブリの分布状況（位置と量）は、燃料デブリへのアクセス性に関わることから重要となる。このため、PCV 内部調査においては、RPV ペDESTAL の内外における燃料デブリの状況に重点を置く。RPV 内の燃料デブリの有無については、ミュオンによる燃料デブリ検知技術^{*4}が期待される。

燃料デブリ取り出し工法・装置の開発に必要な燃料デブリの性状（組成、機械的特性、化学形態等）、Cs 等の FP の分布、PCV/RPV 内の線量分布については、これまでに得られた調査結果も踏まえて、事故進展解析の結果や模擬燃料デブリを用いて把握していく。表-2 にプラント調査の状況及び推定される燃料デブリの位置を示す。

表-2 プラント調査状況と燃料デブリ推定位置

号機	プラント調査状況	燃料デブリ位置の推定
1号機	<ul style="list-style-type: none">● D/W 内水位は底部から約 3m 程度● S/C 内水位はほぼ満水● サンドクッションドレン管からの漏えいを確認● S/C 真空破壊ラインの伸縮継手カバーからの漏えいを確認● 原子炉建屋 1 階南東エリアに線量率高い（数 Sv/h）箇所有	<ul style="list-style-type: none">● 燃料デブリはほぼ全量下部プレナムへ落下、炉心部にほとんど燃料残存無● 下部プレナムに落下した燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下● RPV ペDESTAL 外側にも存在範囲が拡大（シェルアタックの可能性有り）
2号機	<ul style="list-style-type: none">● D/W 内水位は底部から約 30cm 程度● S/C 内水位は中央部付近であり、トラス室水位とほぼ同等● トラス室上部に漏えい痕跡なし● RPV ペDESTAL 開口部から内部を撮影した写真により RPV 下部の構造物が確認できたため、RPV 底部の破損は大規模ではない可能性有り	<ul style="list-style-type: none">● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ペDESTAL 外側には無い可能性有り）
3号機	<ul style="list-style-type: none">● D/W 内水位は底部から約 6.5m 程度（D/W と S/C の差圧より推定）● S/C はほぼ満水● 主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えいを確認	<ul style="list-style-type: none">● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ペDESTAL 外側には無い可能性有り）

（D/W：ドライウェル、S/C：サプレッションチェンバー）

5) 燃料デブリ取り出し工法オプションの検討

PCV 上部まで冠水することが困難な場合、水位を PCV 上部より下とした状態で燃料デブリ取り出しを行う工法や、空冷による完全気中工法が選択肢となる。また、達成できる水位により、燃料デブリ取り出し工法として異なる特徴を持つ。図-3 に PCV 内水位ごとの工法を示す。

^{*4} ミュオンによる燃料デブリ検知技術とは、宇宙や大気から降り注ぐミュー粒子（ミュオン）が物質を通り抜ける際に密度の違いにより粒子の数や軌跡が変化する特性を利用して燃料の位置や形状を把握する技術をいう。

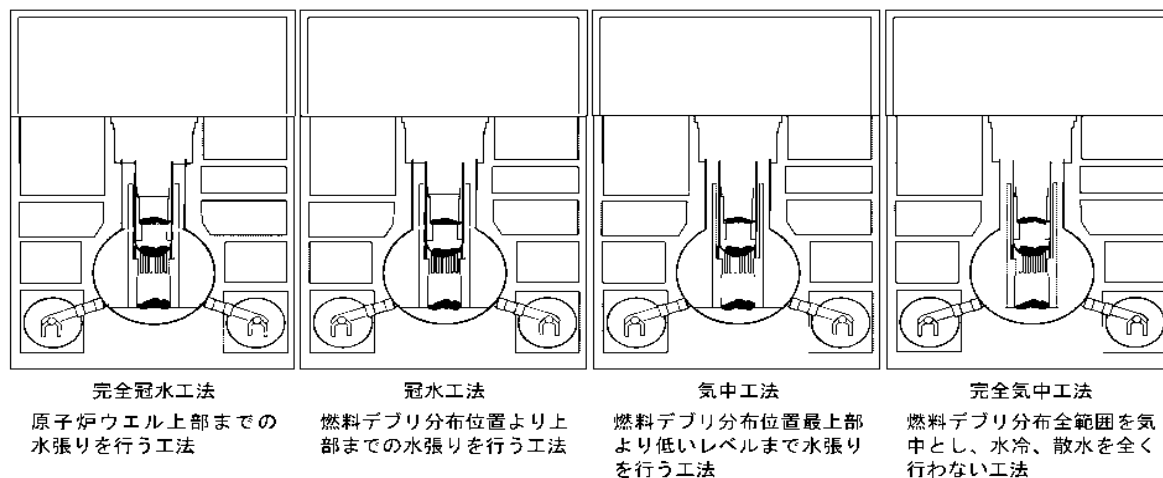
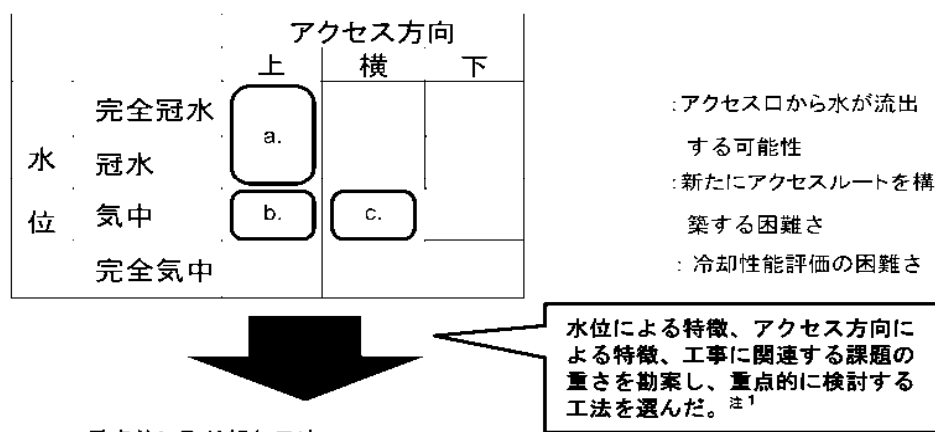


図-3 PCV 内水位ごとの工法の種類

また、水位による整理に加え、燃料デブリへのアクセス方向について考えると、上からアクセスする場合、横からアクセスする場合、下からアクセスする場合の3通りが考えられるが、燃料デブリの存在する位置に応じ、アクセス方向ごとの特徴が考えられる。水位とアクセス方向の組合せにより、複数の工法オプションが考えられる。

燃料デブリを取り出すための3通りのアクセス方向とPCV内水位の組み合わせに対して、実現可能性の観点から図-4に示すように重点的に取り組む工法を絞り込んでいる。

なお、重点的な検討範囲外としたが、下からアクセスする工法及び完全気中工法については、基礎的な検討を行っていくこととする。



重点的に取り組む工法

- 冠水-上アクセス工法^{注2}
- 気中-上アクセス工法
- 気中-横アクセス工法

注1：水位はアクセス口より低いことを前提とする。

注2：冠水には完全冠水を含む。

図-4 燃料デブリ取り出し工法オプションの絞り込み

重点的に取り組む3工法の具体的なイメージを図-5に示す。

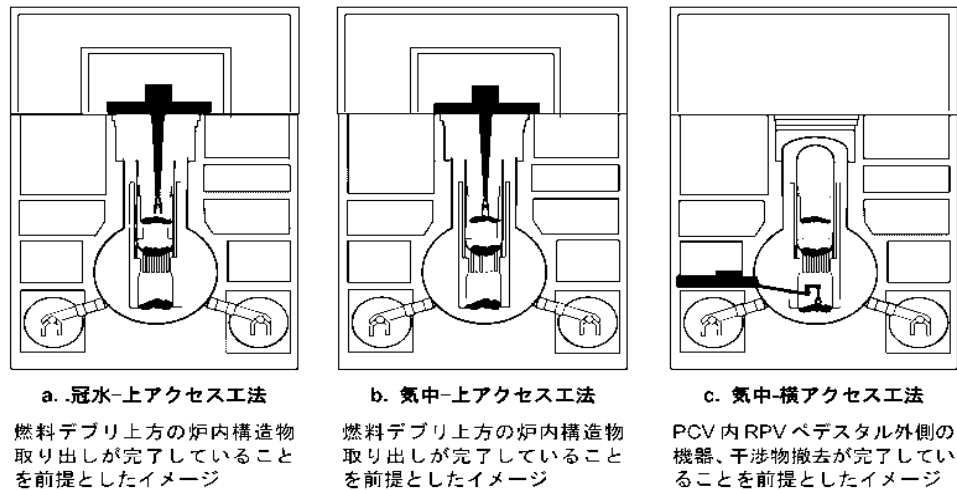


図-5 重点的に取り組む3工法（イメージ）

6) 冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討

冠水工法（水位：炉心領域上端部以上、完全冠水含む）による燃料デブリ取り出しの実現に必要な9項目の技術要件について、その実現性を判断するために必要な取組を検討し、研究開発、現地調査等における現在の取組状況（実績、計画）を踏まえて、新たに検討すべき事項も含め今後の対応方針を取りまとめた。

冠水工法は、PCV内に水を張ることにより、燃料デブリの冷却、放射線の遮へい、燃料デブリ取り出し時に発生する放射性ダストの飛散抑制が期待できる。しかしながら、水をPCVに張るためには、PCV漏えい箇所の補修により安定的に水位が維持できることが前提になる。この工法を実現する上で特に重要な課題は以下の3つである。

- PCV補修及び水位管理システムの構築
PCV漏えい箇所の補修方法、PCV循環冷却ループ、漏えい水回収・水位管理システムの開発・検討を実施し、PCV内水位を安全に管理できるシステムを構築する必要がある。また、PCV補修工事等の安全・品質及び長期信頼性の確保及び事故時の汚染水の外部への漏えい防止も検討する必要がある。
- 冠水時等の荷重及び経年劣化等を考慮したPCV・建屋の構造健全性の確保
冠水によりPCVにかかる荷重及び構造物の腐食等による劣化を考慮した地震時における構造健全性評価手法を開発するとともに、補強が必要な箇所を抽出し、その方策を検討する。
- 水位上昇時等の未臨界性の維持
燃料デブリ取り出し作業に伴い、水位や燃料デブリの形状が変化した場合でも、未臨界状態を維持する必要がある。このため、中性子吸収材の開発に加え、未臨界評価やモニタリング技術の開発を進めている。特に、原子炉内に反応度の高い燃料が残っていた場合、水張り時に臨界を起こす可能性がある。対策として、中性子吸収材であるホウ酸水を用いた場合、PCVの腐食に影響を与える可能性があり、PCV健全性も含めた未臨界性の維持を検討する必要がある。

7) 気中工法を前提とした取組評価と実現性の検討

気中工法（上及び横アクセス）に関しても燃料デブリ取り出しの実現に必要な 9 項目の技術要件について検討し、今後の対応方針を取りまとめた。

また、気中工法に関しては資源エネルギー庁による廃炉・汚染水対策補助事業の一環として、2014 年 6 月に「気中にて燃料デブリを安全かつ確実に取り出す代替工法の概念検討」、「代替工法のための視覚・計測技術の実現可能性検討」、「代替工法のための燃料デブリ切削・集塵技術の実現可能性検討」の 3 事業について国際公募が実施された。今後の検討結果を踏まえて、実現性等を評価し、2015 年度以降具体的な研究開発を継続することが期待されるテーマについては、実機適用への枠組みを検討することが必要である。

気中工法は、PCV 内の水位を現状程度に維持して、燃料デブリを取り出す工法であり、PCV 水位管理や臨界管理等が比較的容易である。一方、放射線の遮へい、放射性ダストの飛散防止が期待できない。このため、実現性に関し特に重要な課題として、以下の 3 つがあげられる。

- 燃料デブリ等による高放射線の遮へい
燃料デブリや FP、放射化物による放射線により、作業員や公衆に与える影響を考慮した遮へいを行う必要がある。また、遮へい材による重量等が原子炉建屋に与える影響を考慮する必要がある。
- 建屋外へのダスト飛散による作業員・環境への影響管理
放射性ダストが外部に飛散しないように、燃料デブリの取り出し方法や飛散防止対策を検討する必要がある。
- 燃料デブリ取り出し装置等の耐放射線性の確認
燃料デブリ取り出し装置等が高放射線量の燃料デブリ等にさらされるため、取り出し作業に大きな影響を与えない程度の耐放射線性が要求される。

なお、工事の方法によっては、燃料デブリの一部が冠水していない状態となることも想定されるため、その場合には、燃料デブリの空冷評価が必要となる。また、気中工法においても、冷却のために燃料デブリに接した水の漏えいを防止し、取り出し過程で生じる燃料デブリの小片を回収することで水を浄化することは必須であり、PCV 補修を含めた漏えい防止・浄化システムを構築する必要がある。

8) 冠水工法・気中工法のいずれの工法においても共通で検討すべき課題

冠水工法・気中工法のいずれにおいても共通で重要となる課題は以下の 4 つである。

- 除染等線量低減による原子炉建屋アクセス性確保
原子炉建屋内は依然として高線量状態にあるため、原子炉建屋内の状況調査を行い、汚染状況を推定・評価する。その上で、遠隔操作が可能な除染装置を活用するとともに、汚染機器の撤去や遮へいを組み合わせて線量低減を実施し、アクセス性を確保する。
- 燃料デブリへのアクセス性確保

燃料デブリ自体を取り出す前に、上アクセスであれば、ウェルシールド・プラグ^{*5}、PCV/RPVヘッド、炉内構造物等、横アクセスであれば、PCV内機器等の障害物の撤去が必要になる。これらを安全に実施する技術開発、検討も重要である。

- 保守/トラブル時の装置へのアクセス性の確保
燃料デブリ取り出し作業を行うためには、装置を構成する部品の交換や点検等の保守管理、トラブル発生時の対応をできるように、作業員がアクセスして対応できる環境を整備する必要がある。
- 燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築
多様な燃料デブリを想定し、条件設定を行った上で収納・移送・保管システムに関する検討を行う必要がある。また、計量管理方策の構築も必要である。

なお、燃料デブリ取り出し作業にあたっては、関連する系統設備の検討やそれらを含めた他工事との調整による作業エリアの確保及び発生する固体廃棄物に適した保管場所や保管方法について検討しておくことが重要である。さらに、労働安全を確保するため、事前の安全評価を実施するとともに、関係者全員で強い安全意識を共有し、作業環境、作業条件の改善を行うことが必要である。

9) 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討

i. 燃料デブリ取り出し工法7つのシナリオ

燃料デブリを取り出すシナリオとして、重点的に取り組む3つの工法（冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法）を単独で適用する場合と2つの工法を組み合わせる場合の合わせて7つのシナリオが導出される。また、各シナリオが対処可能な燃料デブリの位置を図-6に示す。

シナリオ	工法			各シナリオが対処可能な燃料デブリの位置		
	冠水 上アクセス	気中 上アクセス	気中 横アクセス	RPV内	RPV ペDESTAL内	RPV ペDESTAL外
(1)	○	—	—	NG		NG
(2)	—	○	—			NG
(3)	—	—	○			
(4)	①	—	②			
(5)	②	—	①			
(6)	—	①	②			
(7)	—	②	①			

○内の数字は施工順を示す。

図-6 燃料デブリ取り出し工法シナリオと対処可能なデブリ位置

^{*5} ウェルシールド・プラグとは、PCVの上部にある遮へい用のコンクリート製の上蓋をいう。運転中は原子炉建屋最上階の床の一部となっている。

複数シナリオを構成する工法の実現に向けて鍵となる技術開発、検討の進捗を踏まえて、各工法の実現性を見極めるとともに、各号機の PCV 内部調査他により得られる号機ごとの燃料デブリの位置、分布状況等のプラント状況の推定確度の向上に伴い、号機ごとに実際に実機に適用するシナリオを段階的に選定していく。

ii. 燃料デブリ取り出し工法方針の決定

中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設定されている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示されたポイントに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うこととする。初号機のシナリオ選定以降、実機適用準備を行って必要な検証を加えたうえで、初号機の燃料デブリの取り出し方法を確定する。その際、実現可能と判断されるシナリオが複数ある場合には、安全・確実・合理的・迅速・現場指向の 5 つの基本的考え方に基づく評価項目により比較評価して、優先シナリオを選定する。図-7 に、その選定フローを示す。

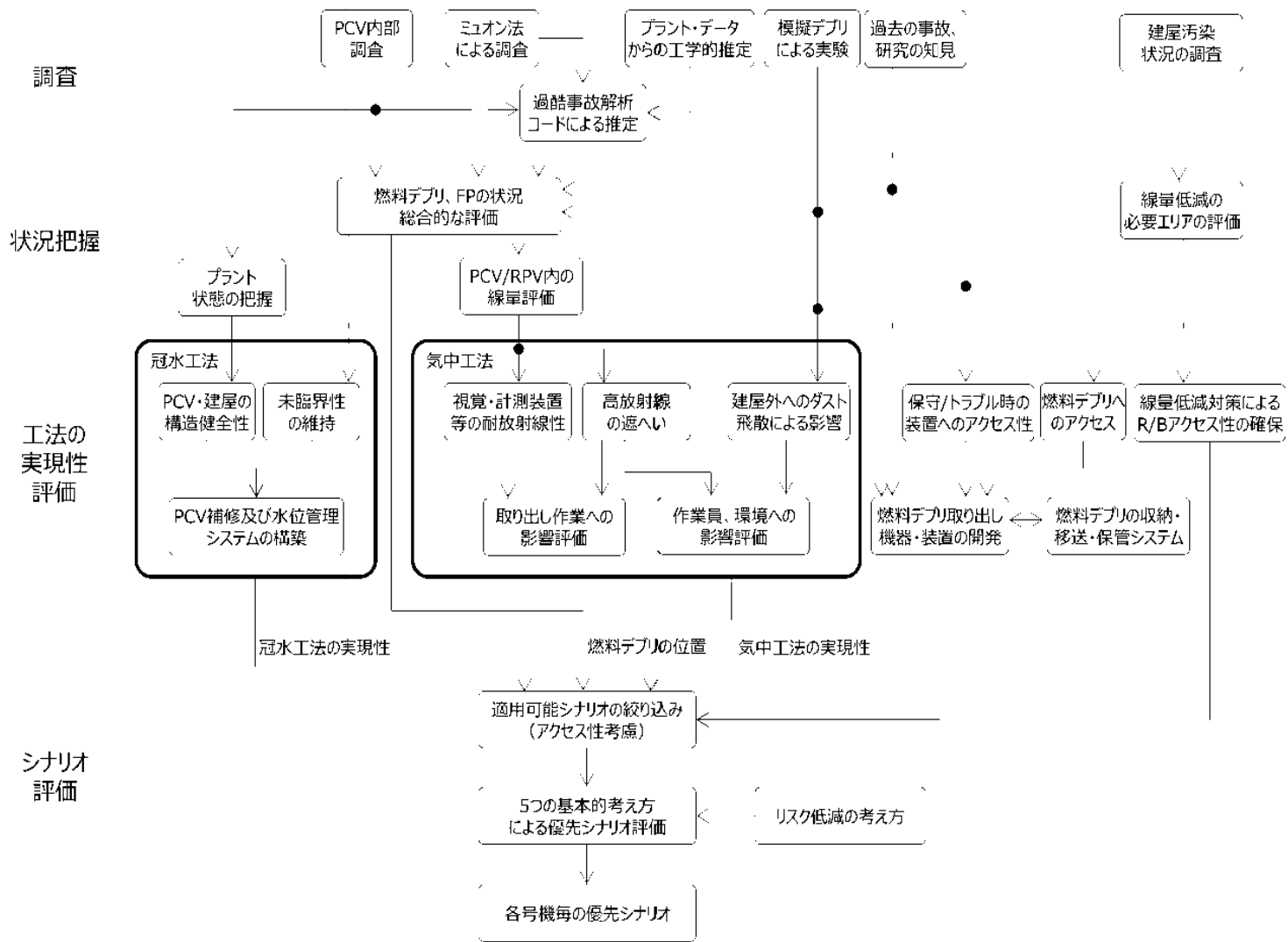


図-7 燃料デブリ取り出しシナリオ選定フロー

5. 廃棄物対策分野の戦略プラン

1) 廃棄物分野の検討方針

福島第一原子力発電所廃炉に向けては、施設全体のリスク低減及び最適化を図るために必要な措置の迅速かつ効率的な実施が求められている。廃棄物対策としては、事故等で発生した固体廃棄物^{*6}は、破損した燃料に由来した放射性物質等の付着、塩分の含有等、従来の原子力発電所で発生していた廃棄物とは特徴が異なるが、その安全かつ安定な保管管理とともに、中長期を見据えた処理方法や処分概念の検討が重要である。

現行中長期ロードマップにおいては、2017年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめ、2021年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設定されている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示されたポイントを目標に検討を実施する。

このため、廃棄物対策分野の戦略プランとしては、以下の手順で検討を実施した。

- (1) 今後、固体廃棄物の処分方策を具体化していくに当たり、国際的に取りまとめられている一般的な放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方を整理しておくとともに、それに関連して留意すべき処理のあり方も整理する。
- (2) 固体廃棄物に関する現行ロードマップの記載事項について、取組の現状を評価するとともに、今後の廃棄物対策の取組の内容又はスケジュールに影響を与え得る課題を抽出する。
- (3) 上記(1)の基本的考え方、上記(2)で抽出された課題等を踏まえ、中長期的な固体廃棄物対策において、現時点から対応又は留意すべき事項について記載する。
- (4) 上記(2)(3)を踏まえ、研究開発も含めて、固体廃棄物対策に関わる今後の対応について述べる。

なお、今後の進展に応じて、適宜この戦略プランを見直し、内容の充実を図っていくこととする。

2) 国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方

国際放射線防護委員会（ICRP）や国際原子力機関（IAEA）において国際的に取りまとめられている一般的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方をまとめると以下のとおりである。

i. 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方

放射性廃棄物について、以下の基本的考え方を単独で又は組み合わせることにより、有意な健康影響を与えないよう措置される。

^{*6} 中長期ロードマップにおいて「固体廃棄物」は、「事故後に発生したガレキ等には、敷地内での再利用等により廃棄物あるいは放射性廃棄物とされない可能性があるものもあるが、これら及び事故以前から福島第一原子力発電所に保管されていた放射性固体廃棄物を含めて、「固体廃棄物」という。」とされている。

- (1) 廃棄物を閉じ込める。
- (2) 廃棄物を生活環境から隔離することにより、意図せずに人が接触する可能性を減らす。
- (3) 放射性物質の生活環境への移行を抑制し、遅らせることにより、放射性物質濃度を減らす。
- (4) 放射性物質が移行し生活環境に到達する量が、有意な健康影響を与えないほど低いことを確保する。
- (5) 有意な健康影響を与えない放射性物質濃度であることを確保するよう管理放出する。

ii. 放射性廃棄物の処理の在り方

- (1) 放射性廃棄物の処理の主な目的は、廃棄物の安全な処理そのもの、輸送、貯蔵及び処分のための受入れ規準を満たすように廃棄物形態を作製することにより安全を高めることであり、廃棄物処分の安全性を確保するものである。
- (2) 処理は、廃棄物の特性及び管理段階（前処理、処理、廃棄体化、輸送、貯蔵及び処分）の要求を適切に反映しなければならない。処理の決定を行う際に、各管理段階で将来的に予想されるあらゆる要求が、可能な限り考慮されなければならない。その際、放射線による健康影響だけでなく、非放射性の含有物質による環境影響や社会的及び経済的要因も含む様々な要因が考慮されるべきである。
- (3) 廃棄物をどの程度まで処理するか決定する際には、処理の対象となる放射性廃棄物の量、放射能及び物理的・化学的性質、利用できる技術、貯蔵容量、及び処分施設の利用可能性が考慮される。
- (4) 上記(3)の場合であっても、処分の要件が定まっていない時点で処理を行う場合は、処分の要件が定まった際に、それに適合する処理が可能でなければならない。
- (5) 処理を実施する前に、一定の放射能レベルに減衰するまで貯蔵してもよい。その結果、規制上の管理からクリアランス^{*7}することもできる。

放射性廃棄物対策では、安全に処分することが最終的な目的であるため、処理は、安全性向上の観点から保管管理における含水物の漏えいや飛散の危険性の低減のための対策等を施す場合でも、処分方策と整合できる柔軟性が求められる。また、減容処理についても、処分方策との整合性を確保しつつ、貯蔵容量の制約や経済合理性の観点からその実施が検討されるべきである。

3) 現行の中長期ロードマップに基づいた取組の現状と評価・課題

現行の中長期ロードマップに基づいた取組の現状と課題について述べる。

(1) 発生量低減

敷地内へ持ち込む梱包材や資機材等の持込抑制、再使用、再生利用などの固体廃棄物の発生量低減対策が行われている。減容処理については、2015年に焼却炉を設置し、使用済保護衣等の焼却可能なものの処理を開始する計画が進められている。

(2) 保管管理

発生した固体廃棄物の保管対策として、その線量率に応じて、貯蔵庫や一時保管施設への

^{*7} クリアランスとは、我が国では、原子力施設で用いた資材等について、含まれる放射性物質が人の健康への影響を無視できる濃度以下であることを国が確認した場合、原子炉等規制法の規制から解放される（廃棄物・リサイクル関係法令の規制を受ける）ことをいう。

分別保管等が行われている。水処理二次廃棄物の保管については、腐食抑制等の対策の必要性について引き続き検討していくことが重要である。

(3) 性状把握

固体廃棄物の性状把握に関して、ガレキの分析、水処理二次廃棄物の性状評価、難測定放射性物質の分析手法の開発等が行われている。また、放射性物質の量を評価するための手法の検討が進められている。しかしながら現時点では、高線量等の理由で、まだサンプリングできていない箇所がある。

(4) 処理及び処分方策に関する検討

固体廃棄物に関して、廃棄体化を含めた既存の処理技術の調査、廃棄体化技術の基礎試験、既存の処分概念や安全評価手法の調査・検討などが行われている。

廃棄物の性状把握等を踏まえつつ、上記取組を着実に実施し、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方として、取りまとめていく。

4) 廃棄物対策における中長期観点からの対応方針と今後の対応

放射性廃棄物対策における安全確保の基本的な考え方や現行の中長期ロードマップに基づいた取組から抽出された課題を踏まえ、福島第一原子力発電所の中長期的な固体廃棄物対策において、現時点から対応または留意すべき事項について述べる。

(1) 発生量低減

固体廃棄物の発生量低減の観点から、サイト外から持ち込まれる梱包材、予備品等の持込抑制の一層の徹底が合理的であり、また、構内再利用などの促進も検討すべきである。

固体廃棄物の減容設備の導入や除染方法の選択をする場合、二次廃棄物の発生に留意し、二次汚染抑制はもとより、発生する二次廃棄物の性状や処分への影響を評価し、適切な技術を選択することが重要である。

(2) 保管管理

今後の工事に伴い発生する固体廃棄物の発生時期、量及び性状の予測を行い、それに基づく保管管理計画を策定することが現在予定されており、敷地を有効活用して計画的に保管管理を実施していく観点から重要である。

燃料デブリ取り出し作業の際に発生する固体廃棄物に関して、適した保管場所や保管方法について、燃料デブリ取り出し工法の検討と並行して検討しておくことが必要である。

(3) 性状把握

建屋地下スラッジのように固体廃棄物の処理・処分等に影響を与える可能性がある廃棄物はその性状把握が極めて重要である。その中で試料が採取できていないものについて、採取方法を調査検討し、適用性を確認しつつ、サンプリング計画を早期に策定することが重要である。

性状把握のための分析に関して、現時点では利用されていない既存の分析施設の活用、新規の分析・研究施設の整備及びそれらの運用体制の強化・整備により、分析能力の増強を図ることが極めて重要である。

(4) 処理及び処分方策に関する検討

固体廃棄物の処理及び処分方を安全かつ合理的なものとするため、廃棄物の特徴の把握、それに適した処分方策、その処分方策を念頭においた処理のあり方など、総合的な検討を行うことにより、処理及び処分方を具体化していくことが極めて重要である。

固体廃棄物の発生履歴等の属性、汚染履歴、包含される放射性物質濃度等の情報を保存・管理し、それに基づき区分管理を行うことが重要である。

固体廃棄物に関する規制制度が円滑に整備されていくためには、必要な情報を規制機関に適宜積極的に提供していくことが重要である。

6. 研究開発への取組と全体計画

1) 研究開発の概観

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的難易度が極めて高い課題を多く伴うものであり、政府による補助事業等を通じ、現場への適用を目指した信頼性が高い技術の研究開発が国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）等の研究機関によって進められている。

また、日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）を中心として研究拠点施設の整備や基盤的な研究が進められるとともに、大学・研究機関を中心とした人材育成の拠点化に向けた取組が開始されている。

こうした中、NDFは法定業務として「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」を行うこととしており、設立の際に「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発に関する業務を実施するための方針（以下「研究開発業務実施方針」という。）」を策定し、研究開発の企画、調整及び管理のあり方（研究開発マネジメントのあり方）を明確化した。

NDFは、研究開発を推進するために、これらの研究開発を一元的に把握・レビューするとともに、各々の実施主体の特性や期待される成果を踏まえた上で、役割分担の明確化と関係機関の密接な連携により、全体最適化に取り組んでいく。研究開発の段階と中心となる実施機関を図-8に示す。

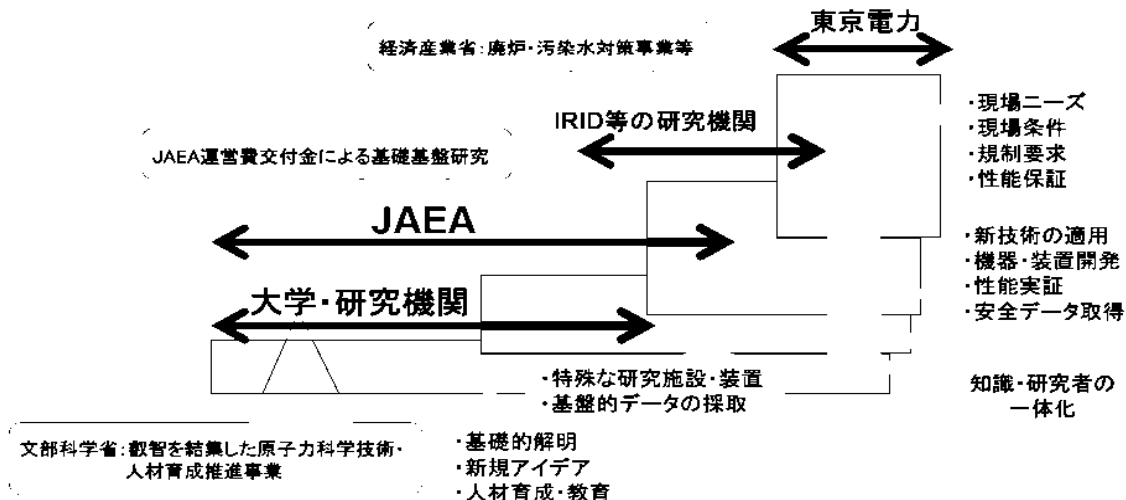


図-8 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発事業の全体像

2) 研究開発プロジェクトの次期計画

燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランに提示される研究開発課題は、重要度や難易度を踏まえ、目標達成に向けて迅速かつ的確に実行に移すことが重要である。特に、現場への適用を念頭に「廃炉・汚染水対策事業」において取り組まれている研究開発プロジェクトの次期計画の策定や実行にあたっては、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランで提示される優先的に取り組むべき研究開発課題を反映していく。以下に検討のステップ及び視点を示す。

(1) 検討のステップ

- a. 現場の最新状況等を踏まえ、現行の研究開発プロジェクトについて妥当性等の確認・検討を行い、課題を抽出・特定
- b. 「戦略プラン」等の検討を通じ、優先的に取り組むべき事項を特定・整理
- c. 上記を踏まえ、新たな課題への対応を含め、個別の研究開発の見直しの方角を提示

(2) 研究開発に共通の重要な視点

- a. 研究開発の目的・目標、役割分担の明確化
 - 現場工事や現場工事等に関する技術的検討などからの要求、プラントの状況など最新状況を適時に反映する。
- b. 主な目標工程
 - 中長期ロードマップで定める燃料デブリ取り出し方法の確定時期に間に合うような工法の実現性評価及び工法方針の決定
 - 中長期ロードマップで定める時期までの固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の提示

(3) テーマごとの重要な視点（燃料デブリ取り出し）

- a. 炉内状況把握の高度化
 - 炉内・燃料デブリの状況を可能な限り具体的に把握し、安定状態にあることを継続的に確認していくために、複数の個別プロジェクトごとの目的・目標を明確にするとともに、現場等で得られるデータ・情報や研究成果を適時に反映しながら連携・調整を図る。
 - 特に、カメラ・センサー等計測装置を活用して燃料デブリ等の状況を直接的に視認する PCV 及び RPV の内部調査・サンプリングについては、調査すべき特定の箇所の優先順位を考慮した調査計画を常にアップデートし、更なる技術の開発・活用を検討する。
 - 燃料デブリの取り出し工法の検討にも資するべく、燃料デブリの位置・FP 分布を把握する。
- b. 燃料デブリ取り出し工法の実現性評価及び取り出し作業時の安全確保

- 中長期ロードマップで定める時期までの燃料デブリ取り出し方法の確定に資するよう、冠水工法及び気中工法（上方、側面からのアクセス）について、各技術要件の実現性を評価するために必要なデータ・情報を取得する。
- 特に、格納容器の補修・止水の技術的成立性、格納容器の健全性、遮へい及び閉じ込め機能などを適切に評価・確認する。
- 燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実現するための技術開発を着実に進める。

(4) テーマごとの重要な視点（廃棄物対策）

- 中長期ロードマップで定める時期までに固体廃棄物の処理・処分の基本的な考え方を取りまとめ、その上で、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することを目標として、必要なデータ・情報を取得する。
- 特に、固体廃棄物の性状把握、処理方法、処分方法に関する検討を行い、発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物管理・取扱いに関する全体シナリオ（廃棄物ストリーム）の候補を提示することを目指す。
- 水処理の過程で発生する二次廃棄物については、長期間安定的な保管・処理を的確に行うための方策を検討する。

(5) 研究開発プロジェクトの次期計画

以上のステップ及び視点を踏まえた検討の成果は、2015年2月26日に開催された廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（第15回）で決定された研究開発プロジェクトの次期計画に反映された。

a. 燃料デブリ取り出し分野

- 除染・線量低減
 - ①原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
- 補修
 - ②-1 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発
 - ②-2 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験
- 内部調査
 - ③-1 原子炉格納容器内部調査技術の開発
 - ③-2 原子炉圧力容器内部調査技術の開発
 - ③-3 事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化
 - ③-4 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）
- 燃料デブリ取り出し工法
 - ④-1 燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発
 - ④-2 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
 - ④-3 原子炉圧力容器／原子炉格納容器の健全性評価技術の開発
 - ④-4 燃料デブリ臨界管理技術の開発

- 燃料デブリ分析
 - ⑤燃料デブリ性状把握（模擬デブリを用いた性状把握、実デブリ分析）

b. 廃棄物対策分野

- 固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発
 - ・ 研究開発成果の統合（処理・処分に係る基本的考え方の提示）
 - ・ 性状把握
 - ・ 処理に関する検討及び長期保管対策の検討
 - ・ 処分に係る検討

3) 研究開発マネジメント

NDF は、研究開発実施方針を踏まえて研究開発の企画、調整及び管理に取り組むこととしている。

特に、現場への適用を目指した「廃炉・汚染水対策事業」の研究開発プロジェクトを適確に進めていくためには、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランにおいて提示された優先事項や現場の最新状況等を踏まえた課題や達成すべき目標を適時に確認・調整することが重要である。また、例えば RPV/PCV の内部の状況を把握することを目標とする研究開発プロジェクトが複数あるが、これらは燃料デブリの取り出し工法の検討などに資することを「共通の目的」とする研究開発プロジェクトであるから、この目的の達成に直結する合理的な目標を各々の研究開発プロジェクトに設定することが重要である。これに加えて関連する現場工事や現場工事等に関する技術的検討を含めた取組を全体的に捉える研究開発マネジメントの仕組みの構築を目指すべきである。

具体的には、以下のとおり研究開発業務実施方針の項目ごとに示す視点を重視しつつ、研究開発プロジェクト開始前の企画段階のマネジメントを適確に行うことに加えて、研究開発プロジェクト開始後においても、定期的に、課題や達成すべき目標を確認し、必要に応じて調整するためのマネジメントを目指す。

(1) 実用化を念頭に置いた業務の実施

- 冠水工法に加え、気中工法も想定した工法・技術の適用性の検討
- 現場ニーズを踏まえた達成目標や優先順位の設定
- 各プラント共通の技術やシステムにおける研究開発プロジェクトの効率化
- 機器・設備等の維持・運用、作業安全等のための基準設定、運用に資する評価手法の開発

(2) 安全確保を重視した取組

- 研究開発課題や目標設定においても安全確保に配慮
- 被ばく低減の取組を優先的に進めることにより作業員の安全確保を最大限考慮

(3) 適確なマネジメントの実行

- 多様な複数の研究開発プロジェクトを統合的にマネジメントするための手法の導入と体制の構築

(4) 円滑な廃炉作業を進めるための国内外の叡智の結集

- 国内外で活用されている技術、知見、経験の取り込みと関連機関、専門家との連携
 - 技術調査、国際公募（RFI/RFP）を通じた技術成熟度の高い技術の活用
 - 基盤的な研究における研究機関、大学との効果的な連携の強化
- (5) 人材の確保に向けた取組
- 研究機関、大学と連携した基盤研究の推進を通じた人材育成・確保の強化
- (6) 原子炉施設の安全高度化に資する事故究明への貢献を含め、事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等の保存記録化・情報発信
- 情報等の収集・整理を効果的に進め、統合的に管理・情報発信するための仕組みの構築

4) 研究開発の基盤としての取組

(1) 研究拠点施設の整備

現在、JAEA において、モックアップ試験施設、放射性物質分析・研究施設に加え、廃炉国際共同研究センターを整備する構想が進められている。拠点の整備にあたっては、異なる分野、役割、専門性を持つ人材や組織が、成果等の情報を共有し、それらの枠を超えて各自の能力を互いに補完しながらチーム力を発揮して行くことにより効果的・効率的な研究を進めるとともに、研究開発の成果を廃炉の現場に繋げていくことが重要である。このため、国内外の資源や叡智を結集して研究や成果の現場での活用を進めるため、中核となる拠点を形成していくことが期待される。

(2) 基盤となる研究

JAEA は、IRID を通じた廃炉の現場への適用を念頭に置いた研究開発活動を実施するほか、それらの活動を円滑に進めるための基礎基盤研究を実施してきている。

JAEA をはじめとする研究機関や大学での研究は、廃炉工程を大幅に改善する可能性のある代替的で革新的な技術、廃炉作業や研究開発を確実かつ円滑に進めるための知見やデータ、顕在化していない課題を発見・抽出し廃炉作業や研究開発への提案など観点から、期待される役割が大きい。このため、廃炉に関する研究について、現場等における課題の共有や対策等を議論する場を構築していくことなどにより、広範な研究開発活動の活性化や研究者の創意工夫を促していくことが重要である。その上で、優れた研究成果や知見が得られたものについては、現場工事や研究開発プロジェクトに適時に適用されていくことが期待され、NDF はこれを円滑に進められるように関係機関とともに取り組んでいく。

(3) 人材育成

中長期にわたる廃炉に向けた取組を進めていく上では、人材の育成・確保を継続的に進めていくことが重要である。このため、大学や研究機関に期待される役割は大きく、文部科学省による「叡智を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（2014 年度までは、廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム）」を通じ、中核拠点（2014 年度の採択拠点は、東京工業大学、東京大学、東北大学）を形成することにより、基盤研究と人材育成を組み

合わせて進めていく取組が開始されたところである。

廃炉工程全体を俯瞰したうえで、必要な人材を具体的に明らかにしつつ、キャリアパスにも留意しながら、企業や研究機関における研修などの取組に加え、大学等の教育機関における取組を実施していくことが重要であり、人材の受け入れ側と輩出する側の双方の関係機関が一体となった人材育成・確保のための取組を推進していくべきである。

7. 今後の進め方

本戦略プランは、その初版（2015 年）として、福島第一原子力発電所の廃炉に係る技術的判断を行う上で重要な課題である①燃料デブリ取り出し、②廃棄物対策の 2 分野について、取り組むべき課題とその対応の考え方、それらに対する関係機関も含めた取組計画を取りまとめたものである。

今後、これらの 2 分野について、より具体的に取り組むべき事項を見える化し、関係機関との共有化を図り、マネジメントを行っていく。また、事業の評価として PDCA サイクルを回すとともに、現場や研究の状況等を踏まえて、戦略プランも定期的に見直しを行っていく。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の廃炉のための
技術戦略プラン 2015
～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～

平成
27
年
4
月
30
日

平成 27 年 4 月 30 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

当資料に関する一切の権利は、引用部分を除き原子力被害賠償・廃炉等支援機構に属し、いかなる目的であれ当資料の一部または全部を無断で複製、編集、加工、発信、販売、出版、デジタル化、その他いかなる方法においても、著作権法に違反して使用することを禁止します。

ごあいさつ

2011年3月に発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故から4年余りが経過しました。これまでの関係者の尽力により4号機の使用済燃料プールからの燃料の取り出し完了など、事故直後と比較すると状況は大きく改善しています。適正かつ着実に廃炉を進めていくことが福島復興の大前提であり、廃炉作業の進捗に対する地元の皆様の関心と期待は非常に高いものではありますが、一方で、過去に類を見ない過酷事故を起こした原子炉の廃炉作業を進める上で解決すべき課題は多数残されています。

これまでの取り組みの中では、現地関係者が緊急の課題への対応に追われ、中長期的視点に立った課題に関して十分な検討がなされておりました。こうした問題意識の下、事故炉の廃炉を安全かつ着実に進めるために、国内外の叡智を結集し、戦略の策定と技術的支援を行う専門組織として、昨年8月に原子力損害賠償支援機構が原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）に改組され、発足いたしました。以来、中長期的視点から廃炉の主な課題に関する具体的な戦略を検討し、このたび「戦略プラン」の初版を策定いたしました。

この「戦略プラン」は、政府の福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップにしっかりとした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資することを目的としています。

そのため

- 最新のプラント状況や研究開発の成果等の技術的根拠を明確化する
- わかりやすい表現に留意しつつも、技術的に正確な記述を行う

ことを策定方針といたしました。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、事故に由来する通常の原子力発電所にはない放射性物質によるリスクを継続的に下げるための取り組みであり、この戦略プランは中長期のリスク低減戦略の設計と言えます。策定に当たり、安全、確実、合理的、迅速、現場指向という5つの基本的考え方を定め、リスク低減の優先順位付けをして今後の取り組みをまとめています。

この戦略プランをまとめるに当たり、廃炉等技術委員会委員、各種専門委員会委員、海外特別委員等から助言を受けるとともに、経済産業省、文部科学省、東京電力、日本原子力研究開発機構（JAEA）、国際廃炉研究開発機構（IRID）等の関係機関との議論や協議も参考にいたしました。各位のご協力に厚く御礼申し上げます。

戦略プランの内容につきましては、プラント内部調査や詳細な検討状況を反映して、今後とも継続して見直して参ります。

NDFは、福島第一原子力発電所に係る廃炉の安全かつ着実な進捗という福島県民並びに国民の皆さまからのご期待に応えられるように引き続き努めて参ります。

なにとぞ、皆さまのご理解、ご鞭撻を賜りますようお願い申し上げます。

2015年4月

原子力損害賠償・廃炉等支援機構
副理事長 山名 元（ヤマナ ハジム）

東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2015（戦略プラン） 要 約

戦略プランの位置づけ

戦略プランは、福島第一原子力発電所の廃炉を適正かつ着実に実施する観点から、政府の「東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の着実な実行や改訂の検討に資することを目的とし、中長期ロードマップにしっかりとした技術的根拠を与えるものである。具体的には、事故炉の廃炉を行う上で重要な課題である溶融して固まった燃料（以下「燃料デブリ」という。）取り出し及び廃棄物対策について、研究開発を含む取組計画をとりまとめている。今後、現場状況の変化や研究開発成果等を踏まえて、継続的に評価・見直しを行う。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定するとされており、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法の複数シナリオからの絞り込みを行うこととし、これに向けて戦略プランの改訂等を行っていく。また、廃棄物の処理・処分については、2017 年度に基本的考え方のとりまとめを行うとされており、これに向けて戦略プランの改訂等を行っていく。

なお、戦略プランは、その内容が多岐に及ぶことから、内容の網羅性を担保し、論理展開の理解を促すことを目的に文書全体の論理展開を「ロジック・ツリー」形式で表現している。

戦略プランの基本的考え方

戦略プランでは「福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクを継続的、かつ、速やかに下げる」ことを基本方針とし、燃料、汚染水、廃棄物等の様々な放射性物質（リスク源）の潜在的影響度（ハザード・ポテンシャル）と閉じ込め機能喪失の起こりやすさにより表されるリスクの低減戦略を策定している。

主要なリスク源を優先順位により 3 分類し、そのうち、可及的速やかに対処すべき汚染水等のリスクについては既に対策が進められているため、戦略プランでは周知な準備が必要であり、数多くの課題にチャレンジしなければならない燃料デブリ取り出し及び長期的な措置を要する廃棄物対策の検討を実施する。

リスク低減に向けて、5 つの基本的考え方 1:安全 放射性物質によるリスクの低減及び労働安全の確保、2:確実 信頼性が高く、柔軟性のある技術、3:合理的 リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用、4:迅速 時間軸の意識、5:現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義、に基づき、燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策に関する技術検討を行う。

燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン

● 燃料デブリ取り出しの検討の進め方

燃料デブリは、現在一定の安定状態にあるが、さらにそのリスクを低減するためには、周知な準備と技術によって取り出し、安定保管することが必要である。これは、①取り出しまでの間、燃料デブリの安定状態を維持・管理する、②燃料デブリを安全に取り出す、③取り出した燃料デブリを収納・移送した後、安定的に保管するというステップで進めることとなる。このうち、②は大きく分けて、「燃料デブリの量、位置、性状、核分裂生成物（以下「FP」という。）分布の

把握」、「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討から構成される。

「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討は、燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件にあたるものであり、次の 9 項目からなる。1:PCV・建屋の構造健全性の確保、2:臨界管理、3:冷却機能の維持、4:閉じ込め機能の構築、5:作業時の被ばく低減、6:燃料デブリ取り出し機器・装置の開発、7:燃料デブリへのアクセスルートの構築、8:系統設備、エリアの構築、9:労働安全の確保。

- 工法の特徴

冠水工法：格納容器の上部まで水を張って、燃料デブリを水没させて、取り出す工法であり、燃料デブリの冷却、放射線の遮へい、放射性ダストの飛散防止等に優れるものの、格納容器の止水、耐震性、臨界管理等に課題がある。

気中工法：水を張らずに、燃料デブリが気中に露出した状態で、取り出す工法であり、燃料デブリの取り出しに向けて、上からに加え、横からのアクセスが可能になるものの、放射性ダストの飛散防止、放射線の遮へい等に課題がある。

- 工法オプションとオプションから導出されるシナリオの選定計画の立案

本戦略プランでは、冠水工法、気中工法のそれぞれで達成できる水位と燃料デブリへのアクセス方向より考えられる燃料デブリ取り出し工法オプションを提示し、その中から重点的に取り組む工法を選んだ上で、上述の 9 つの技術要件に対する取組みの現状と今後の対応について整理する。さらに、各工法の組合せによる複数のシナリオから号機ごとの状況に応じたシナリオ選定計画を立案する。

工法の実現に向けて鍵となる技術開発の進展、号機ごとの燃料デブリの位置・分布状況等プラント状況の推定確度向上等に伴い、実機へ適用するシナリオを段階的に選定していく。号機ごとのシナリオを確定するために必要な調査、研究開発計画の見直しを必要に応じ行う。

燃料デブリ取り出しシナリオを選定した後、実機適用準備を着実に進めることを目標とする。号機ごとに実現可能と判断されるシナリオが複数ある場合には、5 つの基本的考え方に基づき、安全性、確実性、合理性、迅速性、現場適用性の評価項目により比較評価して、優先シナリオを選定する。

廃棄物対策分野の戦略プラン

- 廃棄物対策の検討の進め方

福島第一原子力発電所廃炉に向けては、施設全体のリスク低減及び最適化を図るために必要な措置の迅速かつ効率的な実施が求められている。廃棄物対策としては、事故で発生した固体廃棄物の安全かつ安定な保管管理とともに、中長期を見据えた処理方法や処分概念の検討が重要である。

現行中長期ロードマップにおいては、2017 年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめ、2021 年度に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設定されている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示されたポイントを目標に検討を実施する。

- 発生量低減と保管管理

固体廃棄物について、持込抑制等の徹底及び構内再利用の促進により発生量を低減し、また減容等について二次廃棄物の発生も考慮した減容効果や処分への影響等に留意するとともに、保管管理に当たっては、工事等による廃棄物発生予測に基づいて限られた敷地を有効活用し計画的に対応していく。

- 性状把握と処理・処分方策の検討

建屋地下のスラッジのように試料採取が出来ていないものについては、計画的なサンプリングを実施するとともに、特に、性状把握のための分析の体制整備、能力増強が極めて重要である。

固体廃棄物の特徴の把握、それに適した処分方策、その処分方策を念頭においた処理のあり方など、総合的な検討を行うことにより、安全かつ合理的な処理・処分方策を具体化していくことが極めて重要であり、また、規制制度が円滑に整備されていくよう、必要な情報を規制機関に対して積極的に提供する。

研究開発への取組と全体計画

様々な制度で複数の実施主体により実施されている研究開発を一元的に把握し、それらの特性や期待される成果を踏まえた上で、全体最適化に取り組む。

- 現場での必要性に応える研究開発

IRID（国際廃炉研究開発機構）等の研究機関を中心として、燃料デブリの取り出しと廃棄物対策に向けた具体的必要性に基づく研究開発が行われるように取り組むとともに、現場での状況や工程の変化、研究機関、大学等の最新の研究成果に応じて不断の見直しを推進する。

- 研究開発の基盤の重要性

JAEA（日本原子力研究開発機構）をはじめとする研究機関、大学等における廃炉技術の基盤となる独自の研究開発や研究者の創意工夫を促すとともに、得られた研究成果や知見を廃炉現場や現場適応を目指す研究開発への橋渡しを推進する。

国内外のリソースや叡智を結集して研究開発を推進するため、モックアップ試験施設や放射性物質分析・研究施設、廃炉国際共同研究センター等を中核とした研究開発拠点の整備に積極的に協力するとともに、中長期にわたる廃炉を担う人材の産学官一体となった育成・確保に取り組む。

目次

1. はじめに	1-1
2. 戦略プランについて	2-1
2.1 戦略プランの目的	2-1
2.2 戦略プランを取り巻く状況と課題	2-2
2.2.1 これまでの中長期ロードマップの取組	2-2
2.2.2 戦略プラン策定の背景	2-3
3. 戦略プランの基本的考え方	3-1
3.1 基本方針	3-1
3.2 5つの基本的考え方	3-1
3.3 放射性物質によるリスクの低減戦略	3-5
3.3.1 用語の定義	3-6
3.3.2 リスク分析の手順	3-7
3.3.3 福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクの分析	3-9
3.3.4 リスク低減戦略	3-14
3.4 現在の取組状況	3-16
3.5 戦略プラン検討方針の概要	3-18
4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン	4-1
4.1 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン検討方針	4-1
4.1.1 燃料デブリ取り出し検討の進め方	4-1
4.1.2 燃料デブリ取り出し工法や適用技術評価における5つの基本的考え方の適用	4-5
4.1.3 燃料デブリ取り出しに係る役割分担の基本的考え方	4-7
4.2 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討	4-8
4.2.1 これまでの情報に基づくプラント・燃料デブリの状況	4-8
4.2.2 燃料デブリの安定状態維持・管理に必要な検討項目及び検討アプローチ	4-8
4.2.2.1 臨界管理	4-11
4.2.2.2 冷却	4-13
4.2.2.3 閉じ込め	4-17
4.2.2.4 安全設備の維持・信頼性向上	4-20
4.2.3 安定状態の維持・管理に向けた活動	4-22
4.3 燃料デブリを安全に取り出すための工法に関する検討	4-24
4.3.1 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討	4-24
4.3.1.1 燃料デブリ・FP分布の状況	4-24
4.3.1.2 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に必要な検討項目及び検討アプローチ	4-24
4.3.1.2.1 実機調査による推定	4-26
4.3.1.2.2 解析による推定	4-28

4.3.1.2.3	知見及び実験による推定	4-29
4.3.1.3	これまでの検討から推定される燃料デブリ・FP 分布の状況	4-32
4.3.2	燃料デブリ取り出し工法オプションの検討	4-39
4.3.2.1	PCV 水位レベルと燃料デブリへのアクセス方向を考慮した燃料デブリ取り出しの工法オプションの検討	4-39
4.3.2.2	工法オプション別 燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出し適合性の検討	4-44
4.3.2.3	燃料デブリ取り出しに係る現地作業ステップの検討	4-47
4.3.3	冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討	4-50
4.3.3.1	概要	4-50
4.3.3.2	技術要件を用いた取組評価	4-50
4.3.3.2.1	PCV・建屋の構造健全性の確保	4-51
4.3.3.2.2	臨界管理	4-53
4.3.3.2.3	冷却機能の維持	4-58
4.3.3.2.4	閉じ込め機能の構築	4-60
4.3.3.2.5	作業時の被ばく低減	4-69
4.3.3.2.6	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	4-73
4.3.3.2.7	燃料デブリへのアクセスルートの構築	4-75
4.3.3.2.8	系統設備、エリアの構築	4-77
4.3.3.2.9	労働安全の確保	4-79
4.3.3.3	冠水工法の実現性を判断する道筋	4-80
4.3.4	気中工法（気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法）を前提とした取組評価と実現性の検討	4-82
4.3.4.1	概要	4-82
4.3.4.2	各技術要件に係る取組	4-82
4.3.4.2.1	PCV・建屋の構造健全性の確保	4-84
4.3.4.2.2	臨界管理	4-86
4.3.4.2.3	冷却機能の維持	4-88
4.3.4.2.4	閉じ込め機能の構築	4-89
4.3.4.2.5	作業時の被ばく低減	4-90
4.3.4.2.6	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	4-94
4.3.4.2.7	燃料デブリへのアクセスルートの構築	4-96
4.3.4.2.8	系統設備、エリアの構築	4-99
4.3.4.2.9	労働安全の確保	4-101
4.3.4.3	国際公募を通じた新たな工法提案の活用	4-103
4.3.4.4	気中工法の実現性を判断する道筋	4-104
4.3.5	号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討	4-106
4.3.5.1	プラント適用シナリオの検討	4-108
4.3.5.2	号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの提示と今後検討の方法論	4-111

4.3.5.3	複数シナリオに対して検討を進めていく方法論と検討ゴール	4-119
4.4	取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する検討	4-121
4.4.1	取り出し後の燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築	4-122
4.4.2	燃料デブリに係わる計量管理方策の構築	4-124
4.5	まとめ	4-126
5.	廃棄物対策分野の戦略プラン	5-1
5.1	廃棄物対策分野の戦略プランの検討方針	5-1
5.2	国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方	5-2
5.2.1	放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方	5-2
5.2.2	放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方の適用例	5-3
5.2.3	放射性廃棄物の処理の在り方	5-4
5.3	現行中長期ロードマップにおける取組の現状と評価・課題	5-5
5.3.1	保管管理	5-5
5.3.2	処理・処分	5-6
5.4	福島第一原子力発電所廃棄物対策における中長期的観点からの対応方針	5-9
5.4.1	保管管理	5-9
5.4.2	処理・処分	5-10
5.5	福島第一原子力発電所の廃炉に向けた廃棄物対策に関わる今後の対応	5-12
5.5.1	保管管理	5-12
5.5.2	処理・処分	5-13
6.	研究開発への取組と全体計画	6-1
6.1	研究開発の検討方針	6-1
6.2	研究開発の概観	6-1
6.2.1	研究開発の分類	6-1
6.2.2	政府の研究開発事業の全体像	6-2
6.3	研究開発プロジェクトの次期計画	6-3
6.3.1	検討のステップ	6-4
6.3.2	検討に当たって考慮すべき重要な視点	6-4
6.3.3	分野ごとの次期計画	6-5
6.4	研究開発マネジメント	6-10
6.4.1	研究開発業務実施方針を踏まえて重視すべき事項	6-10
6.4.2	研究開発の各段階におけるマネジメント	6-11
6.5	研究開発の基盤としての活動	6-13
6.5.1	研究開発拠点の整備	6-13
6.5.2	廃炉技術の基盤となる研究開発	6-14
6.5.3	人材育成・確保	6-16
7.	今後の進め方	7-1

1. はじめに

東京電力㈱福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）事故を受け、2011年12月に政府が策定した「東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の下、廃炉への取組が開始された。その後、約3年にわたり、汚染水対策等の差し迫った課題を最優先として対応が行われてきた。しかし、短期的対応と併せて、事故炉には「長期にわたり、放射性物質によるリスクを低減し廃炉を進めていく」という中長期的な廃炉戦略の検討が不可欠である。そこで、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「NDF」という。）は、中長期的な視点から、廃炉を適正かつ着実に進めるための技術的な検討を行う組織として、2014年8月18日に既存の原子力損害賠償支援機構を改組する形で発足した。

NDFは、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法に基づき、法定業務である「廃炉等の適正かつ着実な実施の確保を図るための助言、指導及び勧告」および「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」の一環として、「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（以下「戦略プラン」という。）を取りまとめていくこととした。

国内外の叡智を結集し、戦略プランを策定するに当たって、様々な技術分野の専門家集団による意思決定するための廃炉等技術委員会及び専門的知見を有する有識者や関係機関の代表者から特定課題への意見を聴取するための専門委員会を設置した。海外の有識者を海外特別委員に任命し、廃炉等技術委員会に招聘するとともに、国際機関や研究機関との協力関係を構築している。

図1-1に福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトに係る関係機関の役割分担及びNDFの位置付けを示す。

NDFは、政府から重要課題の提示を受けて検討を行い、その結果を報告する。東京電力に対しでは、廃炉工程の着実な推進に向けて、技術的見地から助言、指導を行う。また、国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）や日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）等の研究開発機関と密接に連携して、進捗状況及び課題を共有して研究開発の円滑な推進を図る等、技術面での中核を担っていくことが期待されている。

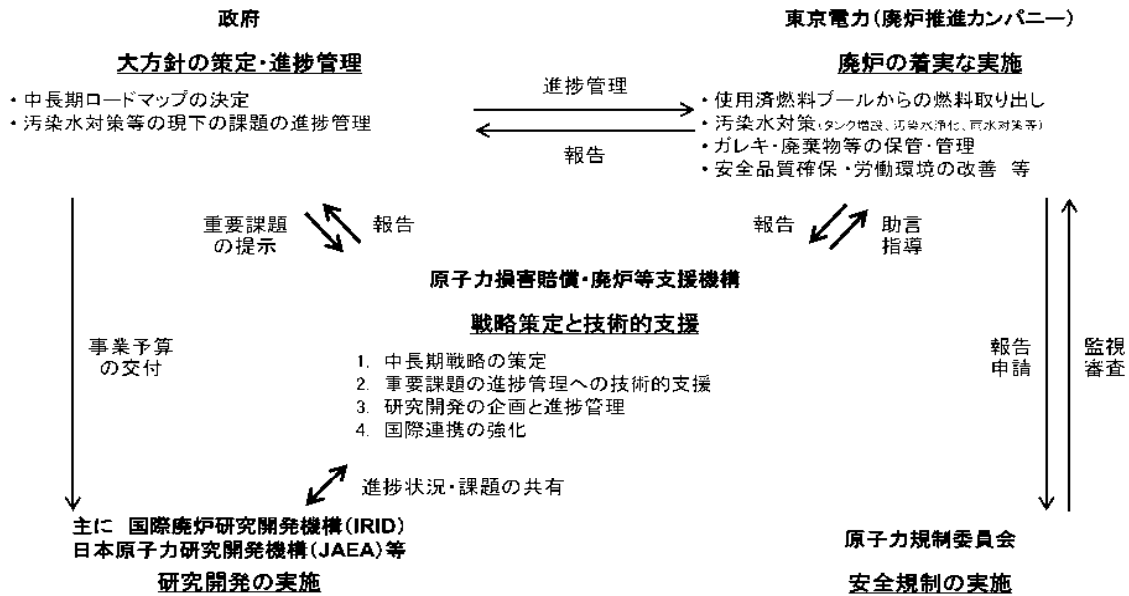


図 1-1 福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトに係る関係機関の役割分担

2. 戦略プランについて

2.1 戦略プランの目的

戦略プランは、福島第一原子力発電所の廃炉を適正かつ着実に実施する観点から、政府の中長期ロードマップの着実な実行や改訂の検討に資すること、すなわち、中長期ロードマップにしっかりと技術的根拠を与えることを意図している。

具体的には、事故炉の廃炉に関し、中長期視点から重要な課題である溶融して固まった燃料（以下「燃料デブリ」という。）取り出し及び廃棄物対策について、取り組むべき項目とその対応の考え方、それらに対する関係機関の役割分担を含む全体的な取組計画を取りまとめる。（図 2-1）

燃料デブリ取り出しに関しては、工法の判断に当たっての重要な視点や考え方（ロジック）と重要課題を示すとともに、現場の状況に関する事実認識に基づいて考えられる複数シナリオ（選択肢）を示す。なお、厳しい放射線環境下で原子炉建屋内部へのアクセスが制限されること、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）及び原子炉内部の状況が十分にわからないことを踏まえ、不確実性のある中で工法を判断するための考え方についても明確にする必要がある。また、最新の現場状況を踏まえつつ、採用する工法を適切に調整しながら進めていくことが必要である。

廃棄物対策に関しては、処理・処分に關する基本的考え方を整理するとともに、発生量低減、保管管理、性状把握、並びに処理及び処分方策について、取組の現状を評価した上で今後の課題を整理する。さらに、これらの検討を踏まえ、研究開発や技術調査を含め必要な取組を明確にする。

今回の戦略プランは、中長期ロードマップの改訂が 2015 年春に予定されていることを念頭において、2015 年 2 月末時点の不確実な状況もある中で取りまとめたものである。そのため、戦略プランは、今後の現場状況把握の進捗や研究開発成果等を踏まえて、継続的に評価・見直しを行っていく。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することとされている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示された時期に合うように燃料デブリ取り出し工法の複数シナリオからの絞り込みを行うこととし、これに向けて戦略プランの改訂等を行う。また、固体廃棄物の処理・処分については、2017 年度に基本的考え方の取りまとめを行うこととされている。これを踏まえ、中長期ロードマップで示された時期に向けて戦略プランの改訂等を行っていく。

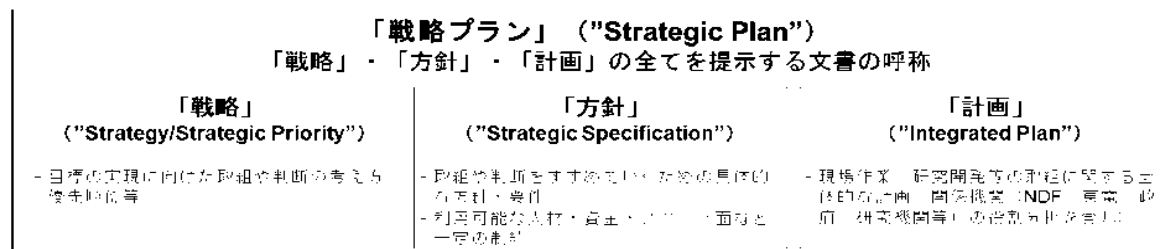


図 2-1 「戦略」、「方針」、「計画」と戦略プラン

2.2 戦略プランを取り巻く状況と課題

2.2.1 これまでの中長期ロードマップの取組

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府の定める大方針である中長期ロードマップに従って推進されている。中長期計画を示すものとしては、原子力委員会に設置された東京電力㈱福島第一原子力発電所中長期措置検討専門部会による報告書「東京電力㈱福島第一原子力発電所における中長期措置に関する検討結果」（2011年12月7日付）が、最初のものである。その後、2011年12月21日に中長期ロードマップの初版が決定され、2度にわたり改訂されて現在に至る。（表2-1）その特徴は、下記に示すとおりである。

- 燃料デブリ取り出し工法については、米国スリーマイルアイランド2号機（以下「TMI-2」という。）と同様な方法（冠水工法）を想定した原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書を基本的に踏襲
- PCVに水を張らずに燃料デブリを取り出す気中工法の検討についても述べているが、具体的な研究開発計画の提示はなく、あくまでもバックアップの位置付け
- 廃棄物対策については、固体廃棄物の処理・処分にに関する基本的考え方等を検討するスケジュールが示されているが、今後の課題という位置付け

表 2-1 中長期ロードマップの変遷

2011年12月7日付 原子力委員会中長期 措置検討専門部会報告書	原子力委員会に設置された東京電力㈱福島第一原子力発電所中長期措置検討専門部会から発表された報告書である。福島第一原子力発電所の中長期計画について検討、記述された最初のものである。
2011年12月21日付 中長期ロードマップ （初版）	政府・東京電力中長期対策会議は、「東京電力㈱福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋 当面の取組のロードマップ」ステップ2の目標（注）を達成したことを受け、2011年12月21日付で中長期ロードマップ（初版）を決定。このロードマップは、原子力委員会中長期措置検討専門部会報告を受け、東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院（当時）によってまとめられたものである。 （注）ステップ2の目標とは、「放射性物質の放出が管理され、放射線量が大幅に抑えられている」ことである。
2012年7月30日付 中長期ロードマップ （改訂第1版）	ステップ2完了以降に東京電力が策定した中長期的な信頼性向上のために取り組むべき優先的事項に関する具体的な計画（以下「信頼性向上計画」という。）やそれまでの取組の進捗状況を反映して、2012年7月30日付で中長期ロードマップ（改訂第1版）が策定された。
2013年6月27日付 中長期ロードマップ （改訂第2版）	2013年2月8日、原子力災害対策本部において、東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議が設置。廃炉を加速していくために、政府、東京電力に加え、関係機関の参加を得て、現場の作業と研究開発の進捗管理を一体的に進めていくこととされた。この会議において、2013年6月27日付中長期ロードマップ（改訂第2版）が策定された。

現行の中長期ロードマップ(改訂第2版)は、福島第一原子力発電所廃炉戦略という意味では、いまだプラント状況も不明確な段階で作成した原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書をベースとしている。つまり、その後の作業の進展、次第に明らかになってきたプラントの状況、研究開発により新たに明確になった課題等が十分に反映されたものとなっていない。このような背景から、プラント状況等の新たな知見や課題を踏まえた戦略プランの策定が求められるようになったものである。

2.2.2 戦略プラン策定の背景

戦略プランの策定が求められた背景を下記に整理する。

(1) 状況の変化

2013年11月に4号機の使用済燃料プールから燃料の取り出しが開始され、中長期ロードマップにおける第2期(燃料デブリ取り出し開始まで:目標はステップ2完了から10年以内)に入った。これにより、燃料デブリ取り出し工法について、より具体的な戦略の検討が必要な時期となった。

現行の中長期ロードマップは、プラント状況も不明確な段階で作成された原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書における提言を踏まえ、TMI-2と同様な燃料デブリ取り出し工法(冠水工法)を想定して策定されている。

第2期に至るまでに、号機ごとのプラントの状況が多少なりとも明らかになるとともに、中長期ロードマップに沿って研究開発やプロジェクトも進捗した。これにより、原子炉建屋内除染、建屋止水、PCV補修、循環冷却ループ短縮化等の技術的難しさや課題も分かってきた。

例えば、1号機でサンドクッションドレン管からの漏えいが見つかったことで、PCVシェル部の損傷も懸念され、著しい損傷があればPCVの補修が困難になると予想される。この場合、冠水工法が適用できないため、燃料デブリ取り出し工法として、気中工法も単なるバックアップとしてではなく、有力なオプションとして検討する必要性が生じてきている。

さらに、5、6号機についても廃炉することが決定されたことや、これまでの地元との対話とこれに伴う地元の理解にも変化があること等、プロジェクトを進める上で重要な環境も徐々に変化している。

このように、炉内状況把握の進展とこれによる新たな技術課題の確認、様々な現場作業の進捗、技術開発の進捗や開発した装置の現場適用性に関わる情報の獲得、国内外の関連技術調査の進展、社会的環境の変化等を背景に、PDCAを回しながら最新の技術的判断を行う必要性がますます高まっている。

すなわち、様々な困難な技術課題を伴う燃料デブリ取り出しを確実に実行するためには、最新の状況に基づく技術根拠のしっかりした戦略的な検討・判断を行うことが必要になってきている。

(2) 不確実性への対処

福島第一原子力発電所の廃炉は、通常の原子力発電所の廃炉とは異なり、これまで国内外で経験したことのないプロジェクトである。炉心損傷、水素爆発を経験したプラントが4基あり、既

に放射性物質によるリスクが顕在化した厳しい環境下にある。(軽水炉で類似の事故を起こした TMI-2 と比較しても、損傷の程度、基数、環境等は、はるかに厳しい状況である。)

プラント状況(特に PCV 内部)に不明な点が多く、それらが不確実要素となるため、様々なリスクに対する様々な視点からの検討が欠かせない。さらに、それぞれが相互にトレード・オフの関係になるものもあるため、対応には戦略的な判断が必要となる。

(3) 厳しい現場状況への対応

福島第一原子力発電所の現場は、約 4 年経った現在も依然厳しい環境・状況下にあり、実施すべき作業項目は膨大なものとなっている。今後は、原子炉建屋内の更に厳しい環境における作業が増加してくるため、「現場の安全確保」と「現場作業を担う人的リソースの長期的確保」はますます重要な課題となる。特に、人的リソースについては、作業員やエンジニア等技術的指導層の数のみならず、福島第一原子力発電所の現場を把握している管理・監督者の累積被ばく線量に制限があることを念頭に置く必要がある。

また、固体廃棄物や処理水の保管や、作業スペースの確保の自由度にも制限が生じるため、サイト内における利用可能な場所の広さの限界についても考慮する必要がある。

このように、技術及びリソース(ヒト、モノ、カネ、スペース等)制約の観点から、有限のリソースを現場で最も有効に使うために、優先度を明確にした上で実行可能な戦略プランを策定する必要がある。

(4) 時間軸上の考え方

福島第一原子力発電所の廃炉や廃棄物対策は、汚染水対策のように 1~2 年程度で主要な対策を実施する短期的な取組と数年~40 年程度のスパンを視野に入れた中期~長期の取組を進めながら、将来の在り方も視野に入れた取組を進める必要があり、短期から将来までを俯瞰した戦略設定が必要であるといえる。

時間軸に沿うこれらの取組が、相互に強く関連していることに注意が必要である。すなわち、「短期」の取組が不十分であれば「中長期」や「将来」にも影響を与える、「将来」に対する先見性が「中長期」の取組の条件や内容を制約する可能性がある等の時間軸上の因果関係が複雑に影響しあうことに注意が必要である。例えば、取り出した燃料デブリの取扱いや燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の扱いについては、廃止措置シナリオとも関連するため、燃料デブリ取り出しの検討と併せて考える必要があること等、時間軸上の全体最適な戦略プランを策定することが求められている。

(5) 戦略の共有

中長期ロードマップは、2011 年 12 月に初版を制定して以来改訂を重ねてきたが、この過程では、リスク面での検討というよりも、課題解決という観点での検討が中心であった。その中で、現行の中長期ロードマップの、「高いハザードを可及的速やかに除去する」「必要となる技術開発を計画的に進める」「汚染水対策等の緊急的に重要な課題に取り組む」という骨格を成す基本的姿勢は極めて妥当である。しかし、最新の改訂から 2 年近く経過し、また、中長期ロードマップの第 2 期に入ってから 1 年以上経過した今、①徐々に判明しつつある現場の最新の状況を反映させ

る、②時間軸に沿ったリスク低減の考え方をより戦略的に深化させる、③技術開発の進捗に対する PDCA の結果をフィードバックする等の視点から、廃炉戦略を再構築する時機に至ったと考えられる。

上記①～③への対応として廃炉戦略を再構築するに当たって、政府・NDF・東京電力・関係開発機関・関係事業者等の間で、廃炉全体の戦略的考え方や技術的な認識を共有することが極めて重要である。すなわち、今後燃料デブリ取り出し等の技術的難易度の高い研究開発、現場工事等に関わる技術的検討、作業が本格化するに当たり、現場状況・研究開発状況の把握・変化に対応した技術的根拠のしっかりとした実行可能な戦略プランを明示することにより、現場における実務者を含め関係者の間でプロセスや技術の選定・判断の考え方（技術戦略）を共有する必要がある。

例えば、英国においては、原子力廃止措置機関（以下「NDA」という。）の戦略策定の取組経験からも、現場で廃炉作業を実行する事業実施会社（SLC：Site Licensing Company）と NDA が戦略を共有し、共通の判断を行うことが不可欠であると言われている。

戦略プランの視点とスコープ（対象）としては、地元・社会との関係や資金・財務面への影響は考慮すべき要因の一つであるが、1 章で述べた戦略策定と技術的支援という NDF の役割に沿って、技術的な観点からの検討を中心に行うものとする。また、現場における作業だけでなく、必要な研究開発、現場工事等に関わる技術的検討等も含めた全体的な計画とする。

検討対象には、福島第一原子力発電所内の取組に加え、サイト近くで JAEA が整備中の研究開発拠点施設（モックアップ試験施設及び放射性物質分析・研究施設）を含む。また、廃炉が決定した 5、6 号機を活用した実証・訓練も含むものとする。

3. 戦略プランの基本的考え方

3.1 基本方針

福島第一原子力発電所は、事故を起こした特定原子力施設として原子力規制委員会が要求する安全上必要な措置を講じており、一定の安定状態で維持管理されている。

しかしながら、建物の損傷、燃料デブリ及び使用済燃料の存在、放射性物質を含む汚染水の発生、種々の放射性廃棄物の存在等通常の原子力発電所とは異なる状態にあるため、今後廃炉作業を進める上で放射性物質によるリスクが顕在化する可能性があることは否定できない。したがって、福島第一原子力発電所の廃炉は、通常の原子力発電所の廃炉よりも放射性物質によるリスクが高いことを認識する必要がある。

現状のまま何もしなければ、放射性物質によるリスクが存在する状態が継続し、放射能の減衰によりリスクは徐々に下がるものの、中長期的な施設の劣化等によりリスクが上がる可能性もあり、リスクは必ずしも時間とともに単調に減少するとはいえない。

このため、福島第一原子力発電所の廃炉は、事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質によるリスクを、継続的、かつ、速やかに下げることを基本方針とする。したがって、戦略プランとは中長期の時間軸に沿った「リスク低減戦略の設計」といえる。

さらに、廃炉を進める上では、燃料デブリ取り出し等の作業に伴う「作業リスク」やプロジェクト自体の成功を脅かし得る「プロジェクトリスク」等が想定され、これらについても十分に考慮しておく必要がある。

下記に主な「プロジェクトリスク」を示す。

- 技術開発に失敗するリスク
- 要員が確保できなくなるリスク
- スペースが確保できなくなるリスク
- コストが大幅に増加するリスク
- 規制内容が不確実なことによる手戻り発生のリスク

3.2 節では、作業リスク及びプロジェクトリスクも考慮に入れた、戦略プランを策定する上で5つの基本的考え方を述べる。続いて、3.3 節では福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクの低減戦略を示し、3.4 節の現在の取組状況を踏まえた上で、最後に3.5 節において戦略プラン検討方針の概要を述べる。

3.2 5つの基本的考え方

福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で、リスク低減に向けての5つの基本的考え方を示す。

基本的考え方1：安全	放射性物質によるリスクの低減及び労働安全の確保
基本的考え方2：確実	信頼性が高く、柔軟性のある技術
基本的考え方3：合理的	リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用
基本的考え方4：迅速	時間軸の意識

基本的考え方 5：現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義

(1) 基本的考え方 1：安全 放射性物質によるリスクの低減^{注)}及び労働安全の確保

注) 環境への影響及び作業員の被ばく

安全がファースト・プライオリティであることは、いうまでもない。国際原子力機関（以下「IAEA」という。）等で定められている安全原則である「人と環境を放射性物質によるリスクから守ること」は変わらない。

しかしながら、福島第一原子力発電所の場合、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」における特定原子力施設に指定されており、通常の原子力発電所に求められる安全基準を満たしていない事故炉であることから、廃炉過程も含めて、自ずとその安全確保の方策は通常の原子力発電所とは異なる。したがって、その現場の状況に応じた対応を図っていくことが認められているという趣旨を踏まえて廃炉を進めることが期待される。

すなわち、事故炉としてのリスクの高さを認識した上で、「その低減を速やかに進めて安全で安定した状態に持ち込む」という優先度を重視する視点が必要である。時間軸に沿ったトータル・リスクの低減を意識した上で、福島第一原子力発電所事故の教訓を受けて見直された深層防護等の新規基準の基本的な考え方に従いながらも、実効的な安全の確保やリスク低減を進めていく姿勢が重要である。

また、作業員の安全確保の観点からは、アクセス性が悪く作業スペースも十分でない現場での作業となるため、事故や怪我がないよう労働安全への十分な配慮が必要である。加えて、厳しい放射線環境下での作業となるため、作業時間の管理、遮へい物の設置、防護装備の着用等の徹底により被ばく低減に努めなければならない。

(2) 基本的考え方 2：確実 信頼性が高く、柔軟性のある技術

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的に難易度が高く、開発要素が多いという点においても、これまで経験したことのないものである。

比較的短期間に実現する必要がある対策については、開発が失敗するリスクを最小化し、確実に進めるために、新たな開発は最低限に抑えることが重要である。

そのためには、国内外から可能な限り実現性のある技術、すなわち、技術成熟度の高い優れた技術・知識を応用・適用し、福島第一原子力発電所の現場に適合するようにシステム化等の改良を加えるとともに、厳しい現場で確実に作業が実施できるように、あらかじめ検証・実証していく必要がある。

また、現場の状況に不確実性が高いことを考慮すると、想定外の状況や状況の変化に柔軟に対応できるようロバストな技術を選択するとともに段階的に作業を進めて適宜軌道修正すべきである。さらに、選択した技術が適用できない等の万一の場合を想定して、代替策等の対応計画を準備しておくことが重要である。

一方、全く新たな技術の実現が、廃炉を推進する上でクリティカルとなる場合も想定される。その実現に必要な中長期的な開発課題に対しては、基礎・基盤研究も含めて、ニーズ、目的、関係機関（大学、公的研究機関、民間等）の役割分担等を明確にした研究開発計画を策定し、その計画に基づき実施する必要がある。

例として、放射線環境の厳しい現場で目的を達成するために、①遠隔ハンドリング技術、②ロボット技術、③開発技術による除染や遮へいの実現、④人的直接操作、⑤関連する基礎研究、への取組の組合せを挙げることができる。①～③や⑤の技術成熟度が比較的低い場合、それらをどのレベルまで開発して、④の人的操作と組み合わせて実現に持ち込むかが、技術戦略として問われる。

なお、遠隔ハンドリング技術及びロボット技術の定義・活用法としては、下記のとおり。

- 遠隔ハンドリング（remote handling）技術は、自立的、大型固定化の遠隔操作（remote manipulation）で、作業（operation）に活用
- ロボット技術は、携行型（mobile）、遠隔制御（remote control）による調査等に活用

(3) 基本的考え方3：合理的 リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用

福島第一原子力発電所の廃炉は、複雑で膨大な作業と開発を長期にわたり実施する必要がある。このため、ヒト、モノ、カネ、スペース等のリソースが制約条件となる。これらを合理的かつ有効に活用することは成功のための重要なファクターである。

ヒトとしては、放射線環境の厳しい現場での作業となることから、実際に作業する人員を長期にわたって確保するためにも、工事に係る全作業員が工事期間中に受ける総被ばく線量を計画管理していく必要がある。また、多くの研究開発や現場工事等に関わる技術的検討が必要になることから、ムリ・ムダを排除して、効率的な業務を目指す必要がある。また、研究者、エンジニア、作業員等、廃炉を完遂するために不可欠な人材を確保するとともに、人材育成・技術伝承を継続的に行うことも重要である。

モノとしては、福島第一原子力発電所の現場では、持ち込んだ設備、物品は放射性廃棄物として扱わざるを得なくなる可能性が高いことから、必要ないものは持ち込まない、持ち込んだものは積極的に活用する、3R（リデュース、リユース、リサイクル）を意識して、廃棄物発生量を低減すべく有効活用を目指すことが合理的である。

カネについては、膨大な作業と開発が長期にわたって必要なことから、ヒトの有効活用とも関連するが、作業に伴って発生する費用対効果及び技術開発や設備に対する投資対効果を常に意識した活動が求められる。

スペースについては、国内原子力発電所では比較的地面積が広い福島第一原子力発電所でも、汚染水タンクや廃棄物一時保管・貯蔵施設等で膨大なスペースが必要である。今後このようなスペースの増加により作業エリアが圧迫されかねないことも考慮して、輸送ルートの整備・確保も含めて、敷地を有効活用することも重要である。

これら、ヒト、モノ、カネ、スペース等の有効活用については、個別の作業や開発における検討も大切だが、個別最適に陥らないように、後工程への影響も考慮に入れた長期的視野に立って全体最適の観点から優先順位をつけることが重要である。

(4) 基本的考え方4：迅速 時間軸の意識

福島第一原子力発電所の廃炉へ、必要以上に時間をかけることは放射性物質によるリスクの高い状態を継続することになるため、速やかにリスクを低減するという「迅速さ」を意識することも重要である。「迅速さ」は確実性を重視することとトレード・オフの関係にもなるが、判断を遅

らせて高いリスク状態を放置することは本末転倒でもあるため、慎重に作業を実施しながら考えて、適切なタイミングでその都度、最適な判断をするという進め方が必要になる。

「迅速さ」を意識するためには、可及的速やかに達成すべき「極めて急ぐべき対応」と、「着実に取り組むべき対応」と、「長期的達成を目指す対応」のそれぞれについて、一定の時間目標を設定することが重要である。さらに、燃料デブリ取り出しについては、「開始段階」「中間段階」「完遂段階」の3段階に分け、「開始段階」と「中間段階」の達成時期にステップ・バイ・ステップの中間的目標を設定することも必要である。ここで、「開始段階」は、信頼できる工法の準備を終えて作業を開始する段階のことであるから、技術的にも社会的にも大きな意味を持つ。また、「中間段階」であっても、成果が目に見えて感じられ着実な進捗を示すことは極めて重要である。

また、時間的なロスや手戻りを防止する観点から、プロジェクトリスクに対して予防的・重層的に対応することも重要である。その際、どの程度のリスクに対して、どこまで予防的に対応するか、重層的な対策を施すかという判断もポイントになる。また、安全評価の内容・レベルを事前に明確にしておくことも、時間的なロスや手戻りを防止するために重要である。

他方、廃棄物対策・廃止措置のように長期的な課題については、目の前の迅速性を求められるものではない。一方、事故で損傷した発電所、あるいは、事故に由来する廃棄物というこれまでにないものを対象とするため、新たな制度・基準を作る必要性が出てくることも想定される。これには、相応の期間を要すると考えられることから、リードタイムを意識した検討が必要である。

(5) 基本的考え方5：現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義

福島第一原子力発電所の廃炉は、現場の放射性物質によるリスクを低減する活動であるため、徹底した三現主義に基づき現場志向で進めることが重要である。

三現主義というのは、現場の状況、現物の姿、現実起こっていること、それに基づく真のニーズを的確に把握した上で、現場適用性を重視した技術の選択を実施することである。特に、技術に対する開発サイドの認識と、その成果を実用化していく現場の認識がかい離する危険性や、設計サイドやプロジェクトマネジメントサイドにおける認識と、現場の認識がかい離する危険性については、特に注意が必要である。

ここで、現場適用性とは、採用検討中の技術が、福島第一原子力発電所の現場の状況、環境において適用できるかどうかを見定めることである。

現場適用性としては、主に下記の観点から検討するものである。

- 対環境性（放射線、温湿度、照度等）
- アクセス・搬入性（狭隘、ガレキ等障害物、揚重機、線量率等）
- 作業スペース（建屋内、ヤード等）
- インフラ整備（電気、空気、通信、水等）
- 廃液・廃棄物処理可能性
- メンテナンス性、トラブル対応性
- 現場操作性

また、現場の状況を把握することは、軽水炉の安全をより高めるための知見を得ることにもつながるため、廃炉の本来の目的ではないにしても、そのような意識も常に持つことが望まれる。

一方、三現主義であれ軽水炉安全の高度化であれ、福島第一原子力発電所の厳しい現場環境の下では、現場の状況把握には多大な困難や被ばくが伴うため、十分な調査をするために時間をか

けることが、トータル・リスク低減の観点から許容されるのかというトレード・オフが存在する。したがって、ある程度の想定を基に計画を策定する必要もある。その場合には想定外に備えた重層的な対策を準備しておくことも重要である。

福島第一原子力発電所の廃炉では、トレード・オフの関係にある様々なリスクのバランスを考慮に入れながら、一連のリスクを総合的に判断しながら進めるプロジェクトマネジメントが重要である。このため、判断においては、リスク情報に基づいて様々な関係者を巻き込んだリスク・インフォームド・ディシジョン・メイキングを実施することが必要である。

プロジェクトを推進する上で、安全規制との関連も極めて大きい。安全に係るリスク情報の活用は規制当局においても検討されており、規制対応においてもリスク・インフォームド・ディシジョン・メイキングという視点が必要であるとともに、研究開発段階から安全確保の在り方について、規制当局とのコミュニケーションも不可欠である。

また、このような様々なリスクや現実的な制約の中で最善を尽くしていることを社会に伝えていくこと、いわゆるリスク・インフォームド・コミュニケーションも重要である。

福島第一原子力発電所の事故は、その規模、その深刻さにおいて世界に類を見ないものであり、その廃炉の対応技術は、我が国において蓄積されてきた軽水炉の建設・運転・保守・廃炉の知見の域を大きく越える。一方、海外においては、事故施設や汚染施設の廃止措置に関する多くの経験があり、これらの類似の経験を積極的に利用することは、福島第一原子力発電所の廃炉の加速と安全確保に有益である。すなわち、原子炉施設、再処理施設、燃料製造施設の廃止措置あるいは核兵器製造施設のクリーンアップ作業における「経験」を利用することが極めて重要であり、これらを保有する海外関連機関との関係強化を積極的に進める必要がある。なお、これら海外の経験は、個々の技術としてだけでなく、想定外の異常な状態に対してダイナミックに対応する現場における対応・対策の経験としての価値も高い。そのような海外の廃止措置技術やそのプロジェクト経験の取得が、我が国の優れた軽水炉技術を支えてきた国内の体制や仕組みの中でも円滑に進むような配慮や対策が必要である。すなわち海外の優れた経験・技術を導入する最適な環境作りも検討することが必要である。

国際的には、燃料デブリや使用済燃料の取扱いに関して、核物質防護の観点からの配慮が強く求められていることにも留意する必要がある。

5つの基本的な考え方に従って、個別分野の検討を進める一方で、常に全体最適を考えるとという観点から、各分野相互の関係や全体プロジェクトにおける各分野の位置付けを常に意識することが非常に重要である。

3.3 放射性物質によるリスクの低減戦略

事故により施設の閉じ込め機能が完全ではない福島第一原子力発電所においては、対策を必要とする放射性物質をリスク源として特定し、そのリスクを分析した上で、リスク低減の優先順位を決定し、各々のリスク源に対する対応方針を決定することが重要である。

以下では、リスクの低減戦略を検討する上で必要となる用語の定義及び基本的な考え方を整理した上で、リスクの分析を実施し、その結果に基づくリスク低減戦略について述べる。なお、ここで行う分析は、福島第一原子力発電所に現存するリスクの全体像を掴むことを目的としたものであり、今後、より詳細な分析を実施する予定である。また、時間の経過に伴うリスクの変化や作業リスクは考慮していないため、これらについても今後検討を進める。

3.3.1 用語の定義

リスクに関する一般的な用語を ISO 31000:2009 に準拠した JIS Q 31000:2010「リスクマネジメント-原則及び指針」に基づいて整理した上で、ここでの検討に用いる用語を定義する。

(1) リスクレベル

リスクの大きさ「リスクレベル」は、ある「事象」の「結果」とその「起こりやすさ」の組合せとして表される。放射性物質による影響については、「事象」としては地震、津波、故障、誤操作等の起因事象による閉じ込め機能の喪失等を、「結果」としては人や環境への影響を、「起こりやすさ」としては「事象」の起こりやすさを考える。今回の戦略プランでは、「結果」及び「起こりやすさ」に相当するものとして、以下に述べる「潜在的影響度」及び「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」を各々用いることとする。

(2) 放射性物質による影響

閉じ込め機能を喪失した場合にリスク源が外部にもたらす影響を下記に述べる。

- 放射性物質による直接的な影響
 - 環境への影響
 - ✓ 公衆の被ばく（外部被ばく、内部被ばく）
 - ✓ 環境汚染、広域拡散
 - 作業員の被ばく（外部被ばく、内部被ばく）
- 社会的混乱（国内外の専門家・メディア、等）
- 風評被害（地元産業、等）

今回の戦略プランでは、主に放射性物質による直接的な影響について検討する。

(3) 潜在的影響度

本来「結果」としての人や環境への影響については、「事象」によって放射性物質のある量が環境中に放出され、それが移行・拡散して人や環境に及ぼす影響を評価するものである。しかしながら、ここでは、事象が起こった際の放出量の評価は行わず、「結果」に相当するものとして、安全側に、リスク源が持つ放射性物質の全量に、漏えい又は移動のしやすさの観点から性状を加味したものを「潜在的影響度（ハザードポテンシャル）」と定義し、これを用いることとする。現実には、対象のリスク源に含まれる放射性物質が全量放出される可能性は極めて小さいと考えられる。

放射性物質の量を表す言葉としては、インベントリ（Bq）を用いることとする。インベントリに代えて、人体への影響をより直接的に表す実効線量（Sv）等を用いることもある。

物質の代表的な性状は、気体、液体、固体であり、その相違によって、閉じ込め機能を喪失した際の漏えいのしやすさや移動拡散のしやすさ等が異なり、その程度は、気体＞液体＞固体の順である。その他の性状として、粉末やスラッジ¹等があり、中間的な位置を占める。

なお、「潜在的影響度」には、「事象」の「起こりやすさ」は加味されていない。

(4) 閉じ込め機能喪失の起こりやすさ

「起こりやすさ」は、起因事象が、リスク源を閉じ込めている施設の健全性等に及ぼす影響を考慮した「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」とする。これは、起因事象（下記に示す内部事象及び外部事象）の発生頻度とリスク源を閉じ込めている施設（建屋、設備等）の損傷しやすさに依存する。

- 内部事象（電源喪失、内部火災、溢水、水素爆発、故障、誤操作（ヒューマンエラー）、内部飛来物、サボタージュ等）
- 外部事象（地震、津波、火山、竜巻、外部火災、台風、大雨、洪水、外部飛来物、不法な侵入等）

「リスクレベル」は、図 3-1 に示すように、「潜在的影響度」と「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」に依存し、図中右上ほど大きく左下ほど小さい。また、リスクの低減とは下記の 2 つにあるといえる。

- 例えば、PCV 又は原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）から燃料デブリを取り出してより安全・安定な場所で管理することによる「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の低減
 - 放射能の減衰によるインベントリの減少又は性状の変化による「潜在的影響度」の低減
- リスク低減戦略では、これらの組合せによって、図中右上の領域に位置するリスク源だけでなく、右下又は左上の領域に位置するリスク源、さらに左下の領域に位置するリスク源について、リスクレベルを低減させる優先順位と方針を策定する。

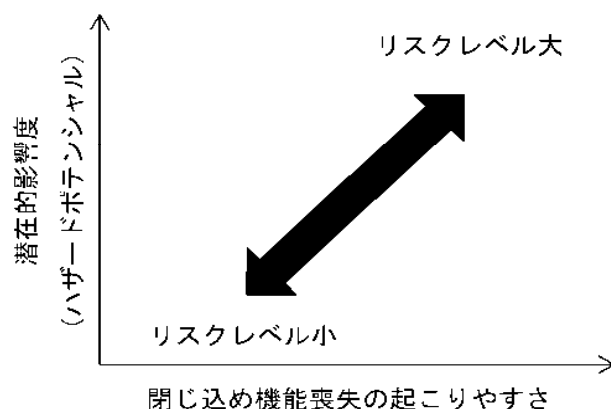


図 3-1 リスクレベル

3.3.2 リスク分析の手順

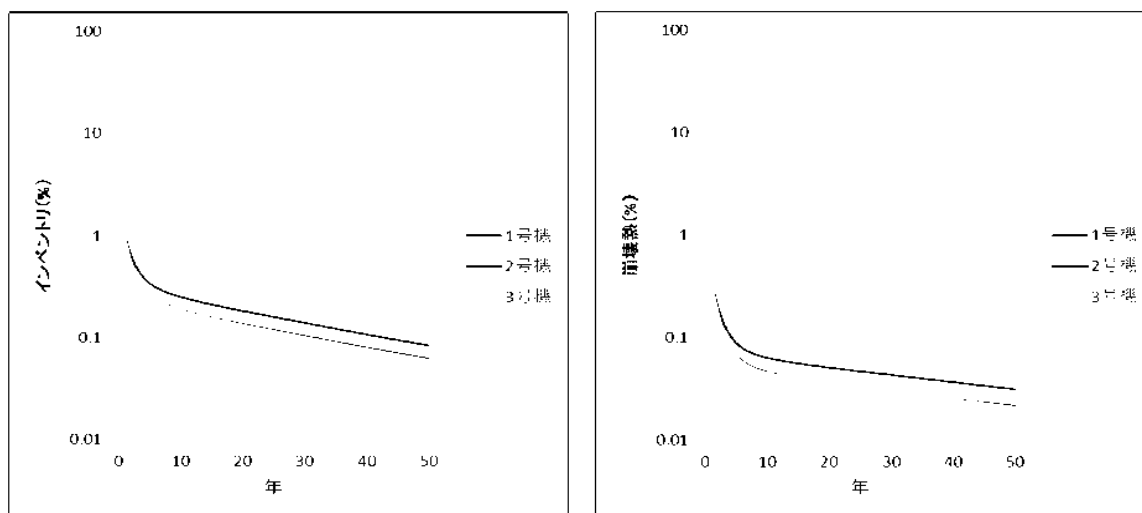
事故炉に対するリスク分析並びにリスク管理手法に定まったものではなく、それ自体が開発すべき課題である。3.3.1 項の定義に従って、おおむね下記のような手順が考えられる。

¹ スラッジとは、放射性物質を含む泥状物質をいう。

(1) リスク源の特定とインベントリの評価

ウラン、プルトニウム等のアクチノイド核種（以下「重核」という。）及び Cs 等環境中に放出されやすい核分裂生成物（以下「FP」という。）、長期の運転によって炉内に蓄積されている放射化生成物（Co-60、Fe-55 等）等は、外部への影響を考慮すべき主要な放射性物質である。これらを含むリスク源のインベントリや性状、及びこれらの所在を特定することが重要で、具体的には、燃料デブリ、炉内の汚染・放射化構造物、使用済燃料プール内の使用済燃料、汚染水、その他の建屋内の汚染部位や機器、様々な放射性廃棄物等がある。

なお、既に事故から 4 年が経過し、放射能や崩壊熱が減少していることを考慮するとともに、廃炉作業が想定される今後の期間において、放射性物質が更に減衰する効果も考慮しなくてはならない。各号機の炉心のインベントリ及び崩壊熱を図 3-2 に示す。いずれも事故発生時の値に対する相対値であり、放射性物質の外部への放出は考慮していない。図 3-2 からわかるように、現在のインベントリは事故発生時の 1%以下、崩壊熱は約 0.1%にまで減少している。



出典：JAEA-Data/Code 2012-018

図 3-2 炉心のインベントリ（左）と崩壊熱（右）

(2) 放射性物質の性状の特定

上記のリスク源は、燃料デブリや燃料内のペレット等の固体、汚染水等の液体、燃料内の希ガス等の気体のように様々な性状を有している。また、スラッジ、機器や建物の表面に固着している放射性物質の複雑な化合物（表面付着物）、化学的な反応性を内在している物質、化学物質と放射性物質の混在物（混合廃棄物等）、サイト内での環境汚染の原因物質（粘土微粒子や放射性物質を吸着した岩石等）等の様々な形態も考えられる。これらの性状の違いは、現在閉じ込められているものについては閉じ込め機能を喪失した際の漏えいのしやすさに影響し、既に環境中に暴露しているものについては環境中での移動拡散のしやすさに影響する。

(3) 閉じ込め機能の評価

上記リスク源の閉じ込め機能喪失の起こりやすさについては、外部事象（地震、津波等）及び内部事象（作業ミス等）を想定し、PCV からの継続的な放射性物質の漏えい、建屋等に滞留している高濃度汚染水の漏えい、施設の損傷等、現状において完全ではない閉じ込め機能を評価する。

3.3.3 福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクの分析

上記の手順に沿って、福島第一原子力発電所における主要なリスク源について分析を実施する。なお、現状は、事故直後に比べると、原子炉内にあった燃料に起因するインベントリは 1%以下に減少しており、また、閉じ込め機能についても特定原子力施設として要求される安全上必要な措置を講じている。したがって、以下で実施する分析は、事故直後に比べてリスクレベルが大きく減少した状況において存在するリスクの相対的な比較である。

(1) リスク源の特定

福島第一原子力発電所に現存する主要なリスク源のうち、燃料に関連するものは下記のとおりであり、これらは放射性物質として重核及び FP を含む。

- PCV 内の燃料デブリ
- 各号機使用済燃料プール内に貯蔵されているプール内燃料
- 共用プール内に貯蔵されている燃料
- 乾式キャスクに保存されている燃料

下記の汚染水及び廃棄物は、放射性物質として FP を含む。

- 建屋及び海水配管トレンチ内に滞留している高濃度の汚染水（以下「建屋内汚染水」及び「トレンチ内汚染水」という。）
- タンクに貯蔵されている浄化前の汚染水（以下「タンク内汚染水」という。）
- セシウム及び第二セシウム吸着装置の二次廃棄物（以下「水処理設備廃吸着塔」という。）
- 除染装置のスラッジ貯槽内の二次廃棄物（以下「水処理設備廃スラッジ」という。）
- ガレキ、伐採木等及び作業等により発生する放射性固体廃棄物（なお、放射性固体廃棄物には、事故前の運転時に発生した Co、Mn 等の腐食生成物を主体とした廃棄物を含む。）
- その他、汚染土壌、溜まり水等

下記の構造物や建屋等には、放射性物質として FP のほか、放射化物が含まれる。

- RPV 及び PCV 内で、放射化物を内包し、また、飛散した FP により汚染を受けている機器（蒸気乾燥器・気水分離器・炉心シュラウド・上部格子板・炉心支持板、配管、バルブ等）
- 建屋内で飛散した FP により汚染を受けている機器や配管、建物の一部

これらのうち、検討すべき主要なリスク源としては、下記を対象とする。

- 燃料関係（燃料デブリ、プール内燃料）
- 汚染水関係（建屋内汚染水、トレンチ内汚染水、タンク内汚染水）
- 廃棄物関係（水処理設備廃吸着塔、水処理設備廃スラッジ、放射性固体廃棄物）

プール内燃料のうち 4 号機については、事故発生時には 1,535 体の燃料が保管されていたが、既に共用プール等への移送が完了しているため、ここでは対象から除外した。

なお、共用プール内及び乾式キャスク内に貯蔵されている燃料については、これらの設備の健全性は通常の原子力発電所と大きくは変わらず、また、構造物や建屋についても、放射化物のインベントリは通常の原子力発電所と同程度であり、FPによる汚染は多いものの作業としては通常の原子力発電所の廃炉の延長上にあると考えられるため、今回の戦略プランでは検討対象としない。ただし、いずれも、廃炉作業の進展に伴って、ある段階から検討を開始する必要がある。

(2) 評価対象同位体の選定

特定したリスク源について、対象期間における量的変化を考慮した上で人体への影響が大きい同位体を抽出し、実効線量を評価する。

例として、2号機の炉心及びプール内燃料について、廃炉完了までの数十年を含む事故発生から100年後までの重核及びFPの実効線量を、図3-3及び図3-4に示す（インベントリの出典はJAEA-Data/Code 2012-018）。ここでは、実効線量の全量に対する寄与が1%を超える同位体を抽出した。これら抽出した同位体とその特徴を表3-1に整理した。線量係数は経口摂取による内部被ばくに対する係数を用いている。

これらのうち、事故発生から数年以降における寄与に着目して、重核としてはPu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Am-241、Cm-244を、FPとしてはSr-90、Cs-134、Cs-137を評価対象とする。これらは炉心及びプール内燃料共通とする。

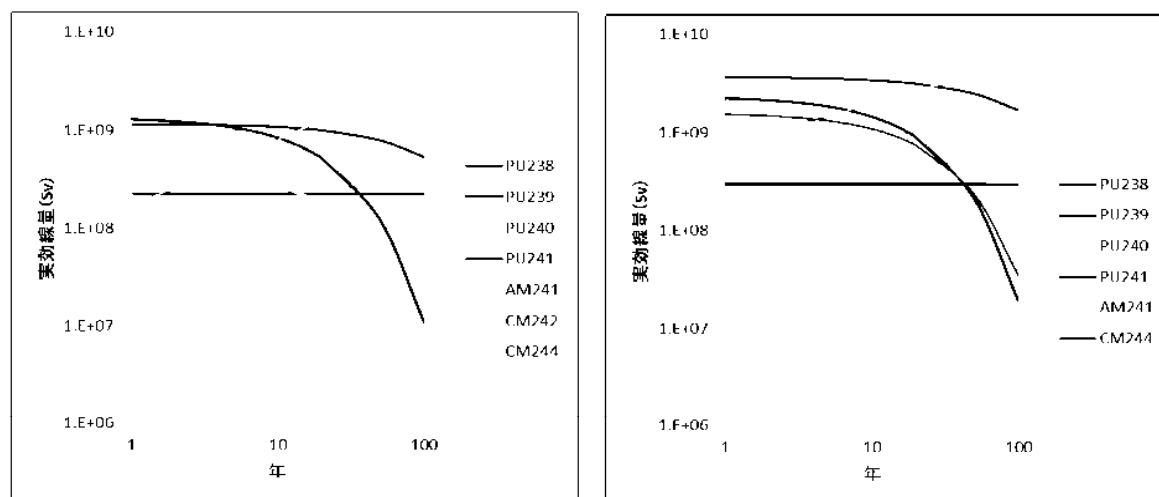


図 3-3 重核の実効線量（左：2号機炉心、右：2号機プール内燃料）

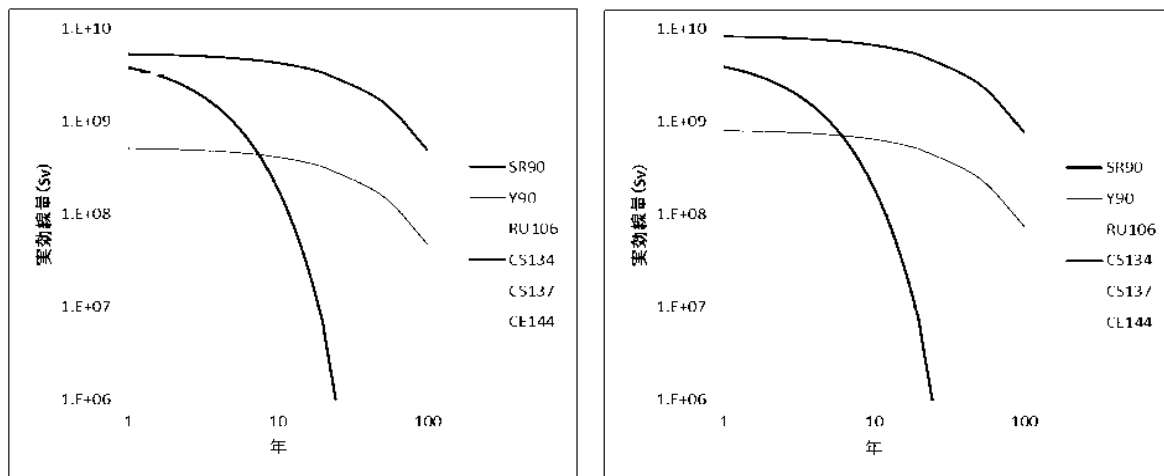


図 3-4 FP の実効線量（左：2号機炉心、右：2号機プール内燃料）

表 3-1 主要な同位体とその特徴

同位体	半減期	線量係数 (Sv/Bq)		特徴
		経口摂取	呼吸	
Pu-238	87.7 年	2.3×10^{-7}	1.1×10^{-4}	—
Pu-239	2.41×10^4 年	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}	—
Pu-240	6.54×10^3 年	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}	—
Pu-241	14.4 年	4.8×10^{-8}	2.3×10^{-8}	—
Am-241	4.32×10^2 年	2.0×10^{-7}	9.6×10^{-5}	Pu-241 の崩壊により生成
Cm-242	163 日	1.2×10^{-8}	5.9×10^{-8}	—
Cm-244	18.1 年	1.2×10^{-7}	5.7×10^{-5}	—
Sr-90	29.1 年	2.8×10^{-8}	1.6×10^{-7}	骨に取り込まれ人体への影響が大きい
Y-90	2.67 日	2.7×10^{-8}	1.5×10^{-8}	Sr-90 の崩壊により生成、放射平衡
Ru-106	1.01 年	7.0×10^{-9}	6.6×10^{-8}	—
Cs-134	2.06 年	1.9×10^{-8}	2.0×10^{-8}	揮発性が高く、環境中に放出されやすい
Cs-137	30.0 年	1.3×10^{-8}	3.9×10^{-8}	揮発性が高く、環境中に放出されやすい
Ce-144	284 日	5.2×10^{-9}	5.3×10^{-9}	—

出典：ICRP Publication 72

(3) 「潜在的影響度」の評価

各々のリスク源について、放射性物質のインベントリ及び実効線量を評価し、それらの性状を考慮して、潜在的影響度を評価する。

各リスク源のインベントリ、実効線量及び性状を表 3-2 に示す。汚染水、水処理設備二次廃棄物及び放射性固体廃棄物のインベントリは、限られた試料についての測定でありしかもデータ間にバラツキがあるため、概略の数値として表示した。なお、FP の中では Cs-137 が特に重要であるが、Sr-90 も、水処理設備二次廃棄物や放射性固体廃棄物では少ないが、汚染水中では重要である。

実効線量は、経口摂取と呼吸による内部被ばくの線量係数のうち大きい係数を用いて最大の影響度を評価した²。特に呼吸に対する重核の線量係数が大きいため、実効線量は燃料デブリとプール内燃料が他のリスク源より有意に大きくなった。

性状は、汚染水は液体、燃料デブリ、プール内燃料、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物は固体であり、水処理設備廃スラッジは固体と液体の中間に位置する。

潜在的影響度は、固体については実効線量に従って、燃料デブリとプール内燃料は大、水処理設備廃吸着塔は中、放射性固体廃棄物は小とした。他のリスク源は性状を考慮して、液体である汚染水は中、水処理設備廃スラッジは小とした。

なお、プール内燃料には希ガス Kr-85（半減期 10.7 年）が残っているが、上記評価には影響しない。また、燃料デブリの再臨界の可能性については、取り出し作業時のように水位や形状に変化を与えない限り、安定的に未臨界状態を維持すると考えられるため、特別に考慮していない。

表 3-2 「潜在的影響度」の評価

リスク源	インベントリ*			実効線量 (Sv)	性状	潜在的 影響度
	(時期)	重核 (Bq)	FP (Bq)			
燃料デブリ	1号機	2015年3月	2×10^{17}	4×10^{17}	5 $\times 10^{12}$ (1~3号機合計)	固体 大
	2号機	2015年3月	2×10^{17}	5×10^{17}		
	3号機	2015年3月	3×10^{17}	5×10^{17}		
プール内燃料	1号機	2015年3月	2×10^{17}	3×10^{17}	1 $\times 10^{13}$ (1~3号機合計)	固体 大
	2号機	2015年3月	5×10^{17}	8×10^{17}		
	3号機	2015年3月	4×10^{17}	7×10^{17}		
トレンチ内汚染水	2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	液体	中
建屋内汚染水	2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	液体	中
タンク内汚染水	2014年11月	—	$\sim 10^{16}$	$\sim 10^9$	液体	中
水処理設備廃吸着塔	2014年9月	—	$\sim 10^{17}$	$\sim 10^{16}$	固体	中
水処理設備廃スラッジ	2014年9月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^7$	スラッジ	小
放射性固体廃棄物	2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	固体	小

* 燃料デブリ及びプール内燃料：JAEA-Data/Code 2012-018

水処理設備廃吸着塔及び水処理設備廃スラッジ：日本原子力学会 2014 年秋の大会総合講演・報告「IRID における福島第一原子力発電所廃炉に係る技術開発 (5)放射性廃棄物の処理・処分に関わる技術開発」(2014 年 9 月 10 日)

他は、経済産業省及び東京電力ウェブサイトに掲載されているデータを元に推定

(4) 「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の評価

「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」を詳細に評価するためには、各々の起因事象の発生頻度とそれによって施設が損傷を受ける確率等の一連の評価が必要である。ここでは簡易的に、建屋や設備の損傷状態及び管理の必要性等に基づいて、リスク源の「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の比較を行った。結果を表 3-3 に示す。水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物は、廃棄物を保管するために設計され、特別な管理を必要としないことから最も小さい分類Ⅰとし、基本的にⅠ～Ⅲの 3 段階に分類した。

² “NDA Prioritisation – Calculation Of Safety and Environmental Detriment Scores”, EGPR02, Rev, 6, April 2011.

表 3-3 「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の評価

リスク源	特徴	閉じ込め機能喪失の起こりやすさ
燃料デブリ	PCVに重大な損傷は認められておらず、臨界管理、冷却、水素爆発防止が多重化されているため、閉じ込め機能喪失は比較的起こりにくいと考えられる。ただし、不確かさを考慮して評価に幅を持たせる。	I ~ II
プール内燃料	使用済燃料プールについては、一部の号機において、ガレキや重量物の落下、建屋天井の欠損、海水注入の経験等があるため、閉じ込め機能喪失の起こりやすさは中程度と考えられる。	II
トレンチ内汚染水 及び建屋内汚染水	建屋及びトレンチでは、地下水との水位のバランスにより汚染水の閉じ込めを維持しており、閉じ込め機能の喪失は他のリスク源に比べて相対的に起こりやすいと考えられる。	III
タンク内汚染水	汚染水タンクは、現実には誤操作が発生しており、またタンクは溶接型に更新中であるもののフランジ型が一部残っているため、閉じ込め機能喪失は他より相対的に起こりやすいと考えられる。	III
水処理設備廃吸着塔	水処理設備廃吸着塔は、Csを吸着したゼオライトを炭素鋼遮へい容器に収納したものであり、遮へい容器に収納され、堰内又は架台に据置されている。また、崩壊熱除去等の管理を必要としていない。	I
水処理設備廃スラッジ	水処理設備廃スラッジは、プロセス主建屋と一体のビット構造の造粒固化体貯槽に貯蔵されており、漏えい監視、崩壊熱除去、水素排気を実施しているため、閉じ込め機能喪失は比較的起こりにくいと考えられる。	I ~ II
放射性固体廃棄物	ガレキ等のうち放射性物質濃度が高いものは、容器に詰められ固体廃棄物貯蔵棟に保管されている。特別な管理は必要としていない。	I

(5) リスクの分析

「潜在的影響度」及び「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の評価から、福島第一原子力発電所における主要なリスク源のリスクレベルは図 3-5 のように表すことができる。

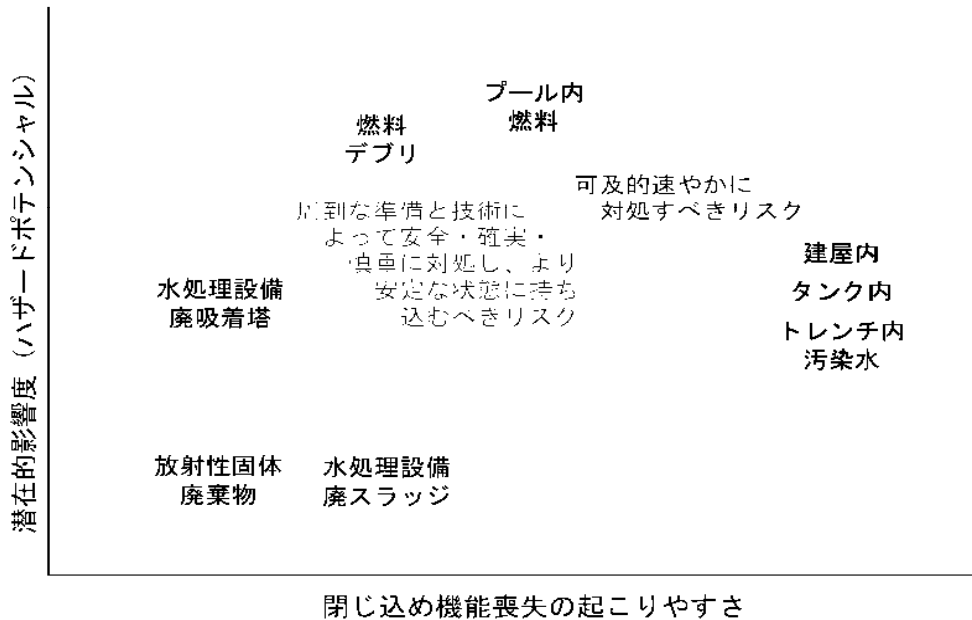


図 3-5 福島第一原子力発電所のリスクのイメージ

3.3.4 リスク低減戦略

分析結果を基にリスク低減戦略を構築する。まず、リスクレベルに基づいて優先順位を決定し、これを低減する方針を立案する。次に、リスク低減を具体的に実施する上で注意すべき事項として、作業中のリスク及び地域とのリスクコミュニケーションについて述べる。

(1) リスク低減の優先順位

放射性物質によるリスクを着実に低減するためには、リスク源を洗い出し、そのリスクを分析した上で優先順位を付けて対応すべきである。福島第一原子力発電所に現存する主要なリスク源は、そのリスクレベルによって3分類し、各々下記のように対応すべきである。

- 可及的速やかに対処すべきリスク
 - トレンチ内汚染水
 - 建屋内汚染水
 - タンク内汚染水
 - プール内燃料
- 周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきリスク
 - 燃料デブリ
- 長期的な措置をすべきリスク
 - 水処理設備廃スラッジ
 - 水処理設備廃吸着塔
 - 放射性固体廃棄物

これらを優先順位に従って並べたものが図3-6のリスク低減戦略であり、対策の実施に伴ってリスクが段階的に減少していく様子を示している。

リスク低減第1期では、図3-5において右上の領域に位置するリスクレベルが相対的に高いリスク源を対象とする。その対策の実行は容易ではないものの中長期にわたる研究開発課題はないので、可及的速やかにリスク低減を図る。

リスク低減第2期では、一定の安定状態にあるもののインベントリが多い燃料デブリを対象とする。第1期の間から並行して様々な課題を検討し、周到に準備を進めて万全な体制を整え、安全・確実・慎重に対策を実行し、より安定な状態に持ち込むことによってリスクを低減する。このとき、十分に注意しながら調査及びサンプリングを実施することによって、デブリ取り出し作業中のリスクを低減しつつ、燃料デブリをより安定な状態に持ち込むことが重要である。

リスク低減第3期では、既に貯蔵されている廃棄物だけでなく、第1期及び第2期における対策の実行によって新たに加わった廃棄物をも対象とする。これらは、あるリスクに対して対策を実施した結果生ずるリスクであるため残留リスクとも呼ばれ、長期的な視点に立った廃棄物措置戦略を講ずる必要がある。なお、水処理設備廃スラッジは、その性状が固体と液体の中間に位置することに留意して、慎重な対応が必要である。

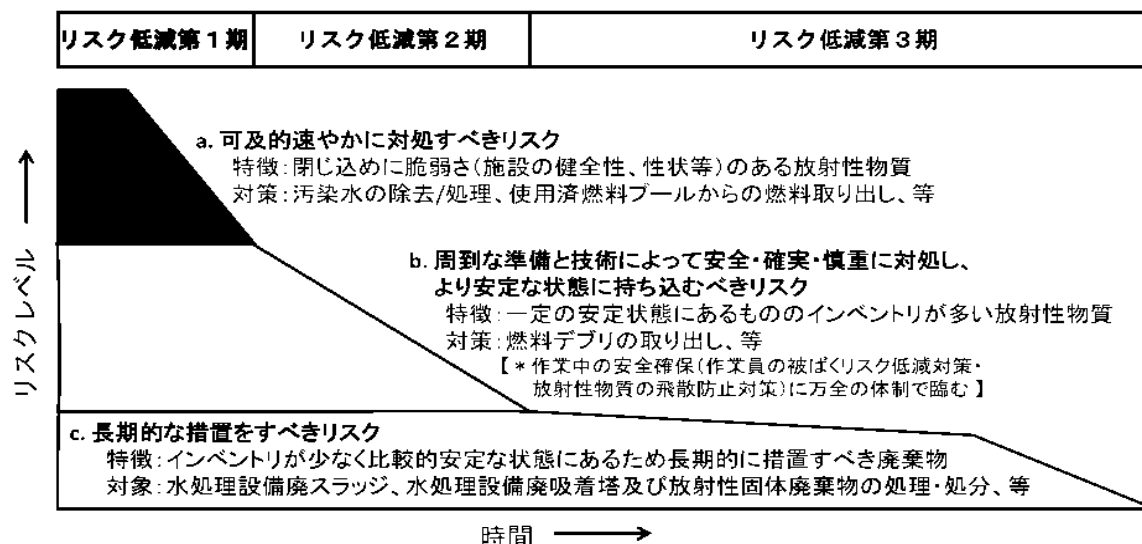


図 3-6 リスク低減戦略

(2) 作業中に考慮すべき放射性物質によるリスク

リスク低減第1期及び第2期における対策のうち、プール内燃料と燃料デブリの取り出しについては、作業中の放射性物質によるリスクへの注意が必要であり、主なリスクを表 3-4 に整理した。表 3-4 には、取り出し作業開始までに実施される高線量ガレキの撤去作業時のダスト飛散についても、取り出し作業に係るリスクの一環として記載した。また、取り出し作業期間が長ければ、各リスクが顕在化する可能性が増大するとともに、要員確保等のプロジェクトリスクの増加をもたらす可能性がある。

表 3-4 作業中の主なリスク

リスク源	作業員被ばく	ダスト飛散	落下による破損	再臨界性	ガレキ撤去時のダスト飛散	(所要期間)
プール内燃料	小	無	中	小	大	～1 年
燃料デブリ	大	大	中	中	小	～10 年

(3) 地域とのリスクの共有

福島第一原子力発電所の廃炉の進捗は、避難されている地元住民の方々の帰還に深く関わり、また軽微なトラブルや環境影響であっても風評被害等を通じて周辺地域の住民の皆様には大きなインパクトを与えかねない。したがって、社会に対して廃炉の見通しを明確に伝えるとともに、地元住民の皆様や環境に対するリスクを確実に低減することが極めて重要である。技術戦略を担う NDF としては、廃炉工程の節目においてリスクの状況を説明し、リスクコミュニケーションを通じてリスクレベルの目標像に対する共通理解を得ていく必要がある。このようなリスクレベルの目標像は安全規制上及び国際標準で見た安全目標の考え方と整合することが期待され、その目標像に到達することが地元住民の皆様にとっての有力な安心材料になると考えられる。

また、多量のインベントリを内包する燃料デブリは、現在も一定の閉じ込め状態にあり、安全で確実な取り出し工法が準備されれば重大なトラブルを発生させることなくリスクを低減するこ

とができる。しかしながら、取り出しを急ぐ余り、周到的準備をしないまま着手すると、予期しないトラブルが発生する可能性が取り出し完了まで続くことになる。このように、リスク低減戦略においては、迅速さは慎重さとトレード・オフ関係にあることを認識し、可及的速やかに除去すべきリスクと慎重に取り組むべきリスクを分ける必要があり、この認識を地元住民の皆様にも理解していただくことが重要である。

3.4 現在の取組状況

検討してきたリスク源に対する対策について、現在の取組状況を示す。可及的速やかに対策すべきリスクである汚染水及びプール内燃料については既に進んでいる取組状況を、現時点では準備段階にある燃料デブリ及び廃棄物についてはリスク源としての現状と対策方針を示す。

(1) 汚染水対策

汚染水については、福島第一原子力発電所港湾外への環境影響は見られていないものの、建屋への地下水流入により増加し続け、それを貯蔵しているタンクから、万一汚染水が漏えいした場合には環境影響が懸念されることから、優先度の高いリスクであると認識されている。東京電力においては、汚染水処理対策委員会における予防的、重層的対策の取りまとめを受け、下記に示す3つの基本方針に沿って順次対策を実施している。

- a. 汚染源を取り除く
 - i) 多核種除去設備、逆浸透膜濃縮水処理設備等による汚染水浄化
 - ii) トレンチ内の高濃度汚染水の除去 等
- b. 汚染源に水を近づけない
 - iii) 地下水バイパスによる地下水の汲み上げ
 - iv) 建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水の汲み上げ
 - v) 凍土方式の陸側遮水壁の設置
 - vi) 雨水の土壌浸透を抑える敷地舗装 等
- c. 汚染水を漏らさない
 - vii) タンク堰のかさ上げ、二重化
 - viii) 水ガラスによる地盤改良
 - ix) 海側遮水壁の設置
 - x) タンクの増設（溶接型タンクへのリプレイス等） 等

これらのうち、b. iii)、c. vii)及び viii)は既に完了・運用開始しているほか、a. i)、ii) の汚染水の浄化処理や汚染水の除去は着実に進められ、その他の対策についても鋭意整備・調整中であり、高濃度汚染水に対するリスク低減は着実に進んでいる。特に、多核種除去設備による汚染水の浄化により、2015年3月時点のタンク内汚染水は、表3-2の評価を実施した2014年11月時点の半分以上に減少している。また、この処理によって発生した沈殿物や使用済吸着材等の二次廃棄物は高性能容器に収容され、性状及び閉じ込め機能の双方の観点でリスクレベルの低い状態で保管されている。

一方、対策が進捗し、リスクが低減していく中で、雨水排水など比較的风险の低い問題も、相対的に重要度が増してきているため、あらためてリスクの総点検が実施されている。

(2) プール内燃料取り出し

プール内燃料については、各号機の放射性物質のインベントリ、発熱量、水素爆発による建屋損傷・ガレキ落下の状況等を勘案して、リスク低減の優先度で、4号機、3号機、1号機、2号機の順に取り出す計画に従って進めている。

a. 4号機

プール内燃料取り出しを2014年12月22日に終了。

b. 3号機

建屋上部のガレキ撤去が終了し、プール内ガレキの撤去やオペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）除染、追加遮へいを進めつつ、プール内燃料取り出し準備を実施中である。

c. 1号機

建屋カバー解体時の放射性物質飛散のリスク低減を優先し、建屋カバー内部のガレキ飛散状況等を分析中。今後、飛散防止対策を講じつつ、カバーを取り外し、ガレキの撤去を行う予定。

d. 2号機

水素爆発が発生していないため、プール内燃料のリスクは通常の原子力発電所と大きな差はない。今後のプール内燃料の取り出しに向け、原子炉建屋上部の活用可能性、燃料デブリ取り出しとの兼用可能性を含め、トータルでよりリスクの低い計画を検討しつつ、ヤード整備等を実施中である。

(3) 燃料デブリ

1～3号機 PCV 内の燃料デブリについては、発熱量が減衰し、現在 0.1MW 程度と事故直後の 1/100 以下であり、多重化された冷却設備により十分低い温度に保たれている。また、燃料デブリは一度熔融した燃料であるため、FP は気体状では残っておらず、ダスト等の放出については PCV ガス管理設備により十分抑制されている。この設備により、臨界時に発生する希ガス（キセノン）が常時モニタリングされており、これまで再臨界が生じていないことを確認している。燃料デブリ自体は、冷却により固体化していると想定されており、比較的安全な状態にあるため、臨界のリスクも低いものと評価される。

しかし、燃料デブリを取り出すためには、PCV を開放し、極めて放射線量の高い燃料デブリにアクセスする必要があるため、作業員や環境への放射性物質によるリスクを最小化すべく、その計画・準備に時間をかけて慎重に進める。

(4) 廃棄物

発生した廃棄物は、その性状、線量率等に応じて、貯蔵庫や一時保管施設に分別保管等が行われているほか、より適切な保管を行うための施設や減容のための焼却炉の建設などが進められている。水処理設備廃スラッジ、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物については、性状や特性の把握を着実に進め、それに基づき処理・処分方策を検討していくことが重要である。また、

中長期的に安全に保管管理していく必要があり、その際、処分方策との整合性を考慮することが重要である。

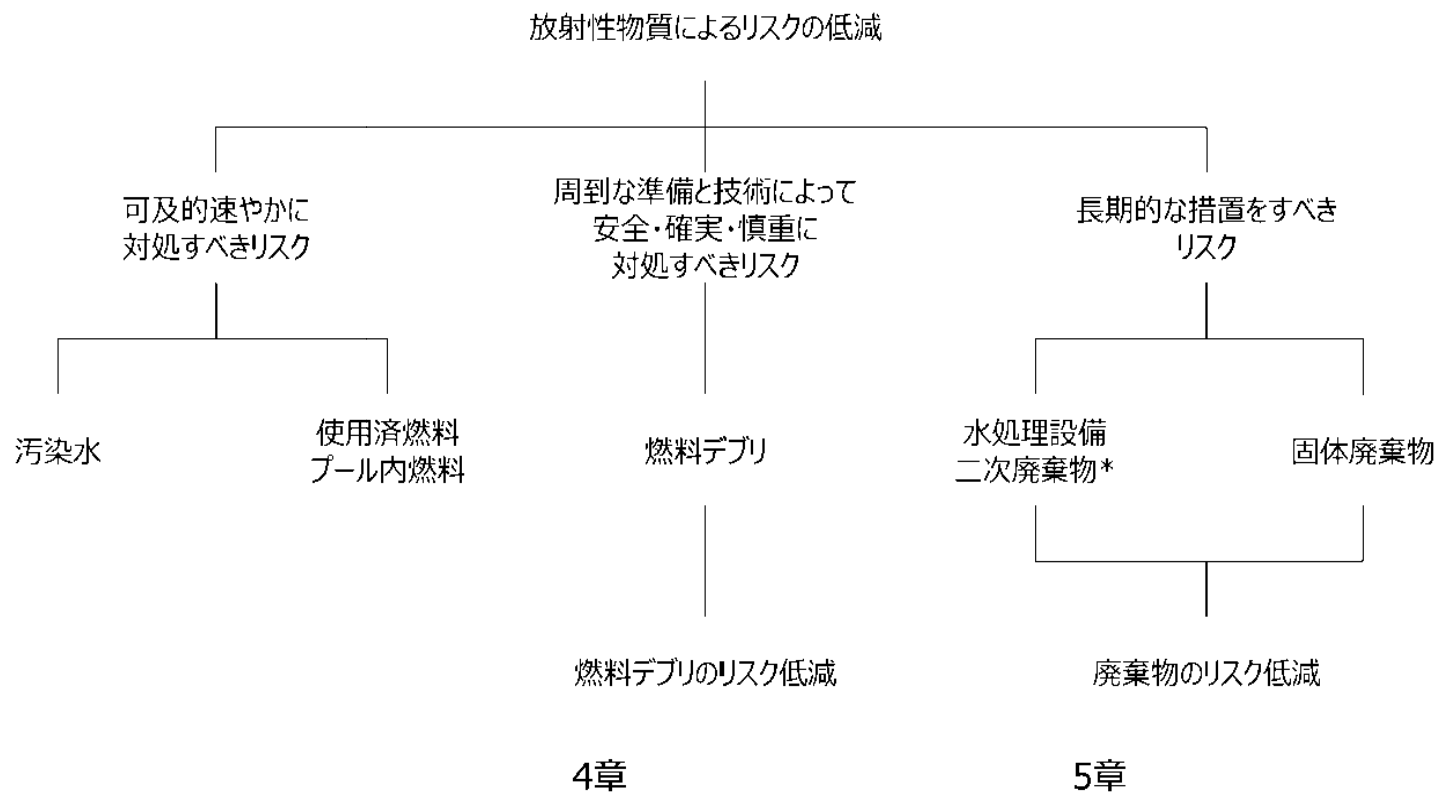
3.5 戦略プラン検討方針の概要

放射性物質によるリスク分析を実施し、福島第一原子力発電所のリスク源に対するリスク低減戦略を立案した。図 3-7 は、その結果を整理し骨格となる構成を記した図（以下「ロジック・ツリー」という。）である。現存する主要なリスク源は優先順位により 3 分類され、そのうち可及的速やかに対処すべきリスクについては、既に対策が進められているが、その実行においては種々の課題があるため NDF も技術支援を行っている。

燃料デブリを安全・確実に取り出すためには周到な準備が必要であり、数多くの難題にチャレンジしなければならない。このため、4 章において、燃料デブリ取り出しの戦略プランを詳しく検討する。これを実行するためのロジック・ツリーを図 3-8 に示す。4 章では、燃料デブリを取り出して安定的に保管することを当面の目標として、準備期間、取り出し、取り出し後の保管の 3 つのフェーズに分けて検討する。

水処理設備二次廃棄物及び放射性固体廃棄物は、長期的な視点を踏まえた廃棄物対策の戦略プランとして 5 章で詳しく検討する。今回の戦略プランでは、図 3-9 のロジック・ツリーに示すように、当面の課題として保管管理と処理・処分方策について検討する。

3章



*水処理設備廃吸着塔
及び廃スラッジをいう

図 3-7 放射性物質によるリスクの低減に向けたロジック・ツリー



図 3-8 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

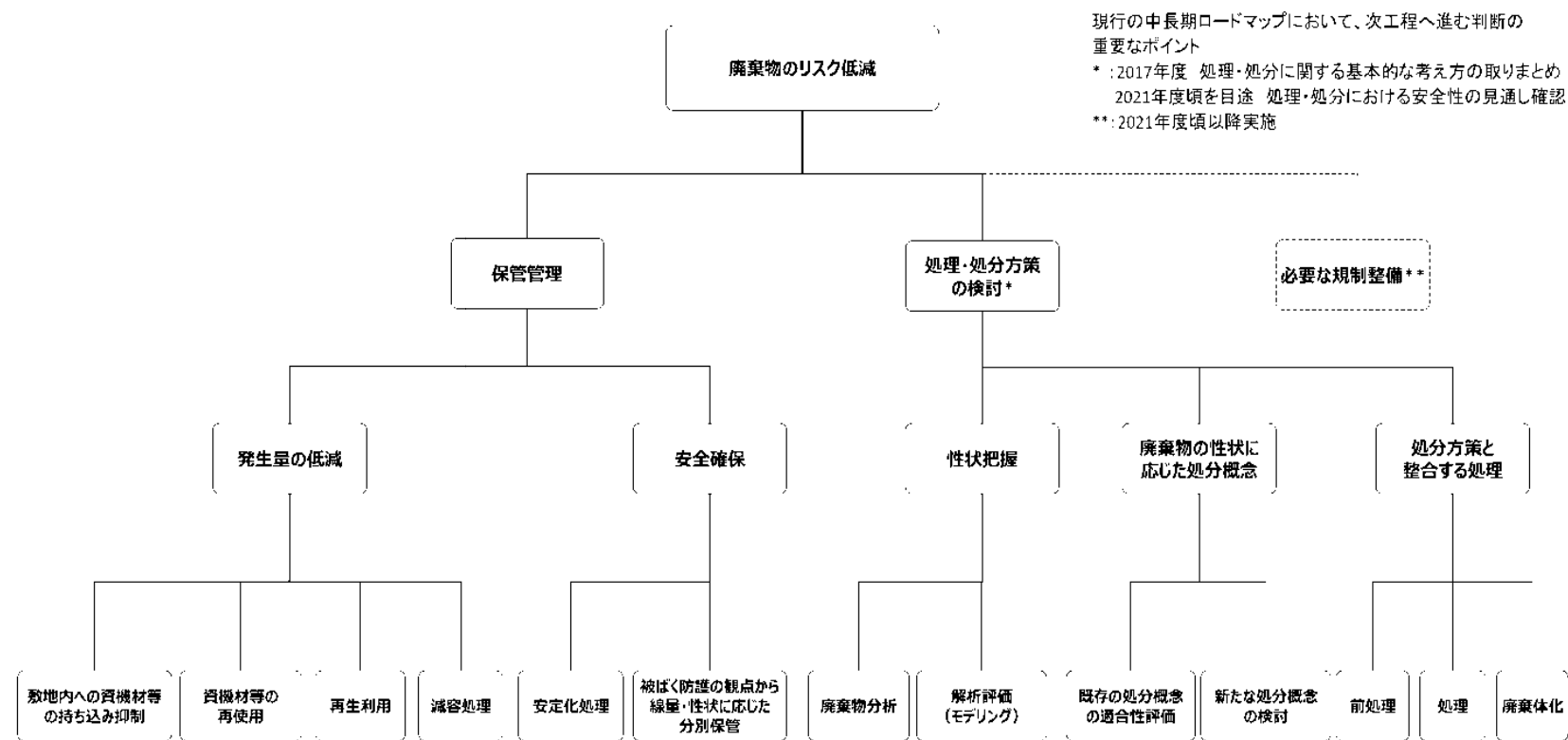


図 3-9 廃棄物のリスク低減に向けたロジック・ツリー

4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン

4.1 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン検討方針

周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきリスクである燃料デブリ取り出しのための戦略プランを検討するに当たっての検討方針を述べる。

具体的には、検討の進め方、燃料デブリ取り出し工法や適用技術評価への5つの基本的考え方の適用、燃料デブリ取り出しの役割分担を述べる。

4.1.1 燃料デブリ取り出し検討の進め方

燃料デブリは、現在一定の安定状態にあるが、さらにそのリスクを更に低減するためには、周到な準備と技術によって取り出し、安定保管することが必要である。これは、①取り出しまでの間燃料デブリの安定状態を維持・管理する、②燃料デブリを安全に取り出す、③取り出した燃料デブリを収納・移送した後、安定的に保管するというステップで進めることとなる。このうち、②燃料デブリを安全に取り出すためには、大きく分けて、「燃料デブリの量、位置、性状、FP分布の把握」、「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討が必要となる。これらに関する検討は多岐にわたるため、全体像をとらえるべく、骨格となる必要な要件の構成を記した「ロジック・ツリー」を図4.1-1に示す。

「燃料デブリの量、位置、性状、FP分布の把握」は、燃料デブリ取り出し工法を検討する上で重要なインプット情報となるものであり、実機調査、解析、過去の知見及び実験等取得可能な情報に基づき総合的に推定を行う。

「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討は、燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件にあたるものであり、下記の9項目からなる。

- PCV・建屋の構造健全性の確保
- 臨界管理
- 冷却機能の維持
- 閉じ込め機能の構築
- 作業時の被ばく低減
- 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- 系統設備、作業エリアの構築
- 労働安全の確保

現行の中長期ロードマップにおいては、冠水工法によるPCV上部からの燃料デブリ取り出しを基本として、2021年12月までに初号機の燃料デブリ取り出し作業を開始することを目標に、現場における作業・調査を進めるとともに、工法を実現するために必要な遠隔での除染・調査・作業用の機器・設備等の技術開発を進めている。また、上部までの冠水が困難になることを想定して、気中工法等の検討も併せて進めることとしている。

本戦略プランでは、考えられる燃料デブリ取り出し工法オプションを提示し、その中から優先的に検討する工法を選んだ上で、冠水・気中各工法の9つの技術要件に対する取組の現状と今後の対応について整理する。さらに、各工法の組合せによる複数のシナリオを提示し、号機ごとの状況に応じたシナリオの選定計画を立案する。

各工法の実現に向けて鍵となる技術開発、検討の進捗を踏まえて、各工法の実現性を見極めるとともに、各号機のPCV内部調査等により得られる号機ごとの燃料デブリの位置、分布状況等のプラント状況の推定確度の向上に伴い、号機ごとに実機に適用するシナリオを段階的に選定していく。

中長期ロードマップにおいては2018年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが判断ポイントとして設定されているため、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うこととする。

図4.1-2に燃料デブリ取り出しに向けた道筋の全体的なイメージを示す。現在の取組は、概念調査・概念検討を実施し、フィジビリティ・スタディ（以下「FS」という。）や要素試験の一部を進めているところである。工法シナリオ選定以降、初号機については、実機適用に向けた基本・詳細設計及び機器・装置の実用化・検証試験のフェーズへと進んでいくことになる。

この取組において、①対象（燃料デブリ等）、②手法（適用技術）、③要求（規制要求や必要な条件等）、④目標（最終目標像）のいずれについても、情報不足や条件設定の難しさがあるのが現実である。

そこで、確認済の現場情報や対象物の情報を起点とし、シミュレーションや理論的な推測を組み合わせた最尤法により対象の状況を推定した上で、推定の幅を考慮した技術仕様を暫定的に設定することが必要である。この暫定仕様については、その後の新たな情報に従って適宜変更を加え、工法や適用技術の技術仕様に対しても修正を加えることが必要である。

暫定仕様については、工学的な確からしさを確保する視点だけでなく、安全規制やその他の現場条件に整合するための要求事項を予見して反映しておくことが重要である。規制要求については、規制当局の判断が定まらない時期にこれを予見することになるが、規制当局との対話等を通じて現実的なものを想定する必要がある。

この暫定仕様に沿って、概念的な工法や適用技術について、工学的な判断を前提に複数のオプションを提案し、相対的なオプション比較を行う。各暫定的オプションについて、4.1.2項に示すように5つの基本的考え方の視点から評価を行い、それぞれのオプションの「基本特性」としての「長所・短所・その他の特徴」を踏まえて比較評価を行う。

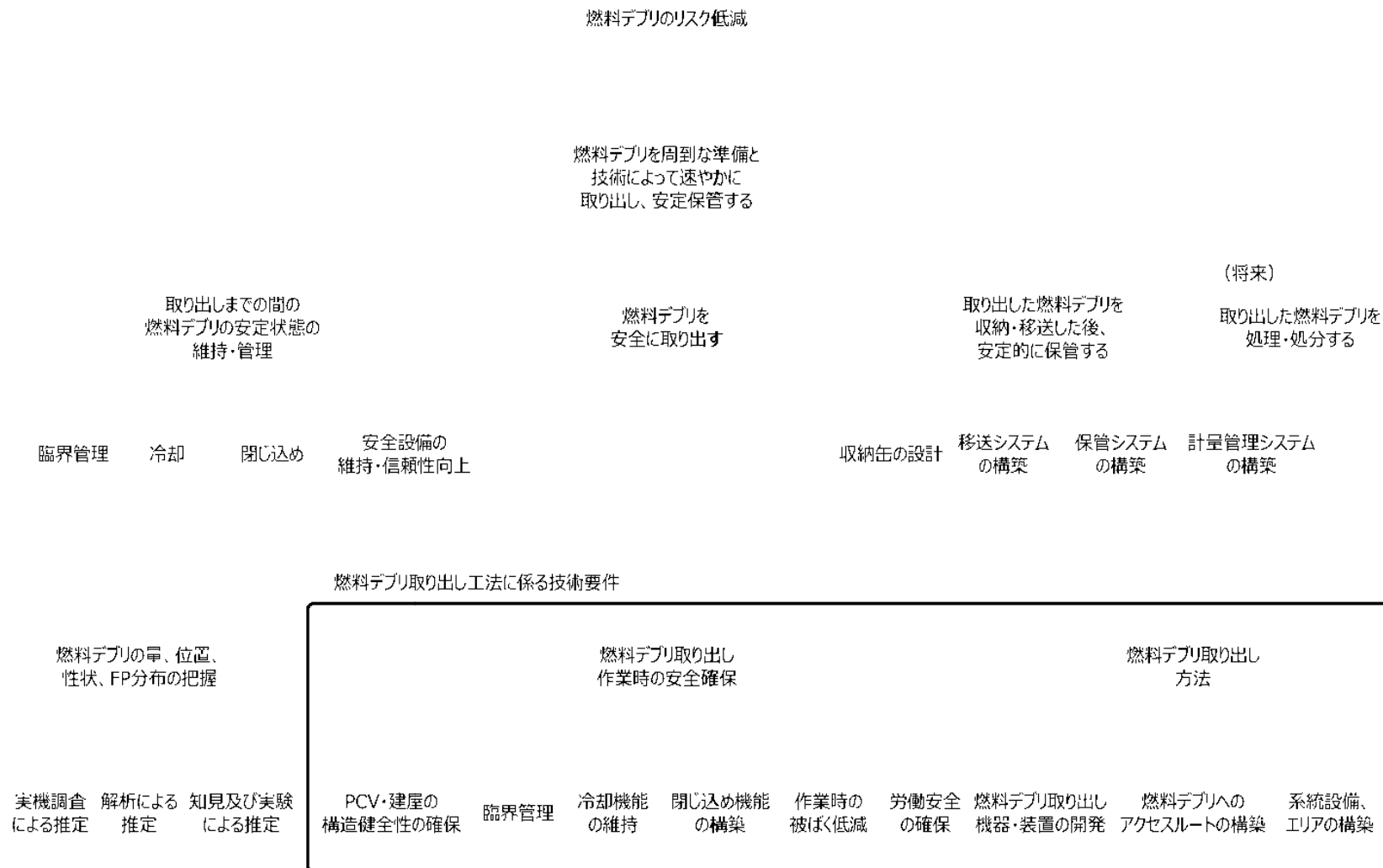


図 4.1-1 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

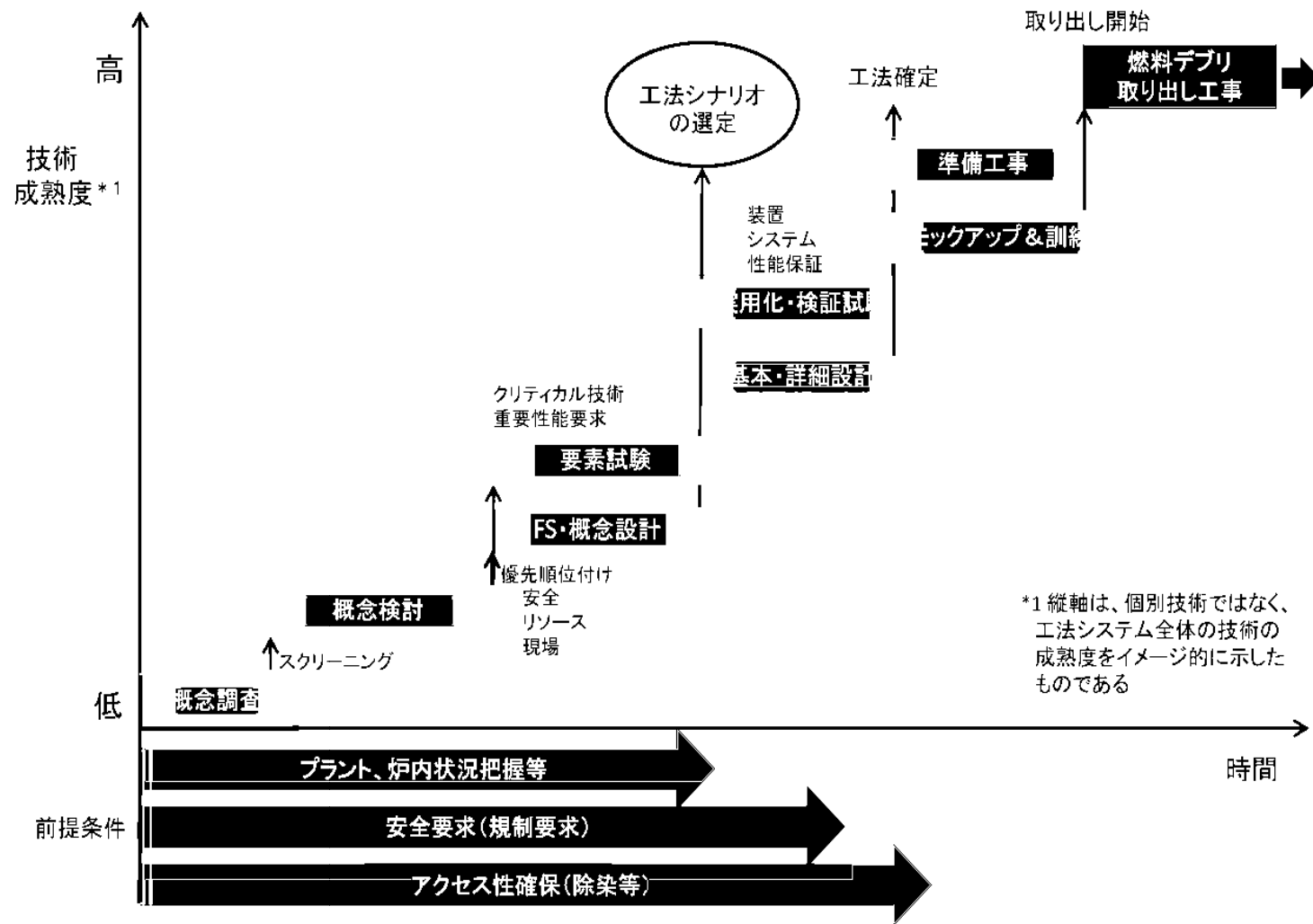


図 4.1-2 燃料デブリ取り出しに向けた道筋

4.1.2 燃料デブリ取り出し工法や適用技術評価における 5 つの基本的考え方の適用

燃料デブリ取り出し工法や適用技術を評価、判断するには、5 つの基本的考え方に基づき、下記の事項に留意し、取り組むものとする。

「安全」は、最優先の条件として評価することが基本である。「安全」については、安全規制や自主的な安全確保の視点から予見される目標レベルを設定し、これを保守的に満たす概念設計を描くことが最初に求められる。この概念設計を実現するために必要とされるリソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）に対し、「合理的」・「現場指向」の 2 つの視点から現実的制約条件を探り、現場作業での調整により、実現可能と判断される概念のみが、選択すべき「優位のオプション」とされる。「合理的」・「現場指向」の 2 つの視点から「実現性が厳しい」と判断されるオプションについては、低位にランク付けし、重点的な取組の対象から外すことが適切である。ただし、技術的な革新や現場条件の画期的な改善が後に発生する可能性も否定はできないため、必要な範囲で概念の可能性検討を継続することには意義がある。

「迅速」は、「安全」や「合理的」、「現場指向」の条件を満たしたオプションの中での優先付けに使うことが基本であり、「迅速」を優先するが故に、安全性や合理性や現場条件を軽視することは好ましくない。

技術の「確実」については注意が必要である。前例のない取組であるから、オプションの実現可能性が技術開発の成功に強く依存せざるを得ない。一方で、クリティカルとなる技術の開発に失敗すると、開発投資やそれまでの開発期間が全て無駄になるという手戻りリスクが発生することに対しては慎重であるべきである。特に、当初から多大な開発投資や開発時間が必要となる開発については、開発成果の進捗や実現可能性を頻繁に評価するための PDCA のステップを多く設定する等して、その開発の妥当性を厳しくチェックしながら進めることが適切である。基本的には、技術成熟度の高く、適用性のある技術を採用することが望ましい。このため、想定される工法の実現に必要な様々な克服すべき条件と照らし合わせて、適用技術の成熟度を厳しく評価するべきである。また、現場における実現性を高めるためには、モックアップ試験の実施は極めて重要である。「小規模～実規模」をカバーする規模を適宜設定して、見極めるべき技術課題について、できるだけ実機に近い条件下での未知の問題の発見に努めることが基本である。この際、モックアップへの投資の妥当性を含めて、モックアップ試験の規模の設定については、慎重な対応が必要である。

燃料デブリ取り出し工法や適用技術を検討するには、5 つの基本的考え方の視点から、表 4.1-1 に示す評価指標を用いて進める。

表 4.1-1 5つの基本的考え方に基づく評価指標

5つの基本的考え方		評価指標
安全	放射性物質によるリスクの低減 及び労働安全の確保	放射性物質の閉じ込め（環境への影響）
		作業員の被ばく（作業時間、環境）
		労働安全の確保
		リスク低減効果
確実	信頼性が高く、柔軟性のある技術	技術開発の難易度・技術成熟度
		要求事項への適合性
		不確実性に対する柔軟性・ロバスト性 ^(注)
		代替策等の対応計画
合理的	リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用	要員の確保（研究者、エンジニア、作業員）
		廃棄物発生量の抑制
		コスト（技術開発、設計、現場作業）
		作業エリア、敷地の確保
		廃止措置の後工程への影響
迅速	時間軸の意識	燃料デブリ取り出しへの早期着手
		燃料デブリ取り出しにかかる期間
現場指向	徹底した三現（現場、現物、現実）主義	作業性（環境、アクセス性、操作性）
		保守性（メンテナンス、トラブル対応）
		各号機への適用性

（注） ロバスト性とは、想定した条件が多少変わっても機能を発揮する頑健性を有することをいう。

「安全」に関しては、特定原子力施設である福島第一原子力発電所の廃炉に通常の原子力発電所と同じ安全基準を当てはめて考えることは適切ではない。原子力規制委員会は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、福島第一原子力発電所に対して「特定原子力事業者が措置を講ずべき事項」を提示している。これを受け、東京電力は「特定原子力施設に係る実施計画」を策定し、安全を確保しながら事故炉のリスク低減作業を進めているところである。

下記に燃料デブリ取り出し作業に当たって考慮すべき安全確保の考え方について記載する。

- 事故後のプラントパラメータを監視し、原子力安全の基本である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能が安定していることが引き続き管理される必要がある。
- 燃料デブリ取り出し作業に当たっては、施設全体のリスク低減のために、迅速かつ効率的な取り出しを目指す、「放射線の影響から人と環境を守る」との視点に立ち、事前検討や事前準備の段階から安全確保対策を最重要課題として取り組むべきである。
- 燃料デブリに関する情報等が限られていることから、作業時の安全確保はある時点での推測や仮定による安全基準に基づいている場合があるため、各作業ステップで明らかとなる「安全に係る情報」を関係者で共有し、これを工法や安全管理に反映することで、より適切に安全が確保されるよう安全に係る遵守事項を柔軟に変更していくべきである。

- 装置の開発や施工方法の開発に当たっては、予見される安全規制要件や検査要求等への適合性や対応を考慮すべきである。

燃料デブリ取り出し作業における安全確保のための遵守事項は、作業に先立ち策定されるとともに、作業の進捗により明らかとなった事実に基づき適切に見直されることが重要である。また、規制当局との情報共有を密に行い、規制要件も取り入れた安全に係る遵守事項とすることが必要である。

4.1.3 燃料デブリ取り出しに係る役割分担の基本的考え方

燃料デブリ取り出し作業は、これまでに経験のない技術的難易度の高いものであることから、関係する産業界や研究機関等との連携のみならず、原子力以外も含めた国内外の幅広い分野からの知見や技術の結集、必要となる研究開発の実施、現場での燃料デブリ取り出し作業への適用が必要である。

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた役割分担については、1章の図 1-1 に記載しているが、燃料デブリ取り出し分野における各関係機関の役割分担の基本的考え方を下記に整理する。

(1) 東京電力

- プラント状況の調査、基本設計、調達、詳細設計、製造、工事計画、トレーニング、現場工事等に関わる技術的検討及び現場作業
- 特定原子力施設に係る「実施計画」の策定・実施（原子力規制庁対応）
- 政府による補助事業として実施する技術的難易度が高い研究開発プロジェクトに対するニーズの提示、現場適用性の観点からのレビュー及び評価のための現場実証試験の管理
- 一連の技術的検討及び現場作業と研究開発プロジェクトとの連携・整合性の確保
- 東京電力が自ら実施する研究・技術開発

(2) 政府

- 中長期ロードマップに関する基本方針等廃炉の方針決定と進捗管理
- 技術的難易度が高い研究・技術開発に対する予算措置

(3) NDF

- 燃料デブリ取り出し工法の方針決定に係る戦略プランの策定
- 検討課題に係る技術検討の支援・進捗管理
- 燃料デブリ取り出し分野専門委員会の運営
- 研究開発の企画・調整・管理

(4) 研究機関（IRID 等）

- 研究開発プロジェクトの実実施計画の策定・実施
（機器・装置の開発、評価手法の開発、これらに必要となるデータ・情報の取得等）
- 研究開発の進捗管理・研究開発プロジェクト間の連携・整合性の確保

4.2 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討

燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討状況を述べる。

具体的には、現在までに得られている情報に基づくプラント・燃料デブリの状況、燃料デブリ取り出し開始まで安定状態を維持・管理するために必要となる検討項目・検討アプローチを述べる。

4.2.1 これまでの情報に基づくプラント・燃料デブリの状況

現行の中長期ロードマップにおいては、冠水工法による PCV 上部からの燃料デブリ取り出しを基本として、早期に初号機の燃料デブリ取り出しを開始することを目標に、現場における作業・調査を進めている。また、それと併せて、燃料デブリ取り出し工法を実現するために必要な遠隔での除染・調査・作業用機器・設備の開発等の技術開発が進められている。さらに、上部までの冠水が困難となることを想定して、気中工法の検討にも着手したところである。

このため、燃料デブリ取り出しが開始されるまでに一定の期間が必要になると見込まれる。

燃料デブリ取り出しが開始されるまでの間、プラント・燃料デブリ・Cs 等の FP の状態を安定的に維持し、管理・監視していくことは、安全性を確保する上で重要である。

しかしながら、現在、高放射線量であることから、燃料デブリの状態を直接的に観測することは困難であり、現場から得られる PCV 内の温度やガスの成分等から間接的に観測するに留まっているが、PCV/RPV 内の温度は、安定的に低下傾向を示しており、燃料デブリは継続的に冷却されており、安定な状態にあることを確認している。また、PCV/RPV への窒素封入を継続しており、各号機の PCV 内の水素濃度も低く、安定しており、水素爆発が引き起こされる可能性は低いといえる。建屋内の滞留水は、循環注水ラインにより、建屋水位を地下水位より低くなるようにすることで、建屋外部に漏えいしないように管理されており、安定している。

4.2.2 燃料デブリの安定状態維持・管理に必要な検討項目及び検討アプローチ

「放射性物質によるリスクを低減し、安定的に管理・監視していく」との観点から、燃料デブリの安定状態を維持・管理するために必要な検討として、図 4.2-1 に示すロジック・ツリーから、下記の 4 項目に整理した。

(1) 臨界管理

燃料デブリは、現在のところ安定状態にあると想定されるが、何等かの原因によって臨界状態になることも否定できない。このため、臨界管理をすることが求められる。この機能は、臨界監視、臨界停止から構成されている。

(2) 冷却

燃料デブリは、崩壊熱があり、高温になると内包する放射性物質を放出する可能性があることから、水等によって冷却することが求められる。この機能は、循環注水冷却、温度管理、可搬式注水である消防車による対応から構成されている。

(3) 閉じ込め

燃料デブリや Cs 等の FP が、外部に放出されると作業員及び一般公衆に放射線影響を与えるため、PCV 等によって外部に放出しないよう管理することが求められる。この機能は、ガス管理設備による PCV（気相部）の漏えい抑制、水位管理による汚染水（液相部）の漏えい防止、窒素（N₂）封入による水素爆発防止から構成されている。

(4) 安全設備の維持・信頼性向上

安全状態を維持するためには、燃料デブリの現在の安定状態を維持するために必要な設備を維持し、信頼性を確保することが求められる。安全設備の維持・信頼性向上は、設備の保守、機器の冗長性、保守作業に伴う被ばくの低減から構成されている。

4 つの検討項目を検討するに当たっては、下記のとおり行う。（図 4.2-2）

(1) 要求事項の明確化

5 つの基本的考え方に基づき、プラント状態を評価若しくは監視・管理するために必要な情報を整理する。

(2) 現状の把握（要求事項の情報を得るためにどのような活動がされているか）

号機ごとのプラント・燃料デブリの状況について、これまでの検討から分かっていることや現状の調査・研究開発プロジェクトの状況を整理する。

(3) 今後の対応

(1)の要求事項に対して、(2)の調査・プロジェクトで把握されている情報が必要であるかを検討する。また、今後のプラントや炉内・燃料デブリの管理・監視のために必要な実施事項をまとめる。さらに、管理・監視を確実に行うための推定・評価手法を検討する。

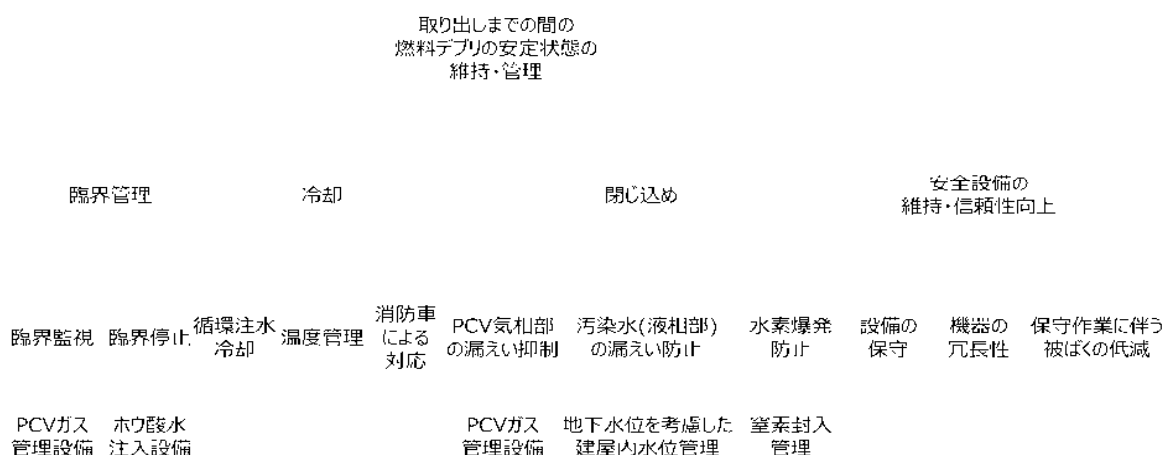


図 4.2-1 燃料デブリ取り出しまでの間の燃料デブリの安定状態の維持・管理のロジック・ツリー



- 現場の制約・要件等を踏まえつつ、プラント・燃料デブリの状態を評価若しくは監視・管理するために必要となる情報を整理



- プラント・燃料デブリの状況について、現在までの検討結果・調査結果、研究開発プロジェクトの状況を整理



- 要求事項に対し、現在までの検討や調査・研究開発プロジェクトで得られた情報が必要十分であるか検討（検討課題の抽出）
- プラント・燃料デブリの監視・管理するために必要となる実施事項の取りまとめ

図 4.2-2 検討フロー

4.2.2.1 臨界管理

(1) 目的

- a. RPV/PCV 内に存在する燃料デブリが臨界に至ることがないように臨界が発生するリスクを適切に管理していく。
- b. 万一、臨界に至った場合又は臨界の可能性がある場合に、未臨界にする又は臨界を防止し、放射性物質の外部への大量放出を防ぐ。

(2) 主な要求事項

- a. 再臨界が発生するリスクを適切に管理していくこと。
- b. 万一再臨界が発生した場合においても、敷地境界における被ばく線量が十分低いこと。

(3) 現状³

- a. 各号機の PCV ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタで、短半減期 FP である Xe-135 濃度を常時監視している。臨界判定基準を 1Bq/cm^3 （自発核分裂によって発生する Xe-135 濃度の約 100 倍）としているが、臨界の兆候は見られていない。また、燃料デブリの組成や形状、堆積形状、構造物の組成や混合量等について種々の条件で評価を実施し、臨界になる可能性は低いと評価されている。
- b. 万一の場合に未臨界にする又は臨界を防止するために、ホウ酸水注入設備が設置されている。ホウ酸水タンクは 2 基設置されており（内 1 基は予備）、構造物への影響が少ない弱アルカリ性の五ホウ酸ナトリウム水溶液が、原子炉注水系を通じて注入される。本設備は、5%Δk 以上の反応度に相当する 510ppm のホウ素濃度を達成できる能力を有する。なお、ホウ酸が枯渇した場合には、3%Δk の反応度を有する海水が注入される。臨界発生から注入完了までの時間は、最短で 6 時間、最長で 22 時間である。
- c. 再臨界時の影響評価として、保守的に、臨界判定基準の 100 倍の Xe-135 濃度に相当する出力レベルの臨界状態が 1 日続いたとして敷地境界における被ばく線量を評価した結果 $2.4 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ となり、公衆に著しい影響を及ぼすことはないとしている。

(4) 今後の対応

- a. 福島第一原子力発電所各号機の RPV/PCV 内の燃料デブリの状態は、臨界を維持するために燃料集合体が整然と配置された健全な炉心とは大きく異なっており、さらに、これまで臨界の兆候は見られていないことから、水位や燃料デブリの状態に大きな変化がなければ再臨界に至る可能性は低いと考えられる。
しかしながら、再臨界リスクを低減させる継続的な活動が望まれ、RPV/PCV 内の調査結果等

³ 東京電力 福島第一原子力発電所 特定原子炉施設に係る実施計画 平成 24 年 12 月（平成 25 年 8 月一部補正）

から燃料デブリの量、位置、形状、性状に関する知見が得られれば、再臨界可能性への影響を検討することができる。

- b. また、燃料デブリ取り出しに向けて開発中の臨界管理技術が完成すれば、燃料デブリ取り出しの着工を待たずに実機に導入することができる。特に、再臨界検知の高度化として開発中の応答速度の向上技術は、システムの大型化や検出器数の増加等の課題はあるものの、現在の PCV ガス管理システムへの導入が可能と考えられる。

4.2.2.2 冷却

(1) 目的

燃料デブリを十分に冷却できずに燃料デブリの温度が上昇すると燃料デブリ内の放射性物質が放出されるリスクがあるため、燃料デブリの冷却とその状況を推定・管理する。

(2) 主な要求事項

- a. 循環注水冷却による燃料デブリの冷却が確保されていること。
- b. 燃料デブリの冷却状況を推定・管理できること。
- c. 地震や津波等の事象により、常設の設備により燃料デブリの冷却ができなくなった場合にも、冷却ができるようにすること。

(3) 現状

- a. 東京電力は、原子炉の温度等のパラメータを継続監視するとともに燃料デブリの冷却設備の保守管理を実施している。燃料デブリの冷却設備である循環注水冷却設備は、2013 年 7 月より主たる水源をバッファタンクから復水貯蔵タンク（以下「CST」という。）に変更するとともに CST 原子炉注水系の運用を開始している。これにより、炉注水ラインの縮小による注水喪失リスクが低減されるとともに、タンクに関して耐震性向上及び容量の増加等が図られている。
- b. 原子炉の温度等のパラメータは、事故直後より低下し、ほぼ一定の値を示すようになってきていることから、安定した冷温停止状態を維持していることが推定できる。図 4.2-3 に各号機への注水量、図 4.2-4 に東京電力が公表している情報を基にまとめた原子炉の周辺温度の変化を示す。

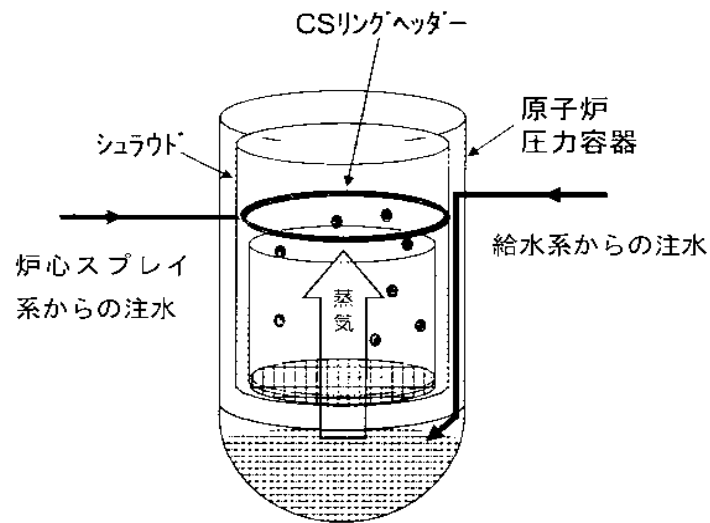
RPV 及び PCV 内の温度は、継続的な冷却及び崩壊熱の減少により、安定的に低下傾向を示しており、これらのパラメータによっても冷温停止状態を維持していることが推定できる。

- c. 「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」平成 24 年 12 月（平成 25 年 8 月一部補正）において、確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では、炉心再損傷頻度が約 5.9×10^{-5} /年と評価されており、「施設運営計画に係る報告書（その 1）（改訂 2）（平成 23 年 12 月）」で評価された約 2.2×10^{-4} /年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。また、原子炉注水系の異常時の評価では、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象（注水停止 12 時間）で 3 プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、実効線量は敷地境界で約 6.3×10^{-5} mSv/年、特定原子力施設から 5km 地点で約 1.1×10^{-5} mSv/年、特定原子力施設から 10km 地点で約 3.6×10^{-6} mSv/年であり、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としている。⁴

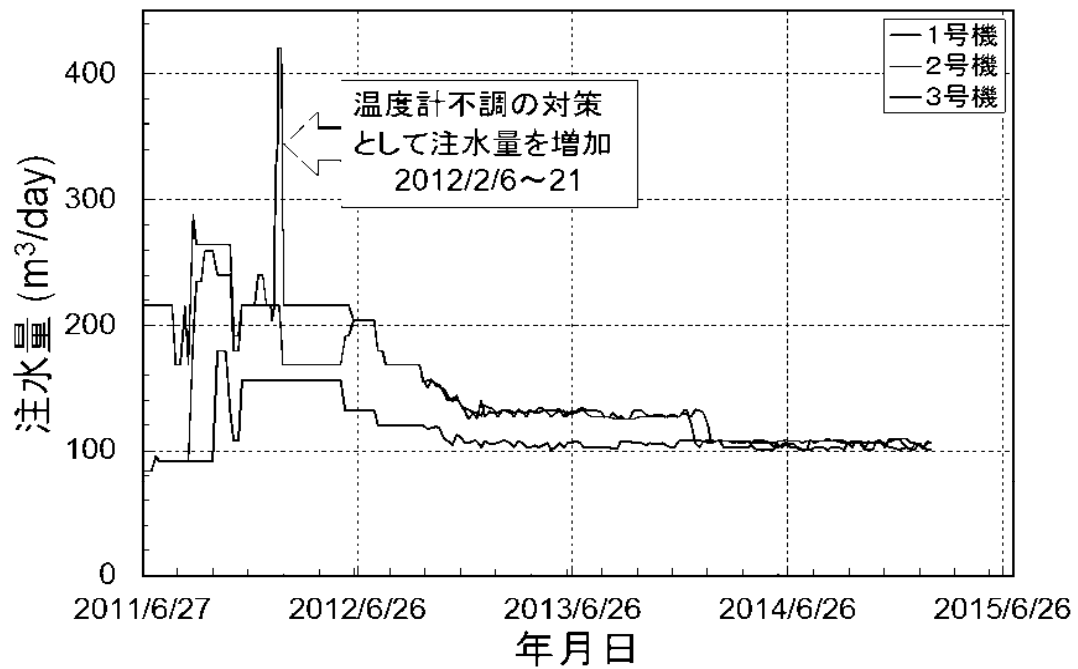
⁴ 東京電力 福島第一原子力発電所 特定原子炉施設に係る実施計画 平成 24 年 12 月（平成 25 年 8 月一部補正）

(4) 今後の対応

- a. 引き続き、安定した冷却状態を維持していくため、循環注水冷却を継続する。
- b. 原子炉の温度等のパラメータを継続監視するとともに、保守管理等による冷却設備の維持及び信頼性の向上を図る。
- c. これまで実施してきた対策に加えて、地震動・津波への評価も考慮しつつ、可搬設備（消防車等）を活用した機動的対応の信頼性向上策に取り組む。



a. 注水位置⁵



b. 各号機への注水量

図 4.2-3 各号機への注水量

⁵東京電力「福島第一原子力3号機 炉心スプレイ系ライン追加による原子炉注水方法の多様化について」平成 23 年 8 月 23 日からの引用

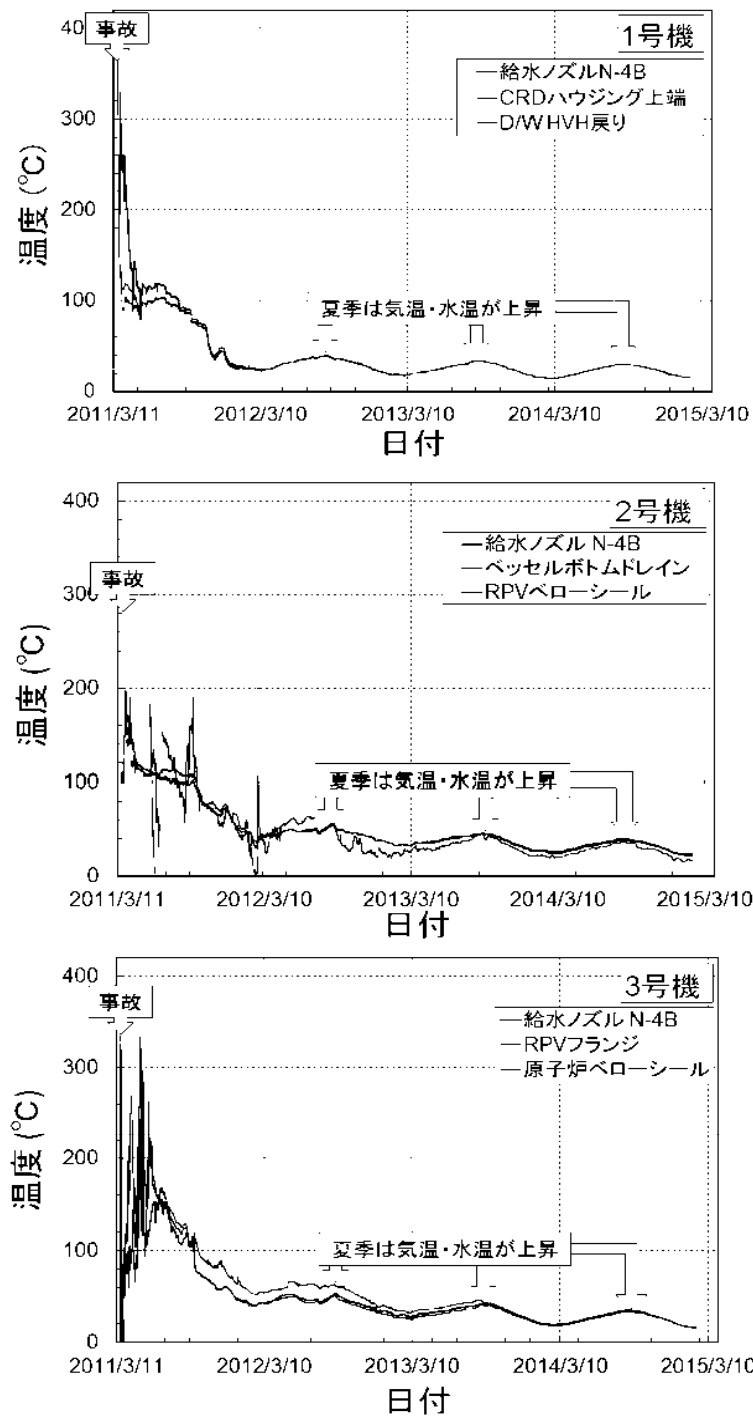


図 4.2-4 福島第一原子力発電所の原子炉周辺温度の履歴

4.2.2.3 閉じ込め

(1) 目的

PCV から放射性物質の漏えいを抑制・防止するとともに、水素爆発による PCV 破損を防止する。

(2) 主な要求事項

- a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいを抑制すること。
- b. PCV 若しくは原子炉建屋からの汚染水（液相部）の漏えいを防止すること。
- c. PCV 内で水の放射性分解により発生する可能性がある水素の爆発を防止すること。

(3) 現状

a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいの抑制

1～3 号機の PCV 内の気体を PCV ガス管理設備にて抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備により放射性物質濃度及び量を監視することで、環境へ放出される放射性物質の低減が図られている。なお、1～3 号機とも、PCV 内部の圧力は安定的に維持されていることから、PCV の気相部に重大な損傷はないと考えられる。

b. 原子炉建屋からの汚染水（液相部）の漏えいの防止

各号機の PCV から漏えいする汚染水が、各号機の原子炉建屋等に滞留している。各建屋に滞留している汚染水が漏えいすることがないように、建屋等の滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置し、建屋に滞留する滞留水の水位が地下水の水位よりも低くなるように管理している。また、地下水の水位は、建屋近傍の井戸（サブドレン）に設置されている水位計により確認している。

c. 水素爆発防止

- i) RPV/PCV への窒素充填が継続されている。窒素充填に当たっては、各号機の PCV 内の水素濃度が可燃限界濃度（4%）を上回らないように窒素封入量を調整するとともに、水素濃度を監視している。
- ii) これらの取組に加え、間欠的に PCV 内の水素濃度の上昇が確認された 1 号機については、サプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）内に残留する水から S/C 内上部に放出される水素を窒素により置換する取組を実施し、安定した状態を達成している。引き続き、S/C 内の残留水から微量の水素が放出されている状況にあることから、安定した状態に維持するために窒素封入を実施し、水素に関するリスクの低減を図っている。圧力変動により PCV の水素濃度の上昇が確認された 2 号機については、S/C への窒素封入を実施し窒素置換は完了しており、引き続き、パラメータの推移を確認している。3 号機については、水素濃度の上昇は観測されておらず、S/C 内の閉空間は安定した状態と考えられることから、パラメータの推移を確認している。

- iii) 図 4.2-5 に、PCV 内水素濃度の変化を示す。PCV 内水素濃度は、一定の値を示しており、その濃度は、可燃限界濃度（4%）に対して十分低い濃度で管理されている。

(4) 今後の対応

a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいの抑制

引き続き、PCV ガス管理設備により抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備により放射性物質濃度及び量を監視することで、環境へ放出される放射性物質を達成できる限り低減する。

b. 原子炉建屋からの汚染水（液相部）の漏えいの防止

引き続き、建屋内水位を地下水の水位より低く保つことによって建屋外部へ汚染水の漏えいを防止する。また、現状の循環注水ラインの滞留水処理システムによって汚染水を浄化する。今後の燃料デブリ取り出し及び建屋内の滞留水処理の完了を見据えて、順次取水箇所をタービン建屋から原子炉建屋等へ変更していくとともに、建屋外での汚染水の漏えいリスクを低減するために、小循環ループの実現を図る。

c. 水素爆発防止

窒素封入により PCV 内の水素濃度を十分低く維持できており、水素爆発のリスク低減を達成できている。今後も計画的な保全を行うことで、安定した状態を維持していく。

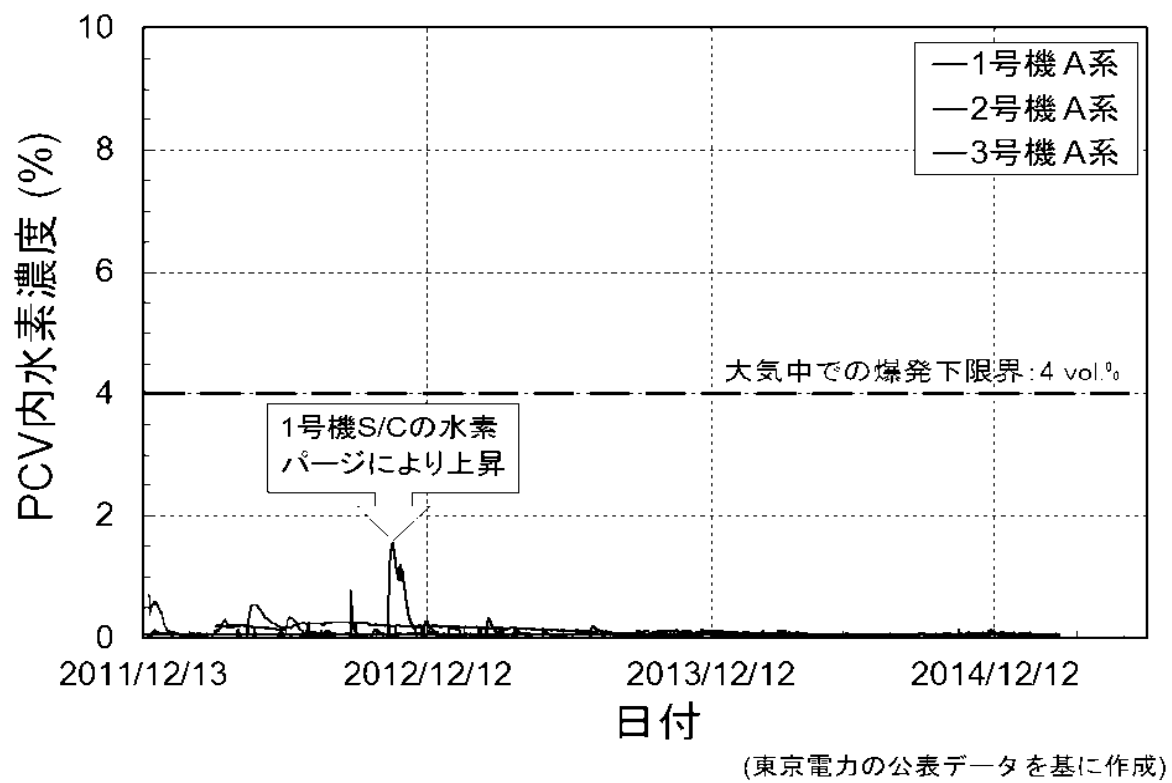


図 4.2-5 PCV 内の水素濃度の変化

4.2.2.4 安全設備の維持・信頼性向上

(1) 目的

燃料デブリの安定状態を維持・管理するための安全設備の維持・信頼性向上を図る。

(2) 主な要求事項

- a. 継続的に設備を保守管理すること。
- b. 単一故障により機能を喪失しないよう、機器の冗長性を有すること。
- c. 保守作業に伴う被ばくの低減を図ること。

(3) 現状

- a. RPV 及び PCV 内の温度を継続監視するため、常設監視計器の保守管理が行われている。
- b. 1～3 号機の燃料デブリについては、循環冷却設備等の設置を完了し、設備の多重化等の信頼性向上策も講じられている。冷温停止状態の監視については、常設監視計器を追加設置している。また、循環注水冷却については、これまで使用していた設備にバックアップとして複数系統保持することで、信頼性を向上させている。(図 4.2-6)

1～3 号機 原子炉注水系については、下記のとおり運用中である。

- i) CST 原子炉注水ポンプ 各号機 2 台 (常用)
- ii) タービン建屋内原子炉注水ポンプ 各号機 2 台 (常用)
- iii) 常用高台原子炉注水ポンプ 1～3 号機共用 3 台 (常用)
- iv) 非常用高台原子炉注水ポンプ 1～3 号機共用 3 台 (非常用)
- v) 純水タンク脇原子炉注水ポンプ 1～3 号機共用 3 台 (非常用)
- c. 原子炉建屋内は依然として高線量率状態にあり、ガレキ・粉塵等が散在し、作業員のアクセスが困難である。作業環境としては、原子炉建屋内の空間線量率の状況について、1 号機から 6 号機までの空間線量率が測定されている。

(4) 今後の対応

- a. 引き続き、保守管理等により安全設備の維持及び信頼性の向上を図る。電源設備の信頼性を維持・向上する対策として、仮設設備から恒久的な設備へ変更する等、長期間の使用に耐え得る信頼性を確保する対策を実施すべきである。
- b. PCV 内の温度については、3 号機についても、今後、常設監視計器の設置を検討する必要がある。
- c. 原子炉建屋内の状況調査を行い、核種を踏まえて汚染状況を推定・評価し、適用可能な除染技術を活用するとともに、必要に応じて遠隔操作が可能な除染装置を開発し、原子炉建屋内の除染等を実施してアクセス性を確保する必要がある。

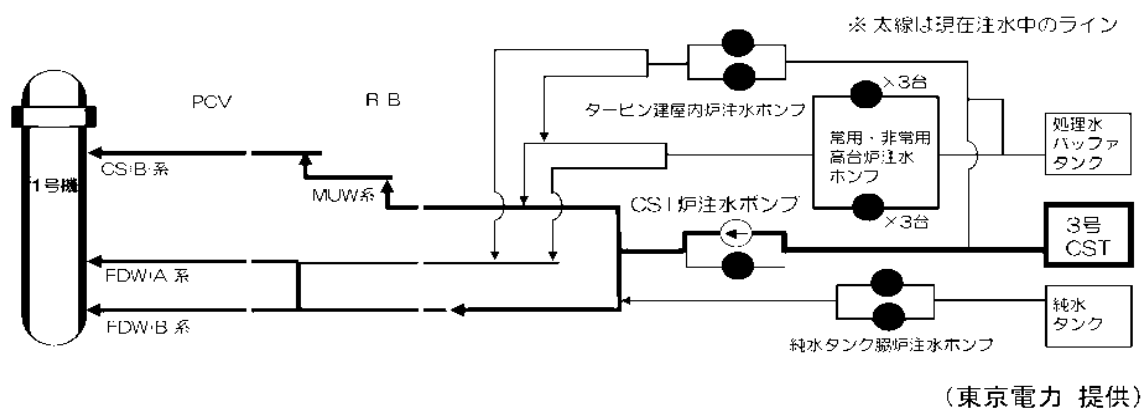


図 4.2-6 現在の原子炉注水ライン構成 (1号機)

4.2.3 安定状態の維持・管理に向けた活動

燃料デブリについては、循環冷却設備等の設置を完了し、設備の多重化等の信頼性向上策も講じられており、安定した冷温停止状態が維持されている。引き続き、安定状態を維持・管理していくことは、安全上重要である。

燃料デブリ取り出しまでの安定状態の維持は、燃料デブリ取り出し作業時の安全確保と関連及び連続性があることにも留意する必要がある。加えて、炉内・燃料デブリに関して得られた情報を臨界評価・冷却状況評価に反映させていくことが重要である。

このため、引き続き、放射性物質の漏えい抑制・管理機能、原子炉の冷却機能、臨界防止機能、水素爆発防止機能の維持・強化を図り、燃料デブリの冷却、放射性物質濃度及び量を監視する。なお、監視に当たっては、RPV、PCV 内温度、冷却水注水流量等のプラント情報を効率的に把握できるように、プラントの情報を統合したデータベース化することを検討すべきである。

図 4.2-7 に具体的な今後の対応を示す。

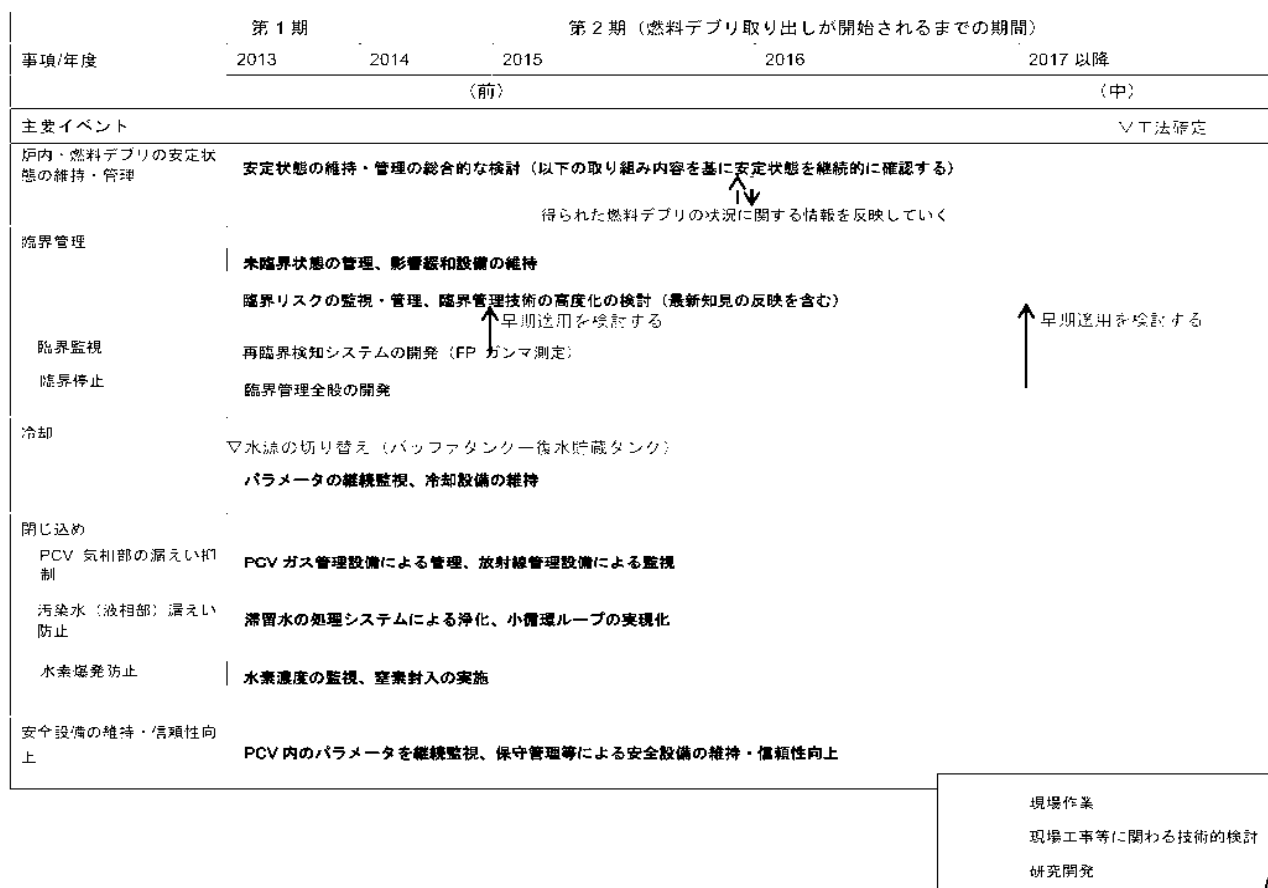


図 4.2-7 燃料デブリ取り出し開始までの期間における炉内・燃料デブリの安定状態維持・管理に関する今後の対応

4.3 燃料デブリを安全に取り出すための工法に関する検討

燃料デブリを安全に取り出すための工法に関する検討状況を述べる。

具体的には、燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討、燃料デブリ取り出し工法オプション、技術要件の観点による燃料デブリ取り出し工法ごとの取組評価と実現性、号機状況を踏まえた工法の適用性について述べる。

4.3.1 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討状況を述べる。

具体的には、燃料デブリ・FP分布の状況、燃料デブリの量・位置・性状やFP分布を把握するために必要となる検討項目・検討アプローチ、これまでの検討から推定される燃料デブリの量・位置・性状やFP分布を述べる。

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握は、燃料デブリ取り出し工法の決定や燃料デブリを取り出すための機器の開発、放射性物質によるリスクを抑えた燃料デブリ取り出し作業の実施等に関わることから重要となる。

4.3.1.1 燃料デブリ・FP分布の状況

現在のPCV内は高放射線量であることから、PCV内にある燃料デブリ・FP分布の状況を直接的に観測するには至っていない。

このため、燃料デブリ・Cs等のFP分布やRPV/PCV内の状況を把握・推定・評価するに当たっては、事故進展解析技術を用いて実施してきているが、現状では得られる結果に大きな不確かさが残る状況である。

4.3.1.2 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に必要な検討項目及び検討アプローチ

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布を把握するために必要な検討として、図4.3.1-1に示すロジック・ツリーから、以下の3項目としている。

(1) 実機調査による推定

実機調査は、PCV/RPV内部・S/C内部・トラス室等の特定箇所の調査、ミュオンによる燃料デブリ検知システムによる全体像の調査を検討する。

(2) 解析による推定

解析は、事故進展解析コードを用いて検討する。

(3) 知見及び実験による推定

知見及び実験による推定は、過去の事故・研究の知見による推定、プラントデータからの工学的な推定、模擬デブリによる実験により検討する。

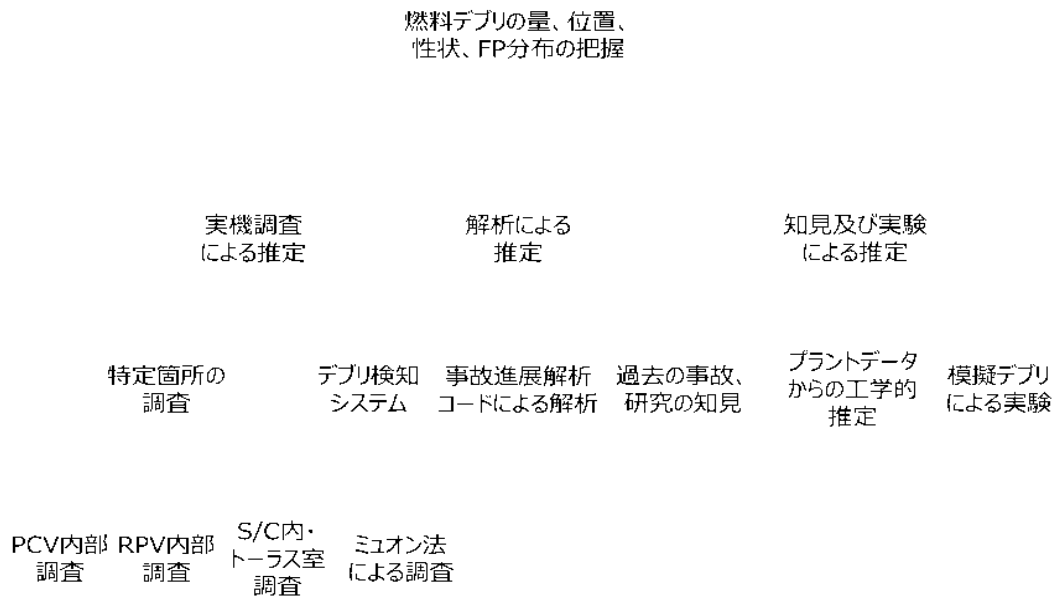


図 4.3.1-1 炉内・燃料デブリの状況把握のロジック・ツリー

上記の 3 つの項目の検討に当たっては、以下の検討項目に従って行う。

(1) 要求事項の明確化

プラント状態を推定・評価するために必要な情報を整理する。

(2) 現状の把握（要求事項の情報を得るためにどのような活動がなされているか）

号機ごとのプラント・燃料デブリの状況について、これまでの検討から分かっていることや現状の調査・研究開発プロジェクトの状況を整理する。

(3) 今後の対応

(1)の要求事項に対して、(2)の調査・プロジェクトで把握されている情報が必要十分であるかを検討する。また、今後のプラントや燃料デブリの状況把握のために必要な実施事項をまとめる。

4.3.1.2.1 実機調査による推定

(1) 目的

燃料デブリを取り出すための工法、炉内線量状況等を検討するための基礎情報として、燃料デブリの分布及び炉内環境情報を調査する。

(2) 主な要求事項

- a. RPV ペDESTAL 周辺の燃料デブリの分布状態を把握すること。
- b. RPV 内に残存する燃料デブリの有無を把握すること。

(3) 現状

- a. 1号機においてはX-100B ペネからPCV 内部にアクセスし、映像取得、雰囲気温度・線量測定、水位・水温測定、滞留水の採取、常設温度計の設置が行われた。2号機においては、X-53 ペネからPCV 内部にアクセスし、映像取得、雰囲気温度・線量測定、水位・水温測定、滞留水の採取、常設温度計の設置が行われた。3号機においては、X-53 ペネ外側から超音波による調査を行い、X-53 ペネ内面が水没していないことを確認した。
 - 2015 年度は、3号機でX-53 ペネからPCV 内部にアクセスし、映像取得、雰囲気温度・線量測定、水位・水温測定、滞留水の採取、常設温度計の設置を行う予定である。
- b. PCV 内部調査として、1号機においてRPV ペDESTAL 外、2号機においてRPV ペDESTAL 内の調査装置を研究開発として開発中である。
- c. RPV 内部調査について、2014 年度の研究開発として、開発計画の最適化検討が行われた。調査に対するニーズ整理を行うとともに、アクセス技術・調査技術の開発として、上方アクセス技術、配管アクセス技術、燃料デブリサンプリング装置の検討を開始した。
- d. 一般に、燃料デブリ等の放射性物質の存在量によっては、崩壊熱による温度上昇や、臨界の可能性、水の放射線分解による水素発生の可能性が想定されることから、S/C 内の放射性物質の堆積量を非破壊で測定するための技術開発が実施されている。
- e. ミュオンによる透視技術を用いた燃料デブリ分布の測定が、実施されている。
 - 2015 年度は、透過法により1号機のRPV 内の燃料デブリを測定・評価予定である。
 - 2015～2016 年度は、散乱法により2号機RPV 内の燃料デブリを測定・評価予定である。

(4) 今後の対応

下記の対応を進めていくべきである。

- a. PCV 内部調査を実施するに当たり、事故解析結果から得られた情報を参考に調査を実施する。その成果を事故解析の高度化による炉内状況把握へ反映する。3号機については、PCV 内の水位が高く、2号機で調査装置を挿入する部分が水没していることから、2号機で開発中の装置が適用できない可能性がある。3号機のPCV 内部調査を実施するにあたり、既存の技術で調査ができないと判断される場合には、必要な研究開発項目を明確にする。

- b. RPV 内部調査は、燃料デブリ取り出しのための機器・設備の設計合理化を目的として、上方からのアクセス技術に注力して、機器・設備の詳細設計に資する調査を行うための開発を進める必要がある。また、燃料デブリサンプリング技術の開発を進める必要がある。技術開発の適切な時期に、現場との調整を含め、進め方の方針を判断することが必要である。
- c. S/C 及びトラス室内等に残存する放射性物質等量の調査の必要性等を検討し、判断する必要がある。
- d. ミュオンによる燃料デブリ検知の測定方法の開発を研究開発として実施する。1 号機及び 2 号機の測定結果を事故解析の高度化による炉内状況把握へ反映する。ミュオンによる燃料デブリ検知が期待できる成果を得られた場合には、3 号機への適用を検討すべきである。

4.3.1.2.2 解析による推定

(1) 目的

燃料デブリを取り出すための工法、機器・装置開発を検討するための基礎情報として、燃料デブリの量、位置、性状及びFPの分布を解析により推定する。

(2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリの総量を推定すること。
- b. 燃料デブリの分布、固形化の状態や形状等の燃料デブリの状態を推定すること。
- c. 燃料デブリの性状として、機械的、化学的、物理的特性を推定すること。
- d. Cs等のFPの分布状況を推定すること。

(3) 現状

- a. 事故進展解析コードであるMAAPとSAMPSONの改良を行い、解析を実施している。現在、炉内状況の把握を実施中であり、コードの違いによる解析結果の違いの分析、プラントから得られる情報等を踏まえた炉内状況の総合的評価を実施する予定である。
- b. OECD/NEAのBSAFにおいて、各国の事故進展解析コードを用いた解析が実施されている。

(4) 今後の対応

- a. 引き続き、燃料デブリの量、分布及び性状を把握するために必要な事故進展解析コードの改良を行うとともに、事故進展解析コードの違いによる結果の違いについても分析を行う。さらに、解析結果の分析だけでなく、実機調査から得られるデータ・情報及び燃料デブリ検知プロジェクト等の他の研究開発からの成果も活用し、最も確からしい燃料デブリの量、位置、Cs等のFPの分布状況及び燃料デブリ性状をまとめる。併せて、これらの成果を関係機関で共有できるように、効率的に活用可能なデータベースを開発する必要がある。データベースは、ここで得られた成果のみならず、炉内線量分布、燃料デブリの冷却評価等の燃料デブリ取り出し工法の実現性判断に必要なデータを一元的に扱えるように検討すべきである。
- b. OECD/NEAのBSAFにおいて、燃料デブリ及びCs等のFPの分布状況について、日本の評価を提示し、参加国の叡智も取り入れてまとめる必要がある。

4.3.1.2.3 知見及び実験による推定

(1) 目的

炉内に存在する燃料デブリの状況把握、燃料デブリの取り出し・収納・保管等の検討に資するため、模擬デブリを用いた分析・試験を実施し、燃料デブリの性状を把握するためのデータ・情報を取得する。また、炉内等から実際に取り出す燃料デブリを分析・測定するために必要な技術を開発する。

(2) 主な要求事項

a. 模擬デブリを用いた特性の推定

- TMI-2 等を参考に福島第一原子力発電所の事故事象進展を考慮して模擬デブリ作製条件を検討すること。
- 燃料デブリを取り出す際に使用する機器・装置の設計に反映する観点から、作製した模擬デブリを用いた機械的、化学的、物理的特性等のデータを取得すること。
- TMI-2 デブリ特性を実測し模擬デブリで得たデータとの比較を行い、福島第一原子力発電所からの燃料取り出しへの反映事項を整理すること。

b. 実デブリの性状分析

- 実デブリサンプルの輸送から個別分析実施に至る実デブリ分析に係わる分析フローの検討を行い、必要な技術開発要素を抽出すること。
- 実デブリの組成等を化学分析法等により分析するための実デブリの溶解方法や化学形態の分析方法等の実デブリの分析・測定に係る技術の開発・検討を行うこと。
- 実デブリの輸送等に係わる関連技術の検討・開発を行うこと。

(3) 現状

a. 模擬デブリを用いた特性の把握

- 正方晶系及び単斜晶系等の (U, Zr) O₂ 並びに Fe₂ (Zr, U) の機械的性質を測定・評価した。
- 特性が異なる複数の模擬材料の穿孔試験を行い、穿孔性能に各物性が与える影響を明らかにした。
- 酸化雰囲気中で U-Zr-O 系やコンクリートとの反応試験を行うとともに、水中で発生する微細デブリの性状データを取得した。
- Gd 含有燃料からの生成デブリを想定した系や構造材 (Fe) との複合系等物性データを測定した。
- 仏国 CEA でこれまでに実施したコンクリート反応生成物 (MCCI) の性状データ取得に着手した。また、カザフスタン NNC との協力により UO₂ を用いた金属/セラミックス溶融固化体を作製した。

- JAEA 内保管の TMI-2 デブリを用いた試験として、試料の加工、金相観察を行った後、ビッカース硬度の測定に着手した。また、分析のためのアルカリ溶融法の適用性の評価に着手した。
- 実デブリサンプル輸送に関する検討を実施した。
- 収納・保管に資するデブリ特性に関する研究開発計画を策定した。
- デブリの含水・乾燥特性に関して、多孔質セラミックスを用いた試験を行い、含水・乾燥特性を評価した。

b. 実デブリの性状分析

- 分析項目、分析全体フローを検討し、技術課題を抽出するとともに、今後の開発計画を策定した。
- 分析・測定技術の開発として、溶解法の開発、化学形態分析方法の検討、実デブリ分析装置の整備等の検討を行った。
- 廃棄物として取り扱うこととされた場合に備え、適切な処理処分に必要な性状分析の方法について検討を行った。
- 分析・研究施設に必要な設備等の検討を行った。

(4) 今後の対応

a. 模擬デブリを用いた特性の把握

- 2015 年度末までに、これまでに得られている知見（事故進展解析、TMI-2 事故事例、シビアアクシデント研究等）を基に各号機における燃料デブリ性状を推定し、特性リストを取りまとめる。
- 特性リストの取りまとめに向けて進捗を確認し、問題点があれば解決策を提示する。
- 2015 年度に推定する燃料デブリ性状について、最新の現場状況等を踏まえて継続的に確認・更新していく。
- 整理したデータ・情報等を燃料デブリ取出し工法の選定、機器・装置の開発、収納・保管技術開発等の技術開発に資するデータとして提供するとともに、十分なデータが提供できているか等を評価し、課題があればそれを整理し必要な検討を行う。
- 国内で実施が困難であった大きな塊での不均一性に係る評価のため、大型のコンクリート反応生成物（MCCI）の特性評価試験（仏 CEA）や大型の金属セラミックス溶融固化体の特性評価試験（カザフ NNC）を、国際的な協力体制の下で進める。

b. 実デブリの性状分析

- 実デブリの輸送、個別分析実施等の実デブリ分析に係る全体フローの検討を行い、技術開発要素の抽出、及び今後の技術開発計画を立案し、必要な技術開発を行う。
- 分析フローの検討に向けて、要求される分析項目、分析数等について関連プロジェクトと連携しながら早期に情報を入手し検討に反映する。

- 分析施設の設計に必要な燃料デブリ収納缶の形状、構内輸送容器について、早期に燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発プロジェクトと連携しながら情報を入手し、取扱い設備や施設構造設計に反映する。
- 燃料デブリ等の性状把握のための分析を行う分析施設（第2期分析施設）の運用開始前に燃料デブリサンプルが取れた場合に備え、JAEA 所有の分析施設で分析を行うための受入れ準備、輸送容器、等の検討を進める。
- PCV 内部調査等に伴い採取できる可能性が想定される微量サンプルを用いて実デブリ分析を行う場合の技術課題を整理し必要な検討を行う。
- 当該プロジェクトの成果を分析・研究施設の設計・運用等に反映するため、施設整備プロジェクトと緊密な連携の下に進める。

4.3.1.3 これまでの検討から推定される燃料デブリ・FP 分布の状況

燃料デブリ取り出し工法を検討するにあたり、現在までに得られている情報や事故進展解析結果等から推定される燃料デブリ・FP 分布の状況をまとめる。

燃料デブリ・FP 分布に係る情報は、今後、関係者間で共有し、共通の現状認識に基づいて検討を進めていくとともに、適宜更新していくものである。

(1) 燃料デブリの位置の推定

表 4.3.1-1 に各号機の現在までの調査によって把握されたプラント状況及び推定される燃料デブリの位置を示す。

燃料デブリの位置は、東京電力において、事故進展解析・PCV 内部調査・現場計測結果を総合的に評価し、推定している。

表 4.3.1-1 プラント調査状況と燃料デブリ推定位置

号機	プラント調査状況	燃料デブリ位置の推定
1号機	<ul style="list-style-type: none"> ● D/W 内水位は底部から約 3m 程度 ● S/C 内水位はほぼ満水 ● サンドクッションドレン管からの漏えいを確認 ● S/C 真空破壊ラインの伸縮継手カバーからの漏えいを確認 ● 原子炉建屋 1 階南東エリアに線量率高い（数 Sv/h）箇所あり 	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリはほぼ全量下部プレナムへ落下、炉心部にほとんど燃料残存無 ● 下部プレナムに落下した燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下 ● RPV ベDESTAL 外側にも存在範囲が拡大（シェルアタックの可能性あり）
2号機	<ul style="list-style-type: none"> ● D/W 内水位は底部から約 30cm 程度 ● S/C 内水位は中央部付近であり、トラス室水位とほぼ同等 ● トラス室上部に漏えい痕跡なし ● RPV ベDESTAL 開口部から内部を撮影した写真により RPV 下部の構造物が確認できたため、RPV 底部の破損は大規模ではない可能性あり 	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ベDESTAL 外側には無い可能性あり）
3号機	<ul style="list-style-type: none"> ● D/W 内水位は底部から約 6.5m 程度（D/W と S/C の差圧より推定） ● S/C はほぼ満水 ● 主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えいを確認 	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ベDESTAL 外側には無い可能性あり）

（東京電力提供資料を基に作成）

(2) 燃料デブリの量の推定

表 4.3.1-2 に各号機の事故進展解析から推定される燃料デブリの量を示す。

燃料デブリの量は、燃料及び燃料が付着している物、あるいは、燃料と混合している物を対象として重量で推定している。炉心重量（装荷したウランの重量）は 1 号機で約 69t、2、3 号機で約 94t であり、これに溶けた燃料被覆管や炉内構造物等が混合していると想定される。

表 4.3.1-2 解析による燃料デブリ量の推定

	1号機	2号機	3号機
燃料デブリ量(ton)	約 160～180	約 230～240	約 220～230

（平成 25 年度実績概要「事故進展解析の高度化による炉内状況の把握」、IRID/IAE（2014 年 5 月 29 日））

(3) 燃料デブリの性状の推定

燃料デブリの性状は、これまで実デブリのサンプリングが行われていないため、現状で得られている情報に基づいて推定されている。

図 4.3.1-2 (1/3) ～ (3/3) は、2 号機について、事故進展解析によって推定された RPV/PCV 内に分布する燃料デブリに対して、TMI-2 の事例や試験を基に暫定的に性状を推定したものであり、位置ごとの燃料デブリの特徴が記載されている。

図 4.3.1-2 (1/3) 及び (2/3) は、TMI-2 の事例から推定された RPV 内に分布する燃料デブリの特徴である。RPV 上部 (A) 及び炉心支持板 (I) では溶融した燃料デブリが構造材に付着している。炉心上部では未溶融の被覆管 (B) や溶融後岩石状に固化したもの (C、D) が観測されている。炉心中央部では、溶融した燃料が固化する際速度によって性状が異なっており (E、F)、一部には燃料ペレットが原型を留めている (G)。炉心周辺部には切株状燃料が残存しており (H)、RPV 下部には溶融後再固化した岩石状の燃料デブリが存在している (J、K)。

図 4.3.1-2 (3/3) は、PCV 下部に堆積した燃料デブリの特徴である。TMI-2 では燃料デブリは RPV 内に留まっていたため、海外の研究機関で実施された試験を基に推定されたものである。床部では落下した溶融燃料はコンクリートと反応を起こし、堆積位置によって種々の性状の MCCI を生成している (L、M、N)。(O) 及び (P) は MCCI 生成物の全体外観である。

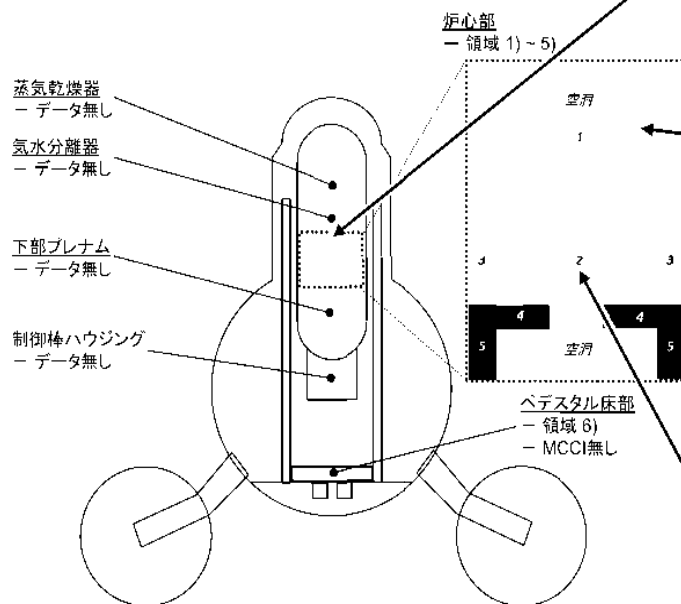
(4) FP 分布状況の推定

図 4.3.1-3 に各号機の Cs 移行量解析結果を参考として示す。

Cs 等の FP の分布状況は、事故進展解析結果を基に推定されており、不確かさがあるデータを用いており、今後のプラント調査や事故進展解析の結果等を踏まえて見直していく必要がある。

図 4.3.1-4 に燃料デブリの量・位置・性状や FP 分布の把握の今後の対応について示す。

事故進展解析コードSAMPSONの解析結果に対して、TMI-2事故事例を元に2号機の炉内状況を暫定的に仮定した。
TMI-2等の写真を暫定的に利用したもので、実際の2号機の状況とは異なる可能性がある。実際の状況は、今後炉内状況把握の進展に伴って再評価される必要がある。



写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載

B: Reprinted with permission from G. R. Eldam, "Core Damage" Chapter 5 of "The Three Mile Island Accident," 1986 American Chemical Society, Volume 293. Copyright 1986 American Chemical Society.

D ~ G: Reprinted from R. K. McCardell, M. L. Russell, D. W. Akers and C. S. Olsen, "Summary of TMI-2 Core Sample Examinations," Nuclear Engineering and Design 118 (1990) 441-449, Copyright 1990, with permission from Elsevier.

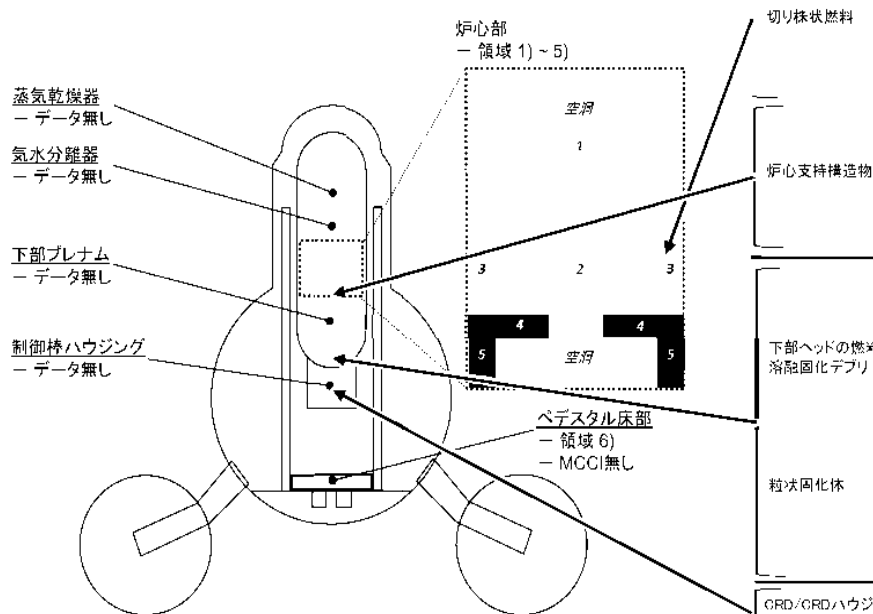
【イメージ写真】	【特徴】
溶解した上部 プレナム部等 A	【A: フレナム周囲の構造材】 溶解もしくは破損した上部プレナム(デブリ付着) 【主な組成: SUS材, Zry-2, UO_2 】
ルースデブリ B C D	【写真B: 未溶解物破片】 未溶解の被覆管や燃料構造材 【主な組成: Zry-2, UO_2 , SJS材】 【C: 未溶解物破片、小岩石状デブリ】 未溶解破片、燃料再固化の破片、溶融体が急冷され粒状に固化したデブリ 【主な組成: Zry-2, UO_2 , SJS材, UO_2/ZrO_2 】 【写真D: 小岩石状デブリ】 小さな岩石状のデブリ 【主な組成: UO_2/ZrO_2 】
上部クラスト E F G 下部クラスト	【写真E: 上部クラスト】 溶解した燃料が、比較的早く冷却・固化したデブリ 【写真F: 溶融固化物】 溶解した燃料が、ゆっくり固化したデブリ 【写真G: 溶融固化物 中の燃料ペレット】 燃料集合体が溶融し比較的早く冷却・固化したデブリ 【主な組成: UO_2/ZrO_2 、(Uリッチ相・Zrリッチ相)、 ホウ化炭、金属合金デブリ】 ・TMI-2では、上部クラスト(厚さ数cmの表面殻)、溶融 固化(塊)、下部クラスト(厚さ0.1m程度の殻)

図 4.3.1-2 燃料デブリ性状の推定 (1/3)

(IRID 提供)

事故進展解析コードSAMPSONの解析結果に対して、TMI-2事故事例を元に2号機の炉内状況を暫定的に仮定した。

TMI-2等の写真を暫定的に利用したもので、実際の2号機の状況とは異なる可能性がある。実際の状況は、今後炉内状況把握の進展に伴って再評価される必要がある。



【イメージ写真】

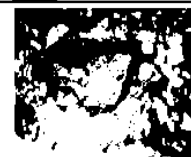
【特徴】



【写真H：切り株状燃料*】
未溶融又は破損した燃料集合体
〔主な組成： Zr 、 U 、 O 、 Si 、 ZrO_2 〕



【写真I：炉心支持板】
デブリが格子間を落下した炉心支持板
(デブリ付着)
〔主な組成： SS 、 Si 、 U 、 ZrO_2 〕



【写真J：溶融同化物】
破損した溶融燃料及び制御棒等を包含した岩状
デブリ
〔主な組成： U 、 ZrO_2 〕



【写真K：小岩石状デブリ】
溶融体が急冷され粒状に固化したデブリ
〔主な組成： U 、 ZrO_2 〕

GRD/GRDハウジング
GRD/GRDハウジングにデブリ付着

【GRD/GRDハウジング及び溶融デブリの付着物】
〔主な組成： U 、 ZrO_2 、 SS 材〕

* 写真Hは実際には破損した上部プレナムであるが、切り株状燃料についても類似した形状と仮定している。

(IRID 提供)

写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載

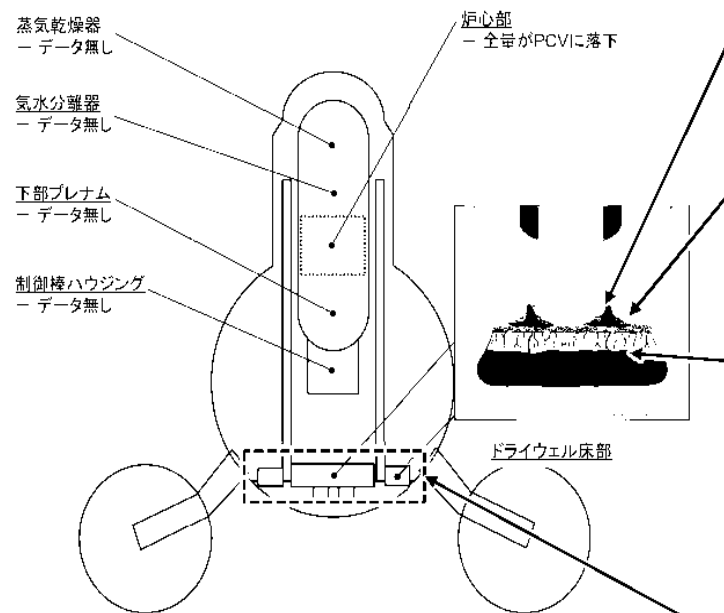
H & K: Reprinted with permission from G. R. Eldam, "Core Damage" Chapter 5 of "The Three Mile Island Accident," 1986 American Chemical Society, Volume 293. Copyright 1986 American Chemical Society.

I & J: Reprinted with permission from EPRI NP-6831 "The Cleanup of Three Mile Island Unit 2 - A Technical History: 1979 to 1990," (1990).

図 4.3.1-2 燃料デブリ性状の推定 (2/3)

事故進展解析コードMAAPの解析結果に対して、海外の大型MCCI試験を元に2号機の状況を暫定的に仮定した。

MCCI試験等の写真を暫定的に利用したもので、実際の2号機の状況とは異なる可能性がある。実際の状況は、今後炉内状況把握の進展に伴って再評価される必要がある。



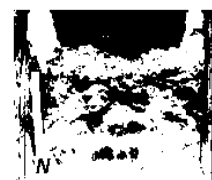
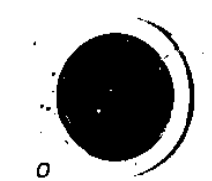



写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載

L: Reprinted with permission from C. Journeau, P. Piluso, J.-F. Haquet, S. Saretta, E. Boccaccio, J.-M. Bonnet, "Oxide-Metal Corium-Concrete Interaction Test in the VULCANO Facility," Proceedings of ICAPP 2007, Nice, France, May 13-18, 2007, Paper 7328.

N & P: Reprinted with permission from Argonne National Laboratory. Source: M. T. Farmer, S. Lomperski, D. J. Kilsdonk, and R. W. Aeschlimann, Argonne National Laboratory, S. Basu, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Published in: "OECD MCCI Project, 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report," February 28, 2006, OECD/MCCI-2005-TR05, <http://www.ipd.anl.gov/anlpubs/2011/05/69907.pdf>.

O: Reprinted with permission from M. T. Farmer, "Thermite as a Validated Option to Melt Large Corium Masses," Plinius 2 International Seminar, Marseille, France, May 16, 2014.

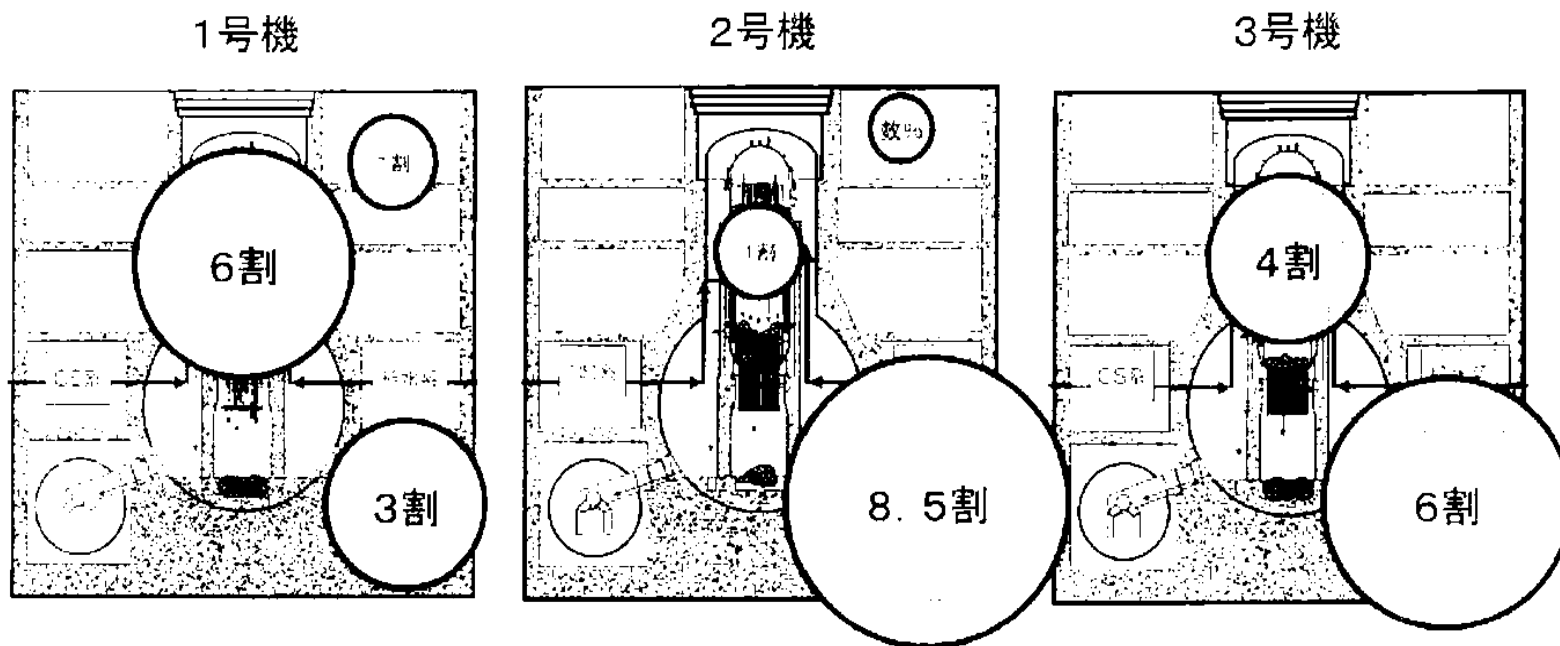
【イメージ写真】	【特徴】
 <p>火山状MCCI生成物</p>	<p>【写真L: 火山状MCCI生成物】 クラスト形成後に内部の溶融コリウムが噴出する際にできたもの(CEA VULCANO試験)</p>
 <p>微粉状MCCI生成物</p> <p>写真なし</p>	<p>【M: 微粉状MCCI生成物】 初期に水中に落ちたコリウムやクラスト形成後に噴出した内部の溶融コリウム(ANL CCI試験)</p>
 <p>塊状MCCI生成物</p>	<p>【写真N: 塊状MCCI生成物】 内部の溶融コリウムが固まったもの(ANL CCI試験)</p>
 <p>MCCI生成物 (上部外観)</p>	<p>【写真O: MCCI生成物(上部外観)】 シリカ系コンクリート試験後の全体外観(ANL CCI試験)</p>
 <p>MCCI生成物 (下部外観)</p>	<p>【写真P: MCCI生成物(下部外観)】 シリカ系コンクリート試験後の全体外観(ANL CCI試験)</p>

【主な経路: 燃料デブリの挙動】

(IRID 提供)

図 4.3.1-2 燃料デブリ性状の推定 (3/3)

Cs移行量解析結果(事故進展に伴う移行が落ち着き計算終了した時点での値)



- ・上記の移行量は各号機の緊急停止時のCsインベントリ全量に対する割合で示している
- ・正確にはCsは様々な化学形態を取るが、上記はCsOHの割合
- ・事故後、多くのCsが滞留水中に流出、水処理設備より回収されているが、事故後のCs移行は未考慮

注) 解析結果については、入力データも含め、不確かさがあることに留意する必要がある。

図 4.3.1-3 Cs の分布状況の推定

(東京電力提供)

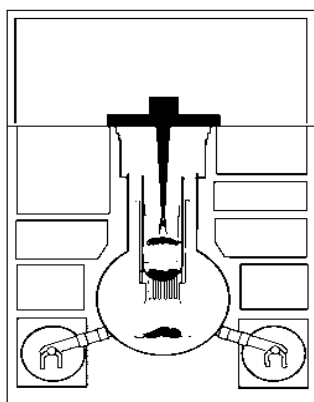
事項/年度	第 1 期	第 2 期（燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間）			
	2013	2014	2015	2016	2017 以降
		（前）		（中）	
主要イベント					▽上法確立
炉内・燃料デブリの状況把握		炉内・燃料デブリ状況の総合的な把握（以下の情報を基に、関係者間で協力して更新していく）			
				得られた炉内・燃料デブリの状況に関する情報を、 燃料デブリ取り出しまでの期間における安定状態の維持・管理の取り組みに反映していく	
実機調査による推定					
PCV 内部調査			▽計画立案		
		調査計画・開発計画の立案・更新			
			▽1 号機クレーンクニ試合（B1）	▽地下降状況調査（B2）	
		1 号機内部調査装置の開発			
		▽A1	▽ヘドスタル内部フラットホーム状況調査（A2）	ORU 下部及びフラットフレーム モニタリング、ヘドスタル底部調査（A3）	
		2 号機内部調査装置の開発			
			3 号機内部調査の研究開発の必要性検討		
RPV 内部調査				実証済みの装置について各号機への適用性の検討	
			原子炉圧力容器の内部へのアクセスルートの調査▽		
		調査計画・開発計画の立案・更新			
				実デブリサンプリング▽ アクセスルートに応じたサンプリング技術の探索▽	
		燃料デブリのサンプリング技術の検討			
S/C 内の堆積量		S/C 及びトラス室内等に残存する放射性物質質量等の調査の必要性の検討			
			▽評価（炉心領域）		
炉内燃料デブリの検知（ミュオン）			▽評価（RPV 内）		
		透過法（1 号機での実証）	他号機への適用性検討		
		散乱法（検出器システムの設計・製作）	▽評価（RPV 内部）	▽評価（炉心領域）	
		散乱法（2 号機での実証）		他号機への適用性検討	
解析による推定					
事故進展解析コードによる推定		事故進展解析コードの改良・高度化		（海外知見を含む評価）	国際共同研究（2015～2017）
		事故進展解析及び評価の実施			
		炉内状況の総合的な分析・評価	▽総合的な評価	▽総合的な評価	
		分析・評価手法の開発及び必要なデータの収集			
知見及び実験による推定					
フラントパラメータからの工学的推定		燃料デブリの量、位置、性状の推定			
				収納缶の設計	
模擬デブリを用いた特性の把握		炉内燃料デブリの性状の推定	▽デブリ性状の推定		
			▽模擬デブリ作製試験		
		模擬デブリを活用した特性評価			
				▽収納缶に係る燃料デブリ性状データ取りまとめ	
実デブリの性状分析		収納・保管に係る燃料デブリ性状データの取りまとめ		実デブリ性状分析▽	
		分析に必要な要素技術開発（分析研究施設へ輸送する容器の検討を含む）			
				現場作業 現場工事等に関わる技術的検討 研究開発	

図 4.3.1-4 炉内・燃料デブリの状況把握に向けた今後の対応

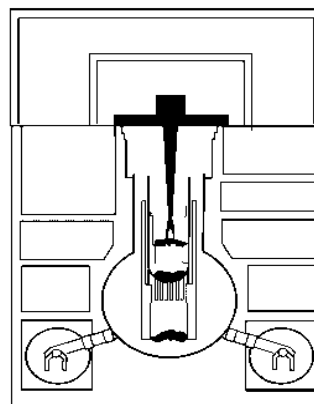
現場作業
現場工事等に関わる技術的検討
研究開発

4.3.2 燃料デブリ取り出し工法オプションの検討

これまで、福島第一原子力発電所の燃料デブリを取り出す方法としては、先行事例である TMI-2 での取り出し方法であり、水遮へいによる線量低減が期待される燃料デブリを水没させて取り出す工法の適用を目指して検討を進めてきている。しかし、燃料デブリを水没させるために、過酷な事故の影響を受けた PCV の上部まで水を張ることを可能にする補修等の技術は、多くの難しい開発課題を抱えており、燃料デブリ全体を水没させることが困難となる場合も想定されることから、PCV の上部まで水を張らず、燃料デブリが気中に露出した状態で、燃料デブリを取り出す工法も併せて検討することが必要である。これら 2 つの工法の燃料デブリ取り出し作業のイメージを図 4.3.2-1 に示す。



PCV の上部まで水を張って、燃料デブリ全体を水没させて、燃料デブリを取り出す工法



水を張らずに、燃料デブリが気中に露出した状態で、燃料デブリを取り出す工法

図 4.3.2-1 燃料デブリ取り出し作業のイメージ

また、燃料デブリが RPV 内に留まっていた TMI-2 に比べ、前出の表 4.3.1-1 に示すように、燃料デブリは PCV 内に広く分布しているものと推定されることから、TMI-2 で採用された燃料デブリを RPV の上部からアクセスして取り出す方法では、燃料デブリの位置によっては取り出しが困難になることも想定される。

このような状況から、各号機ごとの燃料デブリ分布状況、現場状況の違いにも対応して燃料デブリ取り出しを実現できるように、PCV の水張り水位と燃料デブリへのアクセス方向を組み合わせた燃料デブリ取り出しの工法オプションを抽出し、それらの特徴を踏まえた適用性の評価を通じて、重点的に検討を進める複数の工法オプションを選定する。

4.3.2.1 PCV 水位レベルと燃料デブリへのアクセス方向を考慮した燃料デブリ取り出しの工法オプションの検討

(1) PCV 水位レベル

PCV 水張り水位により工法の特徴が異なってくることから、工法オプションを検討するに当たり、燃料デブリ取り出し時の PCV 水位レベルに応じた工法の分類として、以下のとおり定義する。各水位レベルのイメージを、図 4.3.2-2 に示す。

- 完全冠水工法：原子炉ウェル上部までの水張りをを行う工法
- 冠水工法：燃料デブリ分布位置より上部までの水張りをを行う工法
 （補足）現状、燃料デブリは炉心領域より上に分布がないものと想定し、炉心領域上端部以上の水位では、冠水工法と呼ぶ。
- 気中工法：燃料デブリ分布位置最上部より低いレベルまで水張りをを行う工法
 （補足）現状、炉心領域上端部より下の水位では、気中に露出する燃料デブリが存在すると想定し、気中工法と呼ぶ。
- 完全気中工法：燃料デブリ分布全範囲を気中とし、水冷、散水を全く行わない工法

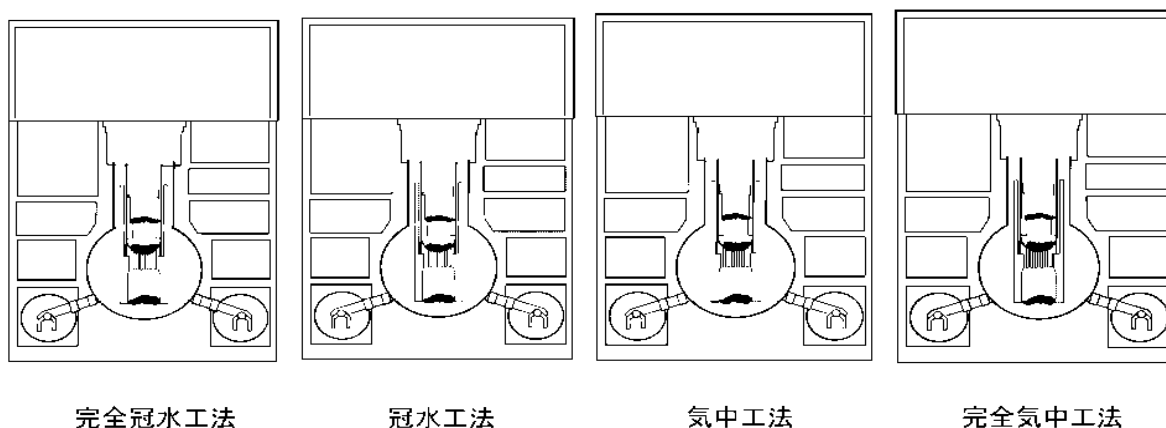


図 4.3.2-2 PCV 水位レベルに応じた工法分類

(2) 燃料デブリへのアクセス方向ごとのアクセスルートの実現性検討

燃料デブリへのアクセスする方向としては、図 4.3.2-3 に示すとおり、PCV 上部からのアクセス（上アクセス）、PCV 側面からのアクセス（横アクセス）、PCV 底部からのアクセス（下アクセス）の 3 通りが考えられる。

各アクセス方向について、そのアクセスルートの実現性は以下のとおり評価される。

a. PCV 上部からのアクセス（上アクセス）

PCV 上部からは、通常定検時の燃料交換作業のための炉心部へのアクセスルートが構造的に確保されている。ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋保温材、RPV 上蓋を取り外すことにより原子炉内にアクセス可能であり、蒸気乾燥器、気水分離器を取り外すことにより炉心直上の上部格子板に達し、RPV 内の燃料デブリにアクセス可能となる。ただし、これらの取り外すことになる機器は、事故時に高温環境に晒されたことにより熱変形し通常の方法では取り外せない可能性があり、このような場合には切断等を実施した上で撤去する必要がある。また、事故時に

燃料から放出された Cs 等の FP が付着し、非常に高い放射線量率となっている可能性への対応も必要になる。

b. PCV 側面からのアクセス（横アクセス）

PCV 側面には、PCV 内部に通じる機器ハッチ、CRD ハッチ他が配置されており、アクセス開口の大きさは制限もあるが、構造的に PCV 内へのアクセスルートが確保されている。PCV 内のドライウェル（以下「D/W」という。）底部の、RPV ペDESTAL 外側には PLR ポンプ、弁、配管、サポート等が、RPV ペDESTAL 内側には CRD 交換台車、操作床（グレーチング）等が設置されており、燃料デブリへのアクセス時に干渉する可能性があるが、これらを切断、撤去することにより、D/W 底部の燃料デブリにアクセス可能となる。

c. PCV 底部からのアクセス（下アクセス）

PCV 底部には、PCV 内部への構造的なアクセスルートは設定されていないため、新たに D/W 底部へのアクセスルートを構築する必要がある。

原子炉建屋外から地中を経由して D/W 底部に通じる地下アクセストンネルを構築することは理論的には可能性はあると考えられるが、その構築によりサイト内地下水管理計画に影響を及ぼすことが懸念される。また、原子炉建屋を支持する岩盤、原子炉建屋基礎及び D/W 底部シェル、D/W 底部基礎を貫通させる必要があり、原子炉建屋、D/W 底部シェル及び RRV ペDESTAL 基部の強度低下が懸念される。

D/W 底部までのアクセスルートが構築できれば、D/W 底部の燃料デブリに直接アクセスでき、機器等干渉物の撤去を要さないというメリットがあるものの、その構築には、上記のように燃料デブリ取り出しを安全、確実に進めるための重大な複数の検討課題があり、その解決には相当長期間の調査、検討等を要するものと考えられる。

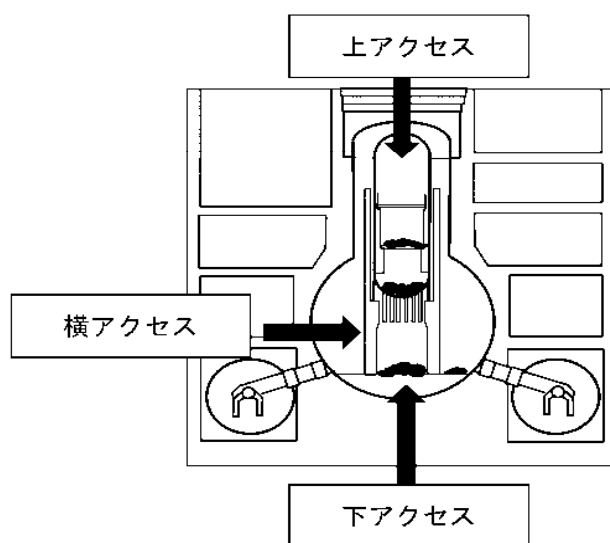


図 4.3.2-3 燃料デブリへのアクセス方向

a.～c.に示すとおり、燃料デブリへのアクセス方向として、上アクセス、横アクセス及び下アクセスがあるが、そのアクセスルート構築は、上アクセス及び横アクセスについては、既存のアクセスルートを使用又は活用できることから実現の可能性が高く、下アクセスについては新たなアクセスルートの構築が必要で、その構築には重大な複数の検討課題があり、短中期間での実現可能性は低いと判断される。

(3) PCV 水位と燃料デブリへのアクセス方向の組合せによる工法オプションの検討と絞り込み

燃料デブリを取り出すためのアクセス方向と PCV 内水位の組合せとしては、図 4.3.2-4 に示す 12 通りの組合せが考えられ、これらの組合せでの燃料デブリ取り出しの実機適用性を検討して、工法オプションを選定する。

図 4.3.2-4 中、完全冠水工法及び冠水工法については、横アクセス、下アクセスでは、アクセス開口部が PCV 水位よりも低くなることから、燃料デブリ取り出し用装置、工事機材の搬入/搬出や燃料デブリ取り出しに際してアクセス口からの水の流出を防止する大規模な水密ハッチが必要となる。完全遠隔自動が前提となり、水密ハッチを介した保守や、工事トラブルへの対応も含めて、燃料デブリ取り出しを安全、確実に進めるための検討課題が多い。横アクセスによる気中工法についても、アクセス口の位置が PCV 水位より低い場合には同様である。これらについては、実機適用に向けた重点的な検討対象とはしないものとする。

下アクセスについては、(2)c.で述べたとおり、アクセスルート構築の実現可能性が低いと判断されることから重点的な検討対象とはしないものとする。

また、完全気中工法については、燃料デブリの形状が現時点で把握できておらず、空冷による冷却性能評価が困難なことから、重点的な検討対象とはしないものとする。

なお、重点的な検討の対象外とした下アクセス工法、完全気中工法については、基礎的な検討を行っていくものとする。

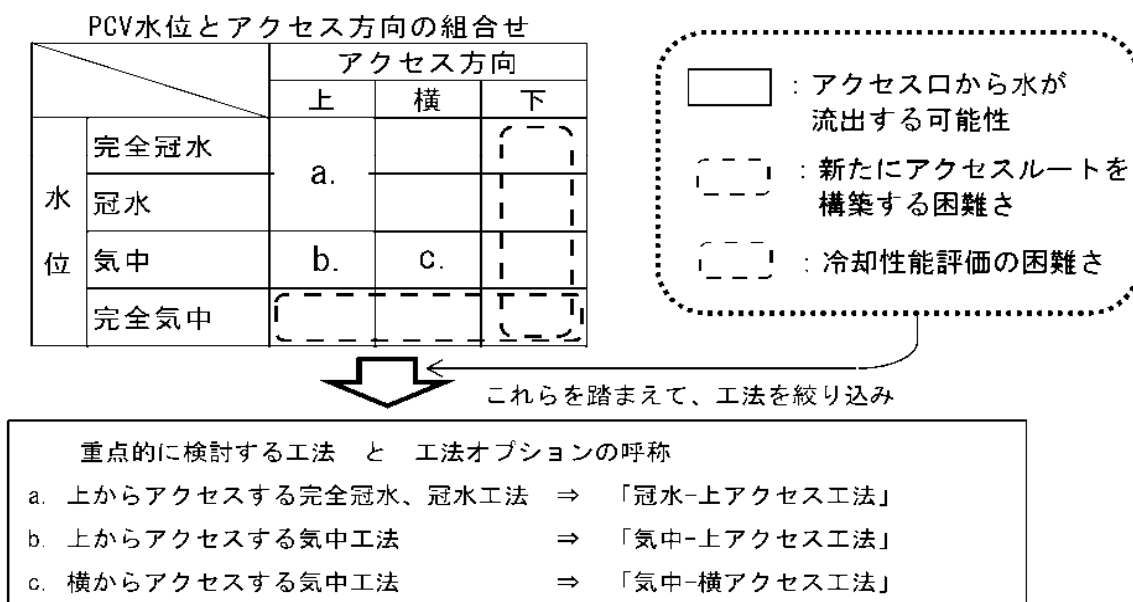


図 4.3.2-4 PCV 水位と燃料デブリへのアクセス方向の組合せによる絞り込み

上記の検討結果から、図 4.3.2-4 の下段枠内の工法に絞り込まれ、燃料デブリ取り出しの工法オプションとしては、「冠水-上アクセス工法」、「気中-上アクセス工法」及び「気中-横アクセス工法」を選定する。

図 4.3.2-5 に、これら 3 つの燃料デブリ取り出しの工法オプションの概要図を示す。

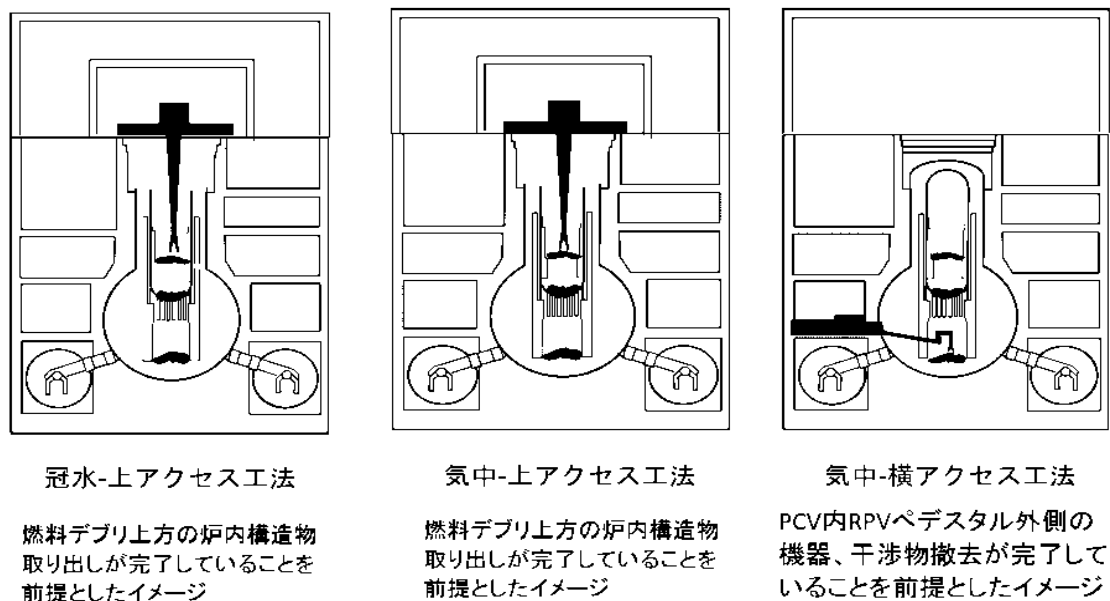


図 4.3.2-5 選定した燃料デブリ取り出しの工法オプションの概要図

4.3.2.2 工法オプション別 燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出し適合性の検討

表 4.3.1-1 に示すように、燃料デブリは、1～3 号機の状態を包絡すると、RPV 内（炉心部、下部プレナム）だけではなく、DAW 底部の RPV ペDESTAL 内側、さらには RPV ペDESTAL 外側にも存在するものと推定されている。また、下部プレナムの燃料デブリの一部は CRDハウジングに流入しているものと推定される。

この燃料デブリの推定分布状況を模式的に図 4.3.2-6 に示す。

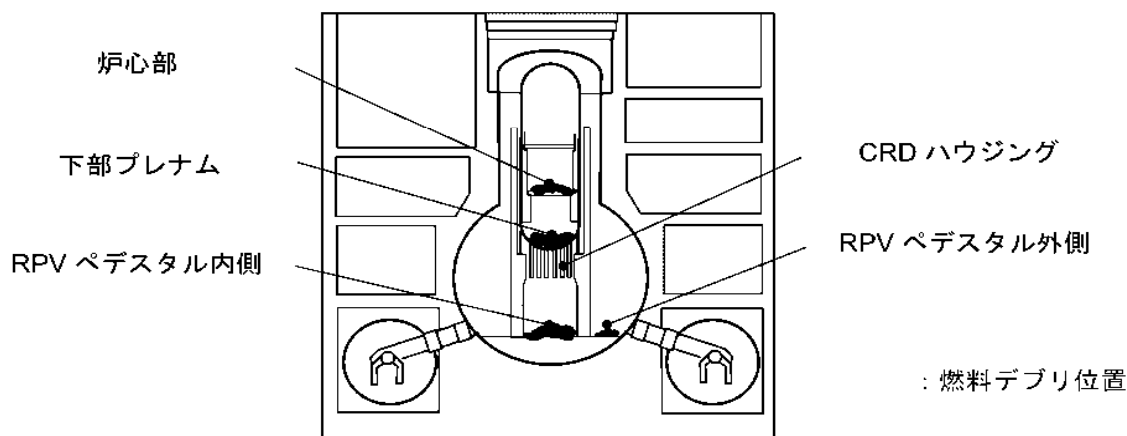


図 4.3.2-6 燃料デブリの推定分布状況の模式図

工法オプション別に、これらの燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出しの適合性を実現難度の観点から検討した内容を表 4.3.2-1 に、適合性の評価結果のまとめを表 4.3.2-2 に示す。

表 4.3.2-2 から、想定される燃料デブリの位置（RPV 内（炉心部、下部プレナム、CRD ハウジング）、RPV ペDESTAL 内側、RPV ペDESTAL 外側）がいずれの場合であっても、3 つの燃料デブリ取り出し工法オプションのいずれかによって取り出しが実現可能である。各号機ごとの燃料デブリ分布状況に応じて、これらの工法オプションを組み合わせる燃料デブリ取り出しを行っていく必要があることが分かる。

表 4.3.2-1 工法オプション別 燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出しの適合性検討

凡例 △：実現難度低 ▲：実現難度高

燃料デブリ位置 工法オプション	RPV内		RPVペデスタル内側	RPVペデスタル外側
	RPV内 (炉心部、下部プレナム)	CRDハウジング		
冠水-上アクセス工法 気中-上アクセス工法	△ ・上部構造物（注1参照）の取り外し又は撤去は、既存技術の延長で実施可能と推定。	△ ・上部構造物（注1参照）の取り外し又は撤去は、既存技術の延長で実施可能と推定。 ・CRDハウジング内外の燃料デブリは、ハウジングと一体で取り出すことを念頭に、既存技術の延長または短期の技術開発で実施可能と推定。	△ ・上部構造物（注1参照）の取り外し又は撤去は、既存技術の延長で実施可能と推定。 ・RPV底部に大きな開口を設定する必要があるが、既存技術の延長または短期の技術開発で実施可能と推定。 ・施工位置までは数十mと離れており、施工用のステージを降下させる等により施工性を向上させることが必要だが、短期の技術開発で実施可能と推定。	▲ ・RPV底部に開口を設けてもRPVペデスタル外に直接アクセスすることはできない。RPVペデスタル外にアクセスするためには、RPVペデスタル底部まで長い距離を下降後に、さらに横方向に移動する必要がある、燃料デブリ取り出し装置に要求される機能は複雑で、その技術開発には極めて長期間を要するものと推定。
気中-横アクセス工法	▲ ・X-6ベネ等を利用して、RPVペデスタル内側へのアクセスルートの構築は短期の技術開発で実施可能と推定。 ・RPV内の燃料デブリまでは、RPVペデスタル内下部から上方20m程度あり、CRDハウジング撤去、RPV底部開口施工、RPV内燃料デブリ取り出しのためには、剛性が高く大規模な燃料デブリ取り出し装置が必要となるが、限られた開口、スペースの中で大規模な装置の設置、操作は極めて困難と推定。	▲ ・X-6ベネ等を利用して、RPVペデスタル内側へのアクセスルートの構築は短期の技術開発で実施可能と推定。 ・CRDハウジングは、RPVペデスタル内下部から10m程度上方であり、剛性が高く大規模な燃料デブリ取り出し装置が必要となるが、限られた開口、スペースの中でこのような大規模な装置の設置、操作は極めて困難と推定。	△ ・X-6ベネ等を利用して、RPVペデスタル内側へのアクセスルートの構築は短期の技術開発で実施可能と推定。 ・床面の燃料デブリへアクセスするために必要な、干渉物（グレーティング、CRD交換台車等）の撤去は、短期の技術開発で実施可能と推定。	△ ・PCV内に開口するベネを利用したRPVペデスタル外側へのアクセスルートの構築は、短期の技術開発で実施可能と推定。 ・RPVペデスタル外側には多くの機器が設置されているが、燃料デブリ位置はRPVペデスタル入口開口付近等限定された領域と考えられ、限定された範囲の干渉機器の撤去は、短期の技術開発で実施可能と推定。

注1：ウエルシールドプラグ、PCV上蓋、RPV上蓋保温材、RPV上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器、上部格子板

表 4.3.2-2 工法オプション別燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出しの適合性のまとめ

○：適合性大 -：適合性小

燃料デブリ 取り出し 工法オプション	燃料デブリ位置		
	RPV 内 (炉心部、下部ブ レナム、CRD ハ ウジング)	RPV ペデスタル 内側	RPV ペデスタル 外側
冠水- 上アクセス工法	○	○	-
気中- 上アクセス工法	○	○	-
気中- 横アクセス工法	-	○	○

4.3.2.3 燃料デブリ取り出しに係る現地作業ステップの検討

重点的に検討する3つの工法オプションについて、燃料デブリ取り出しに係る現地作業ステップの現状の検討状況を、それぞれ下記の(1)～(3)に示す。これらの作業ステップは、現地の状況や今後の検討の進捗に伴って、作業ステップの順序、内容を見直すともに、「燃料デブリ取り出し」作業自体については、それぞれの工法オプションごとに具体的な詳細作業ステップを今後検討していく必要がある。

(1) 冠水-上アクセス工法

冠水-上アクセス工法による燃料デブリ取り出しは、これまでおおむね以下に示す作業ステップ①～⑨で進めていくことが検討されてきた。作業ステップの概略図を図4.3.2-7に示す。

燃料デブリ取り出しやその準備工事を行う作業エリアとそのエリアまでのアクセスルートを除染により線量低減(①)して原子炉建屋内の作業環境を整備しながら、PCV内の状況を調査(③)するとともに、PCVの漏えい箇所の調査、補修(止水)(②、④、⑥)を段階的に行い、PCVに水を張って(⑤、⑦)燃料デブリを水没させ、RPV上蓋を開放(⑦)して炉内にアクセス、炉内状況を調査他(⑧)により把握した後に、燃料デブリ取り出し(⑨)に着手する、というのが大きな流れとなっている。

- ① 原子炉建屋内除染
- ② PCV 漏えい箇所調査
- ③ PCV 内部調査
- ④ PCV 下部補修、原子炉建屋貫通部補修
- ⑤ PCV 部分水張り
- ⑥ PCV 上部補修
- ⑦ PCV、RPV 水張り・RPV 上蓋開放
- ⑧ 炉内調査・燃料デブリサンプリング
- ⑨ 燃料デブリ取り出し

今後、⑧の炉内調査等を⑤のPCV水張り前に先行実施することにより、早期に炉内状況を把握する、⑤、⑦の段階的水張りを、⑦の時期に一度に実施する等、より安全かつ確実に燃料デブリを取り出すための、作業ステップの見直しを検討していく必要がある。

(2) 気中-上アクセス工法

気中-上アクセス工法の作業ステップは、冠水-上アクセス工法と基本的には同じと想定されるが、PCV水張りの水位が冠水-上アクセス工法よりも低くなり、PCV上部は気中となることから、④のPCV下部補修範囲、⑥のPCV上部補修仕様が異なる可能性が考えられる。更には、燃料デブリの一部が気中に露出した状態での作業となることから、冷却、遮へい、ダスト飛散防止への配慮が必要となる。

早期に炉内状況を把握する観点や、上記の PCV 水位が低いという特徴を踏まえて、安全かつ確実に燃料デブリを取り出すための、作業ステップの検討を進めていく必要がある

(3) 気中-横アクセス工法

前記(1)の①～⑥の作業ステップについては、気中-上アクセス工法と同じく、PCV 上部は気中となることから、④の PCV 下部補修範囲、⑥の PCV 上部補修仕様が異なる可能性が考えられる。PCV 水位は PCV 側面のアクセス口以下とすることから、⑦の PCV 上部への水張りは不要、⑤の部分水張りも不要となる可能性がある。PCV 側面からアクセスするため、⑦の RPV 上蓋開放は行わないが、その代わりに PCV 側面のアクセス口の設置のステップが追加される。また、取り出す燃料デブリの対象が D/W 底部であることから、⑧の炉内調査に代わって、設置した側面アクセス口等からの D/W 底部の調査のステップについて追加検討する必要がある。燃料デブリの一部が気中に露出した状態での作業となることから、冷却、遮へい、ダスト飛散防止への配慮が必要となることは、気中-上アクセス工法と同様である。

これらを踏まえて、安全かつ確実に燃料デブリを取り出すための、作業ステップの検討を進めていく必要がある。

図 4.3.2-7 冠水-上アクセス工法の概略作業ステップ

4.3.3 冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討

4.3.3.1 概要

冠水工法による燃料デブリ取り出しの実現に必要な下記の 9 項目の技術要件について、それぞれ、要件を満足させるために必要な取組、その成否を判断するために必要な取組を検討し、研究開発プロジェクト等での現状の取組状況（実績、計画）を踏まえて、新たに検討すべき事項も含め今後の対応方針を取りまとめた。

また、これら 9 項目の実現性の評価を踏まえて、各号機への冠水工法適用性の検討の方針について取りまとめた。

- PCV・建屋の構造健全性の確保
- 臨界管理
- 冷却機能の維持
- 閉じ込め機能の構築
- 作業時被ばく低減
- 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- 系統設備、エリアの構築
- 労働安全の確保

4.3.3.2 技術要件を用いた取組評価

9 項目の技術要件について、それぞれ、目的、主な要求事項、現状の取組、今後の対応を以下に述べる。

4.3.3.2.1 PCV・建屋の構造健全性の確保

(1) 目的

冠水工法により燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実施するに当たっては、構造健全性の観点から、①原子炉建屋が、PCV の支持機能を維持すること、②PCV が現状の形状を保持して、PCV 内水位を維持するとともに放射性物質の大量放出を防止すること、③RPV が現状の位置および形状を保持して冷却水供給流路を維持すること、が必要であり、地震時においても上記が成立することを評価する。

図 4.3.3-1 の原子炉建屋断面図に評価対象である PCV、RPV 等を示す。

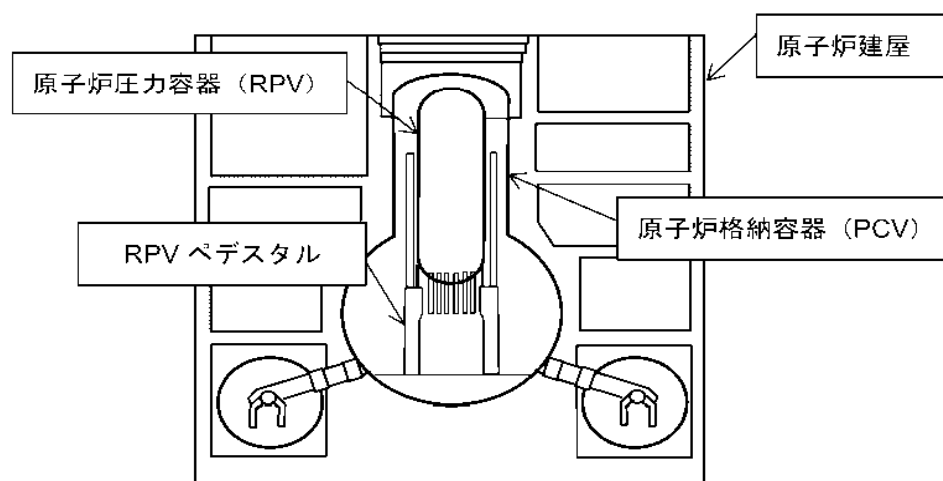


図 4.3.3-1 原子炉建屋縦断面

(2) 主な要求事項

- a. (1)①～③に示した必要機能と、万一それらが損なわれた場合の影響を踏まえて、適切な地震動、評価クライテリアを設定すること
- b. 事故による損傷、事故直後の高温環境に晒されたことによる材料劣化、海水注入による腐食を考慮するとともに、燃料デブリ取り出し完了までの更なる劣化・腐食を考慮すること
- c. 地震時の荷重として、燃料デブリ取り出し工法の計画に基づいて、燃料デブリ重量、PCV 内他の冷却水重量、燃料デブリ取り出し装置・遮へい・工事機材重量等を考慮すること

(3) 現状

現状、以下に示す取組が進められている。

a. 高温環境に晒されたことによる材料劣化評価

各号機の事故後の温度計測データを基に、試験条件を設定し、高温に晒された後の PCV、RPV 金属材料の強度試験データを取得している。その結果、高温に晒されたことによる各材料強度パラメータの変化は小さく、いずれも材料規格値の範囲にあることが確認されている。

b. 海水注入による塩分腐食等による腐食進展評価

各号機の事故後の計測データ等を基に、事故直後から現在、燃料デブリ取り出し時までの温度・水質（塩分濃度等）条件を推定し、温度・水質をパラメータとした PCV、RPV 材料の腐食減肉進展試験を行うとともに、これらの結果を基に、所定の時期の腐食減肉評価式を開発しているところである。また、PCV 上蓋開放後の溶存酸素増加における腐食影響試験と腐食抑制材開発にも着手している。

c. PCV、RPV の耐震評価手法の開発

各号機ごとに、今後のプラント状況を想定して、PCV 内水位、機器の腐食減肉量、建屋に付加される工事機材等の重量他をパラメータとした耐震評価のケーススタディを実施しており、各ケースは、耐震裕度の把握を目的に、通常の運転プラントの耐震評価基準を用いた参考評価がなされている。このケーススタディの結果を用いて、冠水工法の計画の進捗に応じ迅速に耐震評価が行えるよう、PCV 内水位・燃料デブリ取り出し装置/工事機材重量・機器の補修状況・機器の腐食状態等の耐震条件をパラメータとした簡易評価手法の開発を進めている。

d. RPV ベDESTAL の劣化把握と耐力評価手法の開発

事故環境下でのコンクリート熱影響評価試験、鉄筋の腐食試験による材料劣化特性の把握、縮小モデルによる RPV ベDESTAL の耐力試験、同試験のシミュレーション解析の比較評価による実機耐力評価手法の開発を進めている。燃料デブリによる基部侵食については、侵食程度をパラメータとした影響評価手法の開発を進めている。

e. 原子炉建屋の耐震性の確認

水素爆発で損傷した原子炉建屋については、損傷状況を反映したモデルによる耐震解析により、現状、各号機とも基準地震動 S_s に対して耐震裕度を有していることを確認している。

(4) 今後の対応

今後取り組むべき事項を以下に示す。

- a. (3)a.～d.の取組については、現計画どおり 2015 年度下半期に完了させ、PCV/RPV 耐震評価の準備を完了させる。
- b. (3)b.に関して、臨界防止のためのホウ酸注入に伴う腐食影響については、長期腐食試験（10,000 時間目標）の実施を検討する。
- c. 安全規制を念頭に、(2) a.の地震動、評価クライテリアを早期に検討する。
- d. (3)c.で開発する簡易評価手法を用いた耐震評価により、耐震裕度の程度を把握しながら冠水工法の検討を進める。最終工法案について、(2) a.の地震動、評価クライテリアを用いて詳細な耐震評価を行う。
- e. (3)d.に関して、PCV 内部調査において RPV ベDESTAL の基部にまで燃料デブリが広がっていることが確認された場合を想定して、その状況を踏まえた耐震評価のために必要な事項（追加調査等）を検討する。
- f. (3)e.に示す原子炉建屋については、燃料デブリ取り出し時の燃料デブリ分布、冷却水、工事機材、遮へい、装置等の概略重量を考慮して、今後の劣化を考慮した耐震評価を行う。

4.3.3.2.2 臨界管理

(1) 目的

燃料デブリを取り出す過程においては、注水や取り出し作業等が行われる。これらの作業に伴い、燃料デブリの形状や水量が変化した場合でも、再臨界による作業員の被ばく及び環境への影響を防止する必要がある。そこで、臨界管理手法として、中性子吸収材の開発に加え、未臨界評価やモニタリング技術を開発し、確実に臨界管理を行うことができるようにする。

(2) 主な要求事項

目的を達成するためには、現状では臨界の兆候が見られていない燃料デブリが再臨界となる条件を把握し、その上で、再臨界を防止する技術や万一再臨界が発生した場合に未臨界にする技術が必要である。これらはいずれも難度が高いため、各手法や技術が成立するための要求事項を明確にし、これらを満足できるかどうかを十分に検討することが重要である。

a. 臨界評価手法

PCV 内の状況が明らかになっていない現状において臨界管理を適切に行うためには、燃料デブリの量、位置、形状及び性状を広範囲に想定するとともに、準備から燃料デブリ取り出し作業にかけて再臨界を発生させ得る誘因事象を特定し、これらの条件の下で再臨界に至る可能性を評価する必要がある。ただし、過剰な保守性は臨界管理の実現性の判断に影響を及ぼすため、合理的な保守性を定めることが重要である。また、万一、再臨界が発生した場合の影響緩和策を検討するため、FP 生成量及び被ばく線量等を精度よく評価する必要がある。

臨界評価手法が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 臨界シナリオが適切な条件で評価されていること
- 合理的な保守性の検討に必要な情報が特定され、その入手計画が立案され、実行されていること
- 再臨界発生時の影響評価の精度が検証されていること

b. 臨界近接監視手法

取り出し作業が燃料デブリの臨界性（水位、量等）に影響を与えると中性子増倍率が変化するため、この変化を監視する必要がある。また、万一、異常を検知した場合には、直ちに作業中止又は中性子吸収材投入等の対策を実施することによって、未臨界状態を維持する必要がある。

臨界近接監視手法が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 広く分布している燃料デブリの部分的な実効増倍率の上昇を確実に検出できること

c. 再臨界検知技術

燃料デブリの分布が十分に把握できていない現状では、中性子増倍率の監視は容易でなく、現時点において研究開発の途上にある。一方、いったん臨界に達すると FP 生成量や中性子及びガンマ線量が増加するため検知が容易になる。ただし、この方法では、検知するまでの時間遅れが

存在し、検知後の対策にも時間を要する。そのため、適切な対策によって作業員や公衆の被ばくを十分に抑制する必要がある。

再臨界検知技術が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 再臨界検知、被ばく線量評価、影響緩和策の組合せで安全性を確保できること
- 中性子検出の場合、広く分布している燃料デブリの部分的な再臨界を確実に検出できること
- 水位上昇や燃料デブリ取り出し作業等を慎重に実施すること

d. 臨界防止技術

冷却材に中性子吸収材を溶解又は燃料デブリ表面に中性子吸収材を吸着させることによって、燃料デブリがいかなる状態になっても臨界にならないようにする。これを達成できれば、燃料デブリ取り出し工法に対する制約を軽減することができる。

臨界防止技術が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 想定される状態の未臨界を維持するために必要な反応度が特定され、それが担保されること
- 炉内材料腐食や冷却材循環系統への影響等、設備の健全性が維持されること

(3) 現状

臨界管理に係る手法や技術の開発は、2012 年度に開始され、現在も継続中である。これまでに得られた成果を下記に整理する⁶⁾。

a. 臨界評価手法

想定される燃料デブリ堆積位置ごとに、初期状態（燃料デブリ形状・組成、冷却状態）と燃料デブリ取り出しまでの各工程における誘因事象の組合せを想定し、臨界性のランク付けを行った。そのうち、厳しいケースについてパラメータを広範な範囲で設定し、臨界評価を行うことで、再臨界となる可能性がある条件範囲を抽出した。その結果、FP や制御棒を考慮しない場合には、再臨界となる条件範囲が見出されたが、燃料に含まれる Gd や構造材のステンレス鋼を現実的な範囲で考慮すれば、再臨界になる可能性は低いことが確認された。

また、再臨界後の中性子応答・FP 生成量を評価し被ばくの影響緩和策を立案するために、1 点炉動特性コードの熱水力モデルを改良するとともに、再臨界時の被ばく量やガンマ線による再臨界検知システムの開発に必要な FP 生成量評価モデルを開発した。さらに、切り株状燃料等の複雑な燃料デブリを取り扱うための開発項目と課題を抽出・整理した。2014 年度には 3 次元コードによる検証を実施した。

b. 臨界近接監視手法

臨界近接管理手法は、燃料デブリの流出・蓄積により臨界に至る可能性がある廃液処理設備や冷却設備を対象として開発され、2013 年度で開発を終了した。

⁶⁾ IRID 平成 26 年度 IRID シンポジウム「燃料デブリ取り出し準備等に係る研究開発」（2014 年 7 月 18 日）

IRID 平成 25 年度実績概要「燃料デブリの臨界管理技術の開発」（2014 年 7 月 31 日）

中性子検出器、ガンマ線スペクトル検出器、ガンマ線線量計を備えた逆増倍法に基づく未臨界監視システムの概念を策定し、機器設計と試作を行い、臨界実験装置において実現性を評価した。要素試験では、高ガンマ線バックグラウンド下における中性子検出器及びガンマ線検出器の検出特性に関する基礎データを取得した。システム試験では、検出器からの信号を処理して未臨界状態の変化を識別する性能を評価し、実効増倍率 0.5~0.7 程度の未臨界状態においても臨界近接を監視できることを確認した。さらに、上記と異なる監視方法として、中性子計数率データによる炉雑音法の適用性を検討し、適用できる見込みを得た。（図 4.3.3-2）

PCV/RPV 内への適用に向けた臨界近接管理手法の開発は 2014 年度に開始した。

c. 再臨界検知技術

再臨界検知技術としては、中性子を検出する方法と短寿命 FP からのガンマ線を測定する方法について検討が行われてきた。（図 4.3.3-2）

再臨界時の PCV 内外の中性子線量分布を解析評価し、PCV 内設置を想定した中性子検出システムの概念を策定し、機器設計と試作を行い、照射試験施設において実現性を評価した。その結果、高ガンマ線照射環境下でガンマ線と弁別された中性子信号の計数率感度データを取得した。中性子検出による方法は 2013 年度で開発を終了した。

ガス処理系への設置を想定したガンマ線検出システムについて、現行の PCV ガス管理システムよりも再臨界検知の応答速度を速める改良方式の候補案を検討し、自発核分裂と中性子核分裂の FP 収率の相違に着目して最適設計を行った。その結果、現行の Xe-135 に加えて Kr-87/88 を測定する同時計数法を選出し、原理検証のための要素試験を実施しシステムの実現性を確認した。条件によっては検出限界を 10%以上改善できる見通しを得た。（図 4.3.3-3）

ガンマ線検出による再臨界検知において、検出時間は、その遅れが事象進展の緩和・終息に大きな影響を及ぼすため、被ばく量評価及び影響緩和策の構築と同等に重要である。現在、検出時間を現行の 1/10 にするという目標を設定し、さらなる検討を進めている。

d. 臨界防止技術

溶解性中性子吸収材（ホウ酸、五ホウ酸ナトリウム等）について、炉内の材料健全性（耐食性）に及ぼす影響を検討し、課題整理及び検討計画立案を実施した。また、照射試験施設を用いてホウ素及び塩素存在時の試験を行った結果、水の放射線分解による水素発生量は増加するものの想定範囲内であることを確認した。また、核種除去装置の性能へ与える影響及び中性子吸収材の分離・回収方法について、課題整理及び検討計画立案を実施した。溶解性中性子吸収材の適用に当たっては、設備の合理化や材料健全性の観点から適切な濃度を設定する必要があるため、臨界シナリオ及び腐食による PCV 健全性への影響を慎重に検討している。

非溶解性中性子吸収材及びこれを燃料デブリに吸着させるバインダを検討し、有望な候補材について試作品を作成又は調達して、密度・熱伝導率等の物性値の測定とともに高温水中への溶出特性を評価し、燃料デブリ取り出し作業に適用する上での要求項目への適合性を評価し、候補材をスクリーニングした。試験の結果、 B_4C /金属焼結体、 B/Gd 入ガラス材、 Gd_2O_3 粒子、セメント/ Gd_2O_3 粒子、スラリー/ Gd_2O_3 粒子が候補として選定された。（図 4.3.3-4）

(4) 今後の対応

これまでに得られている成果や現在実施中の検討を要求事項と比較し、検討が更に必要と考えられる点を抽出し、今後対応すべきこととして整理する。

a. 臨界評価手法

- 各臨界管理手法を開発する上で必要な情報を適時に取得するために、入手すべき情報及び必要な時期を具体化して、確実に入手すること

b. 臨界近接監視手法

- 再臨界の可能性のある場所を特定し、その近傍に検出器を設置する必要があるが、燃料デブリの分布が不明かつ設置場所にも制約があることから、要求事項の達成可能性を十分に検討すること
- 達成の見通しが得られない場合には、開発方針の見直しを行うこと

c. 再臨界検知技術

- 実機適用性の判断は、現場関係者も含めて実施することが望ましいことから、2013 年度に開発を終了した中性子検出による再臨界検知技術について、現場での設置可能箇所を確認し、要求事項を達成できるかどうかを見極めること
- ガンマ線検出による再臨界検出の場合、検出時間を現行の 1/10 にするという目標設定を含め、安全性を確保できるための目標を再確認すること

d. 臨界防止技術

- 溶解性中性子吸収材の適用に当たって、腐食による PCV 健全性への影響の観点からホウ素濃度を検討しているが、燃料デブリの状態が不明なため、未臨界を維持するために過剰なホウ素濃度が必要となる可能性があることから、臨界シナリオ評価上の保守性を適正化するために有効な情報（切り株状燃料の有無等）を特定し、入手すること
- 他の臨界管理手法との組合せ等、ホウ素濃度を極力低減する臨界管理手法を検討すること
- 非溶解性中性子吸収材を実際に適用するため、バインダによる中性子吸収材の燃料デブリへの吸着量の確認方法及び反応度効果の定量化方法を検討すること

上記の対応は、燃料デブリ取り出しに向けてできるだけ早い時期に実施しておく必要がある。ただし、燃料デブリ取り出し以前でも水位や燃料デブリ形状に変化をもたらす可能性がある工程には臨界管理が必要であり、PCV 止水後の水位上昇に向けて適用検討が必要である。この場合に適用できる技術として、溶解性中性子吸収材、ガンマ線検出による再臨界検知またはこれらの組合せが候補であり、これらについては早期の完成が必要となる。

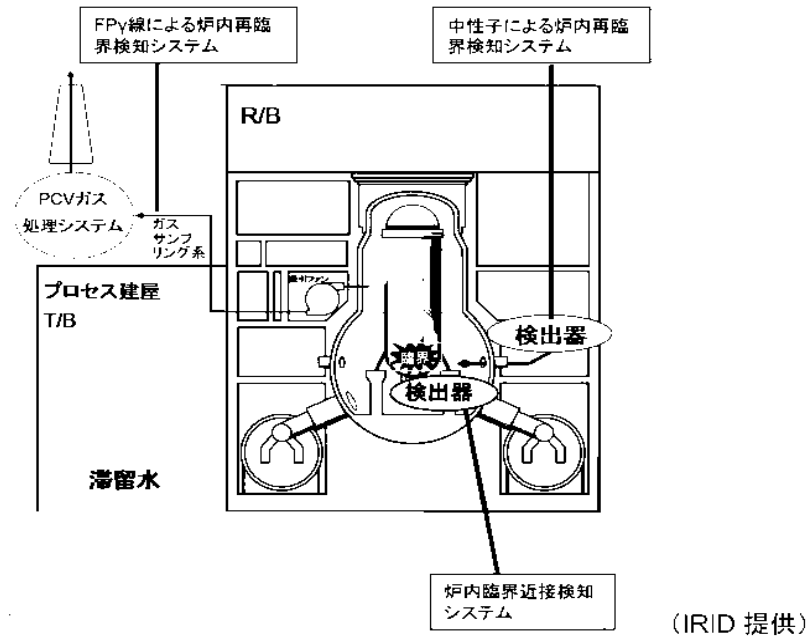


図 4.3.3-2 臨界近接監視及び再臨界検知システム

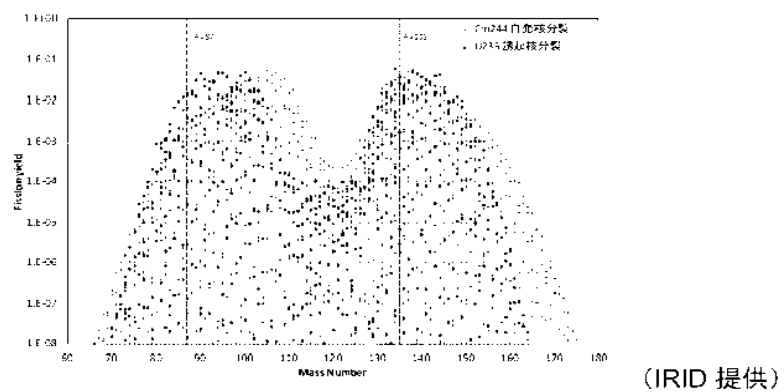


図 4.3.3-3 自発核分裂と中性子核分裂の収率の相違

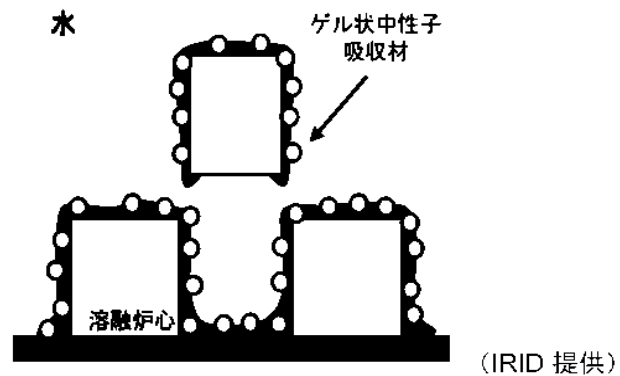


図 4.3.3-4 非溶解性中性子吸収材のイメージ

4.3.3.2.3 冷却機能の維持

(1) 目的

燃料デブリは、崩壊熱を発生するため、常に冷却機能を維持することが求められている。現在の循環冷却ループで RPV 底部温度、PCV 気相部温度は、約 10℃～約 35℃で安定に維持されており、冷却機能は確認されているが、今後、燃料デブリ取り出し及び建屋内の滞留水処理の完了を見据え、建屋外での汚染水の漏えいリスクを低減するために建屋内循環の達成、その後、PCV を補修するまでに PCV 循環冷却へと順次、小循環ループの実現を図る計画となっており、各段階で冷却機能を確認する必要がある。

(2) 主な要求事項

燃料デブリ取り出しに向け取組を行う期間（フェーズ）により要求事項が異なる。下記に 3 フェーズでの主な要求事項を述べる。

a. フェーズ 1：滞留水処理対策期間中の循環ループ

- 炉内を冷却し、汚染水の Cs 及び塩分等の除去が可能なこと。（図 4.3.3-5）
- 床面高さや水位が異なる各建屋の滞留水を順次処理することを可能とし、処理が完了していない建屋では、常に地下水水位＞建屋内滞留水水位の関係を維持できる運転管理（各水位の監視と水位制御）が可能なこと。
- 非常時（冷却系停止等）の冷却対応が検討されていること。

b. フェーズ 2：PCV 補修工事期間中の循環ループ

- PCV 補修工事開始前に必要な冷却流量の循環・回収、排水が可能なこと。
- 非常時（冷却系停止等）の冷却対応が検討されていること。

c. フェーズ 3：燃料デブリ取り出し期間中の循環ループ

- 燃料デブリを取り出す際の長期運転に必要な機能を具備していること。
- 循環ループに流入する燃料デブリの切片処理について検討されていること。
- 非常時（冷却系停止、大量排水事象等）の冷却対応が検討されていること。

(3) 現状

循環注水冷却を継続することにより、1～3 号機の RPV 底部温度、PCV 気相部温度は、号機や温度計の位置の違いにより異なるものの至近 1 か月において、約 10℃～約 35℃で推移している。PCV 内圧力や PCV からの放射性物質の放出量等のパラメータについて有意な変動はなく、冷却状態の異常や臨界等の兆候は確認されていない。上記より、総合的に冷温停止状態を維持しており、原子炉が安定状態にあることを確認している。（廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 15 回）（2015 年 2 月 26 日分）配布資料より引用）また、原子炉への注水はバックアップとして複数系統保持することで、冷却の信頼性を向上させている。（図 4.2-6 1 号機の例）

(4) 今後の対応

a. フェーズ 1：滞留水処理対策期間中の循環ループ

図 4.3.3-5 に示すように燃料デブリの冷却、滞留水中の Cs 及び塩分等の除去を可能にするとともに、建屋内滞留水水位、地下水水位、陸側遮水壁運用時期、サブドレンでの地下水の汲み上げ状況を考慮し、常に地下水水位 > 建屋内滞留水水位の関係を維持することで屋外への汚染水の漏えいを防止する。そのためにはきめ細かい運転管理（各水位の監視と水位制御）の検討を建屋内循環ループの構築に向け進めていく。

b. フェーズ 2：PCV 補修工事期間中の循環ループ

PCV 補修後の漏えい量、漏えい箇所の想定によりトラス室等からの回収流量、循環流量、排水流量等の検討を行い、循環ループの設計を進める必要がある。そのためには PCV 補修プロジェクトより止水の実力値（許容漏えい量）を把握するとともに循環のための取水箇所、取水ラインの構築方法等を含め検討し、PCV 補修工事開始前に補修箇所の前段で回収、排水、循環冷却可能なシステムの構築に向け進めていく。

c. フェーズ 3：燃料デブリ取り出し期間中の循環ループ

燃料デブリを冠水状態で取り出すのに必要な機能を持たせた循環ループを構築する必要がある。PCV 補修後の漏えい量、漏えい箇所の想定をした漏えい水回収システムの検討とともに冷却、臨界防止、放射能除去、にごり抑制、水質管理、水位制御、大量排水、監視、インターロック等のエンジニアリング、研究開発、規制対応等を燃料デブリ取り出しに向け進めていく。

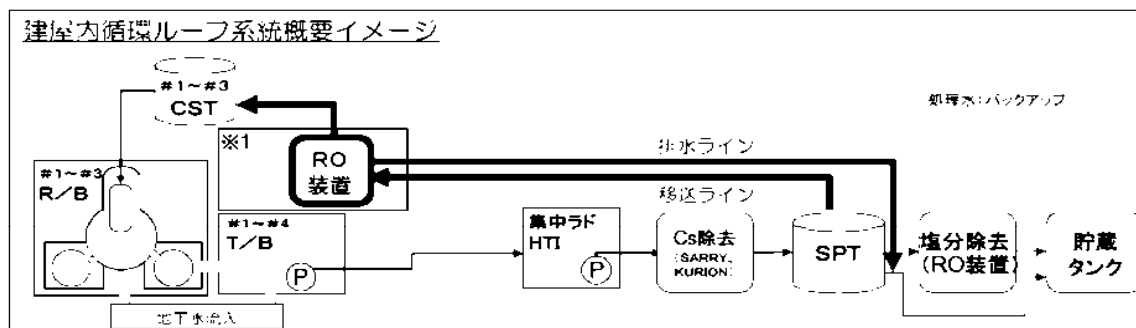


図 4.3.3-5 フェーズ 1：滞留水処理期間中の循環ループ (東京電力提供)

4.3.3.2.4 閉じ込め機能の構築

(1) 目的

放射線の遮へい効果、ダストの飛散防止効果に鑑みると、作業員や周辺環境への影響低減のためにも、PCV を可能な限り止水し、水位を上昇させることが期待される。これに向け、汚染水の漏えい箇所の調査技術及び補修技術の開発を進め、PCV 止水の実現を図る。

(2) 主な要求事項

PCV 冠水時に満足すべき主な要求事項として、下記が挙げられる。

- 燃料デブリ取り出しに係る工事期間を含め、工事の安全性確保や規制対応の観点から、余裕度を持って長期に安定した止水性能を確保すること
- PCV を冠水させた場合の水圧に十分耐えたとともに、地震時においても PCV 支持構造物も含め PCV の健全性を確保すること
- PCV の補修工事後の検査方法、漏えいが生じた場合の補修方法及び汚染拡大防止等のリスク対策を確立しておくこと

(3) 現状

上記の要求事項は現在及び今後の開発技術で PCV 上部まで冠水が可能と確認される場合（図 4.3.3-6）の条件であるが、これまでの調査から PCV 破損の可能性（1 号機）や PCV に接続している配管の接合部等での損傷の可能性が考えられる。また、極めて高線量な箇所へのアクセス性から、全ての漏えい箇所の特定や漏えい箇所を全て溶接等により本格的に補修することは難しいと現状判断されるが、線量低減や干渉物撤去により作業員が接近できる箇所は溶接等のより確実な補修方法で、そうでない箇所は遠隔での工法検討を進め、小循環ループによる循環冷却が安定的に可能となるような止水の実現可能性を検討している所である。（図 4.3.3-7 に止水を含む補修対象の概要を示す。）

a. PCV の損傷箇所の調査

- i) PCV の漏えい箇所の特定のため、PCV 下部（トーラス室）の調査は、開発技術である調査ロボットにより調査を実施中であり、これまでの主な調査結果を下記に示す。

- 1 号機

D/W 水位が底面から約 3.0m と推定されており、サンドクッションドレン管及び真空破壊ライン伸縮継手カバーからの漏えいが確認されている。シェルアタックによる PCV 破損の可能性はある（水頭圧から損傷による開口面積はそれ程大きくないと推定）。（図 4.3.3-8）シェルアタックが生じている場合は補修が困難となる可能性がある。

- 2 号機

D/W 水位が底面から約 0.3m と低く比較的流路抵抗の小さい漏えい箇所が存在すると考えられるが、現状は未発見。（図 4.3.3-9）

- 3 号機

D/W 水位が底面から約 6.5m と推定されており、PCV 下部に損傷箇所があるとしても水頭圧から推定する損傷による開口面積はそれ程大きくないと評価される。主蒸気配管の伸縮継手部からの漏えいを確認。(図 4.3.3-10)

PCV 上部の損傷箇所の調査は、これまでの所限られており、現在、調査技術を開発中であるが、原子炉ウェル満水のためには原子炉ウェル周り（バルクヘッド）や機器貯蔵プールなどの調査等が必要である。

b. PCV 下部の補修技術開発

PCV 下部の補修を、下記の 2 段階で実現できる研究開発を実施中である。

- ベント管中に閉止補助剤（エアバック状のインフレイタブルシール）で仮補修した後グラウト材の充填により補修を行う
- S/C をダウンカマー吹き出し口上部までグラウト材で充填する

また、1 号機の固有設備である真空破壊ラインの漏えい箇所についてもパッカーを挿入し仮補修した後グラウト材注入により補修する方法と、一対のバルーンの間にシリコン系材を充てんして補修する方法について検討を進める計画である。

これまでのベント管補修縮小試験では、閉止補助剤（インフレイタブルシール）が管内で十分展開できず隙間が生じるケースや水圧が大きくなるとベント管の膨張によりグラウト材の付着が切れて水みちが形成されることもあった。したがって、今後の計画では、冷却水の流水条件を緩和できる技術を導入しダウンカマー止水を先行する等により止水性能の向上を図る検討を進め、補修対象（ダウンカマー部など）の近傍のみをモデル化した 1/2 スケール要素試験や 1/1 スケール要素試験で技術的な適用性を確認し、さらに、建屋 1 階床や地下外壁などの境界部分も含めた S/C（ベント管及びダウンカマー部等を含む）及び S/C 脚部をおおむね忠実にモデル化（S/C 全体の 1/8 をモデル化）した実規模試験で遠隔装置を用いた補修施工性も含めた開発技術の検証を行う計画である。

c. PCV 上部の補修技術開発

PCV 上部の補修技術として、下記の技術開発が進められている。

i) PCV 上部貫通部（解放部配管ベローズ部）の補修

遠隔作業により非セメント系材料（発泡ウレタン）で仮補修し、その後、セメント系材料で補修する。グリースや錆等がある場合は、発泡ウレタンの付着が弱くなり水圧に耐えられなくなることが課題。線量低減や干渉物撤去により、作業員が接近できる箇所は溶接等のより確実な補修方法で、そうでない箇所は遠隔での工法検討を進める計画である。

ii) 機器ハッチの補修

これまで、想定されるガasket部からの漏えいを防止する工法として、コンクリート遮へい体に穴あけを実施し、そこから補修材（セメント系材料）を注入・充填して補修し発泡ウレタンで目止めを実施する計画で進められてきたが、より確実な補修方法として、機器ハッチのシール部を遮へい体に開けた孔から遠隔で溶接する工法の検討を進める計画である。

iii) 小部屋内ベローズ及び電気ペネ等の補修

小部屋に吹き付けモルタルで堰を構築した後、流動性の高いセメント系材料でベローズや電気ペネを補修する計画である。補修材の耐圧試験では水圧による破壊や目視可能な漏えいは無かったものの、漏えい箇所付近にひび割れが発生し、ひび割れを通じて補修材内部への水

の浸透が確認されている。これらの課題解決をはかりながら、小部屋内に進入可能で作業員が接近できる箇所は溶接等のより確実な補修方法で、そうでない場合は遠隔での工法検討を進める計画である。

以上のように、PCV 上部の補修技術の開発は、これまでの成果を踏まえた上で、溶接等のより確実な補修方法の適用拡大等の止水性能改善の検討を行い、技術開発を継続する計画である。

d. S/C 支持構造物の補強

これまでの PCV 健全性評価における耐震性評価結果から、S/C 支持構造物であるコラムサポート及び耐震サポートの補強が必要と評価されており、S/C 支持構造物全体を補強するためトール室にモルタル充填をする計画となっている。

これまでの実験結果によれば S/C 支持構造物全体へのモルタル充填性のある程度の見通しが得られており、今後、より詳細な検討を実施した上で実規模試験により検証を行う計画である。

(4) 今後の対応

PCV の調査及び補修に関するこれまでの取組から課題と考えられる項目を抽出し、できる限り早期にその見通しを得る上で、対応を強化していくべき点について下記に示す。

a. PCV の損傷箇所の想定の妥当性の確認

PCV の損傷箇所の想定において、PCV 上部では多数の貫通配管があるが高線量下でのアクセス性から調査が難しく、現在の研究では、地震及び事故時の応力・温度・圧力状態等から漏えいリスクの高い箇所を想定し、その箇所の補修技術の開発が進められている。今後の検討では、漏えい箇所の想定の妥当性を再検討するとともに、必要に応じ、調査も含めた漏えい箇所の確認に関わる検討を実施し、補修の見通しを得る必要がある。

b. PCV 補修の実力の見極め（水位レベル及び漏えい管理の方法の検討）

PCV 補修技術においてはできる限り溶接等の確実な補修の適用を拡大するなど止水性能の確保を目指しているが、高線量の箇所へのアクセス性の難しさから遠隔装置でのグラウト材注入で補修する箇所も想定され、その際は漏えいが生じる可能性がある。今後の実験や現場の状況を反映し、冠水時の PCV の通常時及び地震時の健全性の確認はもとより、補修部の止水性能の実力を見極め PCV 内でどこまで水位レベルを上げられるのかを検討するとともに、その際の漏えい管理の方法も合わせて検討する必要がある。

さらに、現場施工における補修性能の再現性や長期健全性を含め PCV 補修の実力の見通しを得る必要がある。

c. PCV 補修部の性能を確認する試験方法や漏えい等の監視方法及び漏えいに対するリスク対策（汚染拡大防止及び汚染水回収システム）の策定

PCV 補修部の性能を確認する試験方法、漏えい等の監視方法についても検討を加速する必要がある。また、冠水した水の汚染状況の調査と浄化の必要性の検討も実施する必要がある。更に、冠水時に、上部からの漏えいがあった場合、配管を通じた汚染拡大のリスクや地震時に漏えいのリスクがあり、そのリスク対策（汚染拡大防止及び汚染水回収システム等）を検討し見通しを得る必要がある。また、リスク対応も含め漏えい量にマージンを考慮する等回収システムに対する要求事項を明確化する必要がある。

d. 建屋外への汚染水漏えいリスクの抑制対策

汚染水が PCV 下部から漏えいするリスクを想定した場合にはトーラス室をバッファに使用する案も検討されている。その場合、原子炉建屋外に汚染水が漏えいすることによるリスクを抑制するため、地下水位とトーラス室水位の水位差の制御（地下水位＞建屋水位）により汚染水の流出を防止する対策とともに、滞留汚染水を可能な限り浄化することや建屋内の滞留汚染水の除去、原子炉建屋地下外壁の貫通孔周りをできる限り止水する等のリスク抑制対策の具体化を順次進めていく必要がある。建屋間の貫通孔の止水要素技術の開発が、現在、進められているが、新たな効果的な止水技術の可能性や開発の必要性についても検討を行う必要がある。

e. 補修材等の放射線劣化及び崩壊熱の影響の評価

S/C 等における放射性物質の堆積状況の調査を行い、補修材等の放射線劣化及び崩壊熱の影響について見通しを得る必要がある。

PCV冠水工法概要図

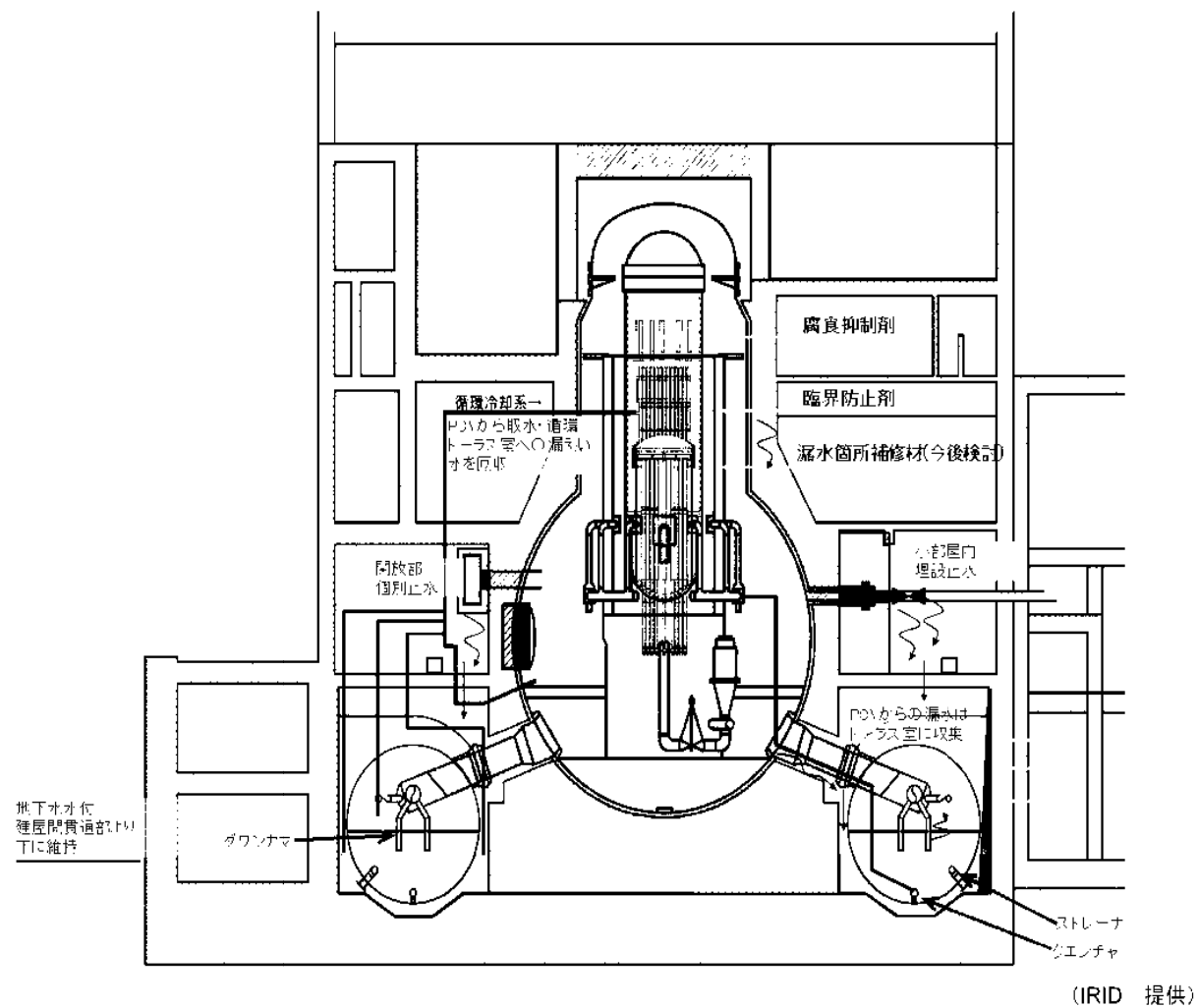
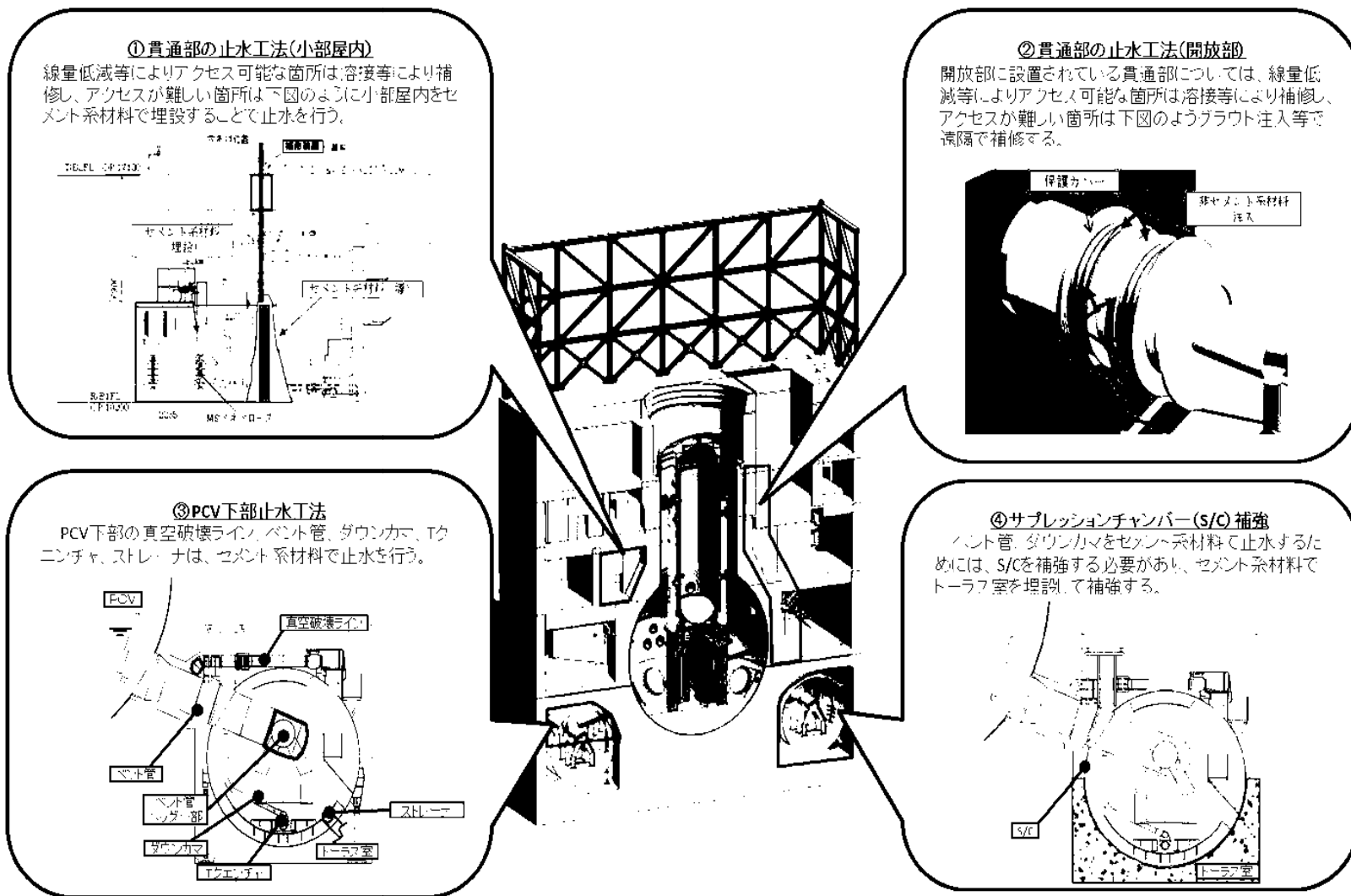
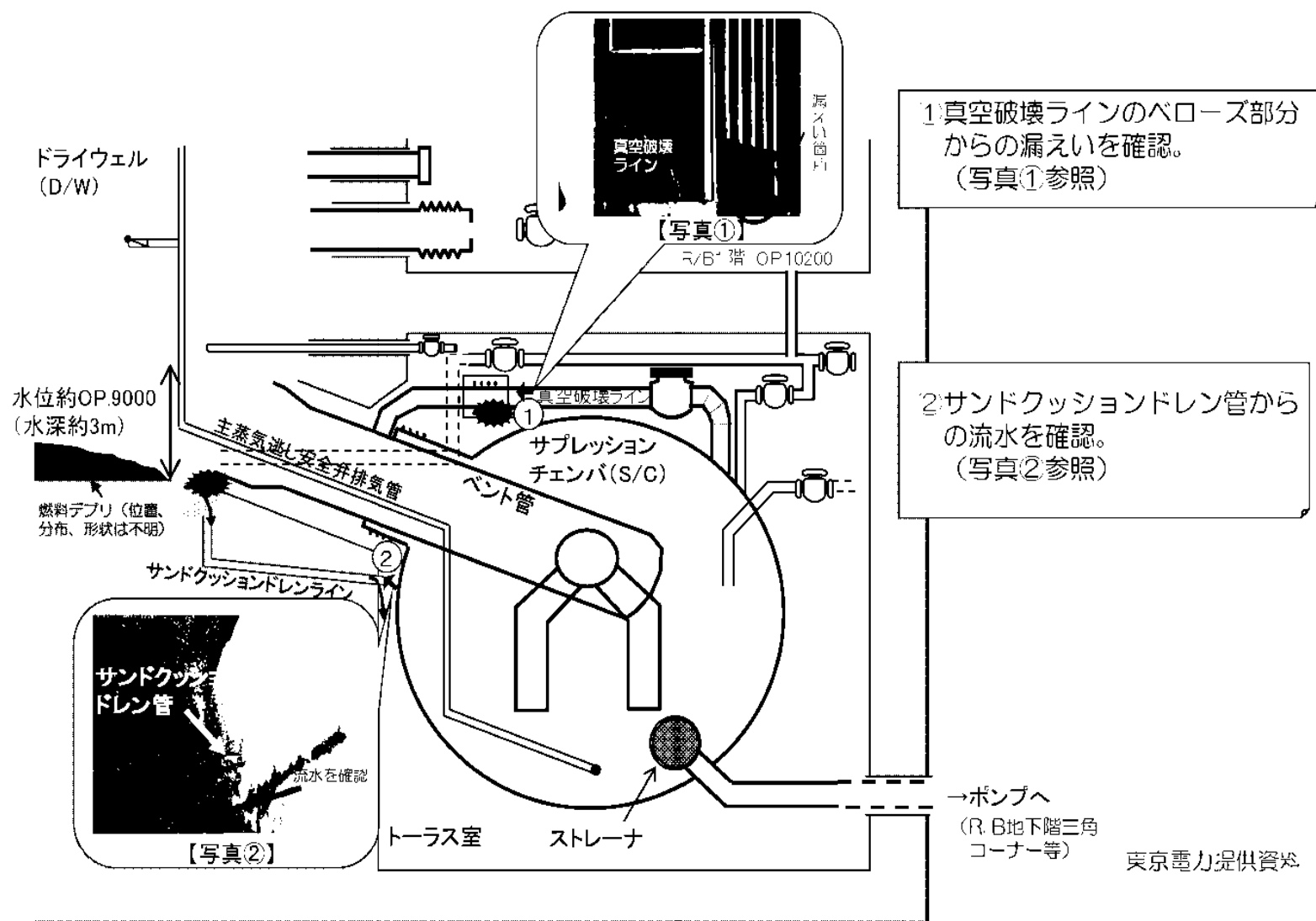


図 4.3.3-6 PCV 冠水工法概念図



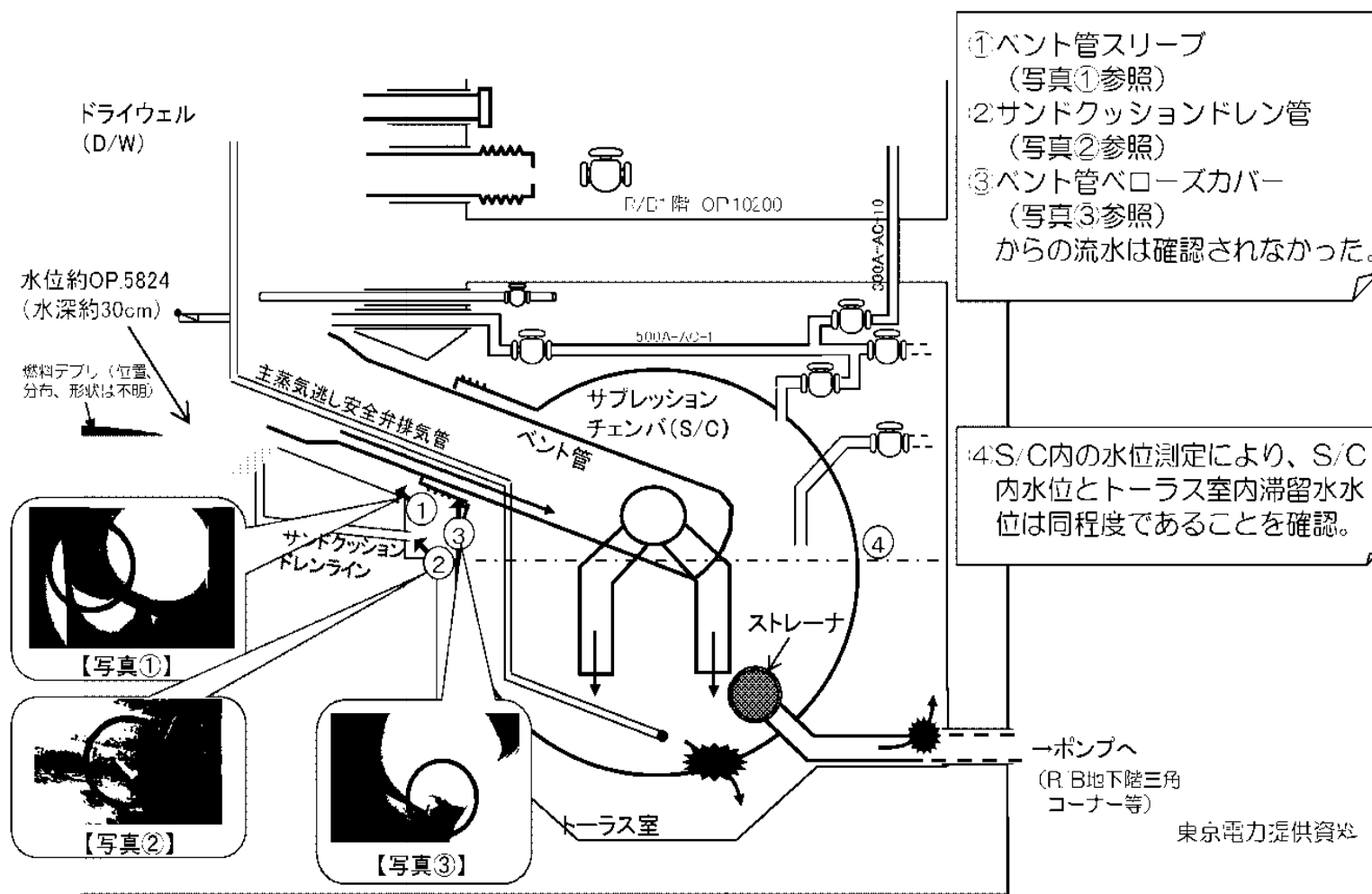
(IRID 提供資料に加筆・修正)

図 4.3.3-7 PCV 止水・補強対象の概要



(出典：IRID 平成26年度シンポジウム資料、H26年7月18日)

図 4.3.3-8 1号機現状のイメージ



(出典：IRID 平成26年度シンポジウム資料、H26年7月18日)

図4.3.3-9 2号機現状のイメージ

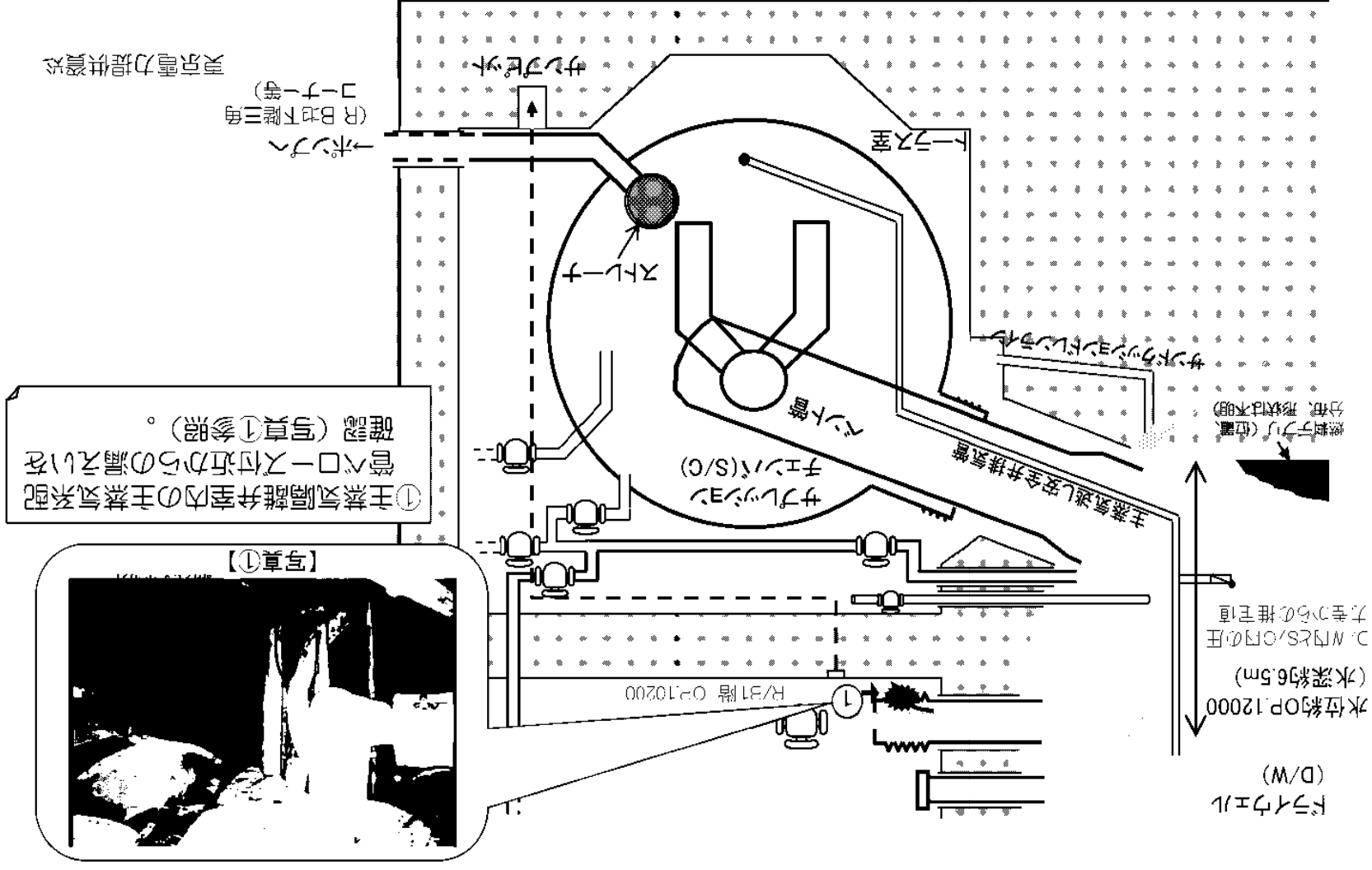


図 4.3.3-10 3号機現状のイメージ

4.3.3.2.5 作業時の被ばく低減

(1) 目的

作業時の被ばく低減としては、下記の2つがある。

- a. 作業エリア・アクセス経路の除染及び線源の遮へい・撤去等を考慮した遠隔技術を開発しPCV調査・補修、燃料デブリ取り出し準備作業時の作業員の被ばくを低減すること。
- b. PCV内部の水張りによる水遮へい、ダスト発生量等を評価し、燃料デブリ取り出し作業時の炉内構造物や燃料デブリ等に起因する作業員の被ばく、及び敷地境界の放射線量を低減すること。

(2) 主な要求事項

作業時の被ばく低減に関する主な要求事項は下記のとおりである。

- a. RPV/PCV内部を調査し、燃料デブリ取り出しに向けた必要情報を収集する。
- b. 現場状況を調査し、1,2,3号機の汚染状況や瓦礫散乱状況を把握する。
- c. 状況を把握した上で、総合的線量低減計画を立てる。その一部として作業エリアの目標線量率を設定する。目標線量率は、作業を行う場所の線量率低減対策前の線量率、作業員の一日当たりの被ばく線量上限値、及び50mSv/年(100mSv/5年)を踏まえ、作業工法、作業日数、作業時間、作業員の人数を基に検討し決定する。
- d. 敷地境界における線量限度を超えないこと。
- e. 遠隔除染技術を開発し、安全確保につとめる。

(3) 現状

- a. PCV内部について
 - 燃料デブリ取り出し時に、炉内構造物や燃料デブリから起因する線量について、オペフロ上での水遮へいの効果やセルの必要な遮へい厚さ等について簡易的な評価を行っている（図4.3.3-14）
- b. 現場状況について
 - ・ 汚染状況調査については1、2号機の1～3階及び3号機の1階は完了している。ただし、調査装置アクセス不能等による未調査部は残っている。3号機の2、3階はガレキ散乱のため未実施である
 - ・ 除染作業については各号機共1階床面近傍の線量低減作業（除染等）を実施中、高所は未実施である。2、3階はPCV調査・補修箇所の検討に併せて線量低減作業実施エリアを選定中である
 - ・ オペフロの除染については、3号機において2013年10月より着手したが、十分な効果が得られず2014年11月に追加除染・遮へい策を策定した。これにより有人作業が可能な空間線量率達成の見込みである
- c. 総合的線量低減計画について
 - ・ 汚染状況調査結果を基に線源寄与の推定、除染、遮へい、撤去によるそれぞれの線量低減効果の評価及び低減対策の検討を行い、2014年末に完了済である

ただし、この検討を通じて天井近傍に設置されたダクトや配管等の構造物からの線源寄与の割合が大きいと推測されたが、これらの構造物の汚染が内部にあるのかどうか、あるいは内部に存在する可能性がある気体や液体の種類等に関する情報が不足している。

d. 遠隔除染技術の開発について

- 地下階（汚染水滞留部）：除染シナリオ及び除染装置開発の必要性を検討中である
- 建屋 1 階低所（2m 以下）：2013 年度に実証試験完了済であるが効果は限定的（図 4.3.3-11）
- 建屋 1 階高所（2m 以上）：2014 年度に実証試験完了予定である（図 4.3.3-12）
- 建屋上部階 2、3 階低所：2015 年度に実証試験完了予定である（図 4.3.3-13）
- 遠隔遮へい体設置：実証試験完了し、実用化の見通しを得ている

(4) 今後の対応

a. PCV 内部について

- 炉内構造物や燃料デブリから起因する線量の評価については、今後の RPV/PCV 内部調査の結果等により更に精度を上げ、作業員被ばく、敷地境界の放射線量の低減のため、水の遮へい効果を考慮したセルの必要な遮へい厚さ等を特定していく必要がある。
- ダストにおいては Cs 吸着メカニズムや内部調査による Cs 付着量の把握。また、デブリ切断時におけるダスト発生量を把握し、建屋の負圧管理や空調フィルタ設計等へ反映していく必要がある。

b. 現場状況について

- 線量低減を進めていく上で、作業場所の状況や作業内容に応じて遠隔操作とするのか、又は作業員が直接作業を行うのかについて合理的な判断を行う。一方、採用される燃料デブリ取り出し工法によっては除染対象範囲が変わることも考慮する必要があり、現状の不確実な炉内状況と今後のデブリ取り出し工法検討の進捗を踏まえ、優先すべき線量低減範囲を見定めながら線量低減作業を進めていく必要がある。
- 複数年に対する被ばく線量限度を超えず、持続可能な放射線環境整備の為には、法令で定められた被ばく線量限度より低く設定した目標線量（線量拘束値）に基づき、作業時間、作業日数等を勘案した作業エリアの目標線量率を設定し、除染や遮へい等を行うことにより目標線量率を達成する必要がある。
- 既存の除染技術や遮へい技術の情報は適宜更新しデータベース化する必要がある。

c. 総合的線量低減計画について

- 小部屋等、調査装置が寄り付けず、十分な調査が行われていない箇所については、アクセス方法、装置改良等を検討し汚染状況データを取得する必要がある。
- 除染計画を効果的に行う為には、線源寄与の割合が大きい天井近傍に設置されているケーブルトレイ・配管・ダクト等の構造物からの線量率やダクト等の内部の汚染状況を明確にする必要がある。
- オペフロの除染については、先行している 3 号機において、床面から寄与している線量の低減の見通しと実際の除染効果のデータを評価し、他号機の除染計画へ反映する必要がある。

d. 遠隔除染技術について

- (3)現状で挙げた d.遠隔除染技術の開発のうち、上部階除染装置開発については現行の開発計画を継続して進めていく。



図 4.3.3-11 低所用除染装置 (IRID 提供)

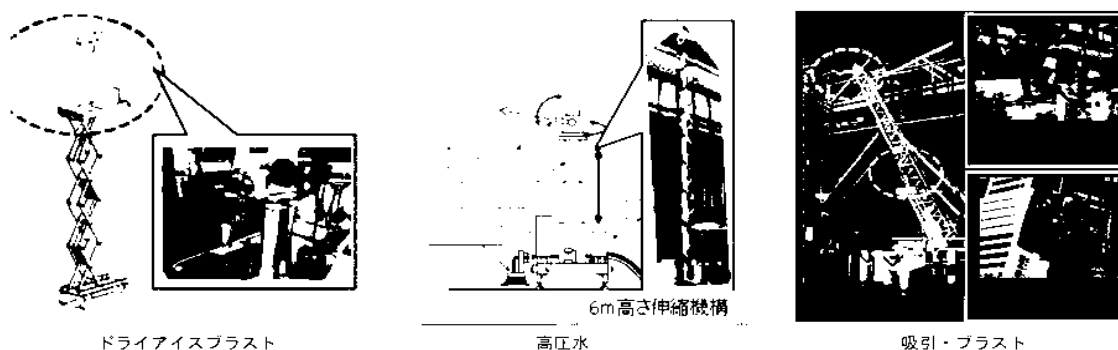


図 4.3.3-12 高所用除染装置 (IRID 提供)

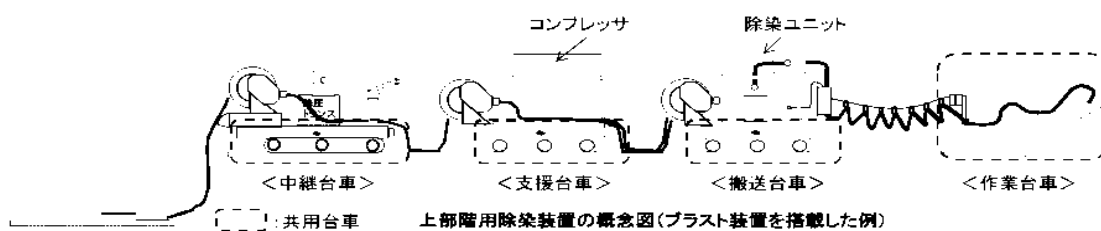
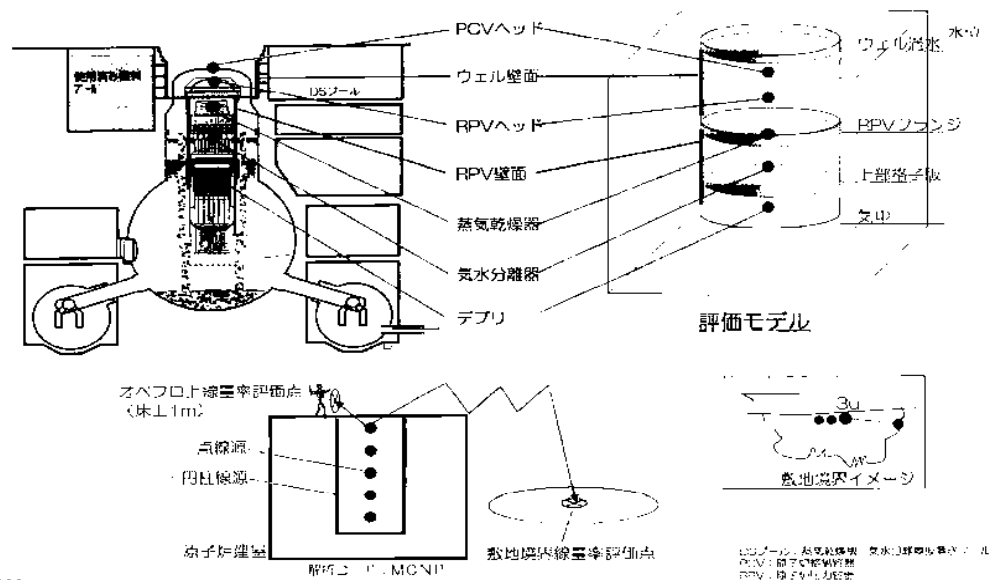


図 4.3.3-13 上部階用除染装置 (IRID 提供)



[線量評価モデル]

○機器取り出し時の最大線量

オベフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9
	Cs線源	6.6
	Co線源	14.3
	計	21.9※2

約30cmの鉄遮蔽で
1mSv/h以下に低減可能

※1: デブリ線源は自己遮蔽を考慮し、1～3
号機の炉心平均燃焼度にて算出。
※2: 小数点第二位を四捨五入
※3: Co線源を加えた場合

○機器取り出し時の作業ステップを考慮した場合
(デブリ線源※1、Cs線源を考慮)

	水位	最大線量	
オベフロ 線量率 (Sv/h)	ウェル満水	0.28	ウェル壁面に付着 したCsの影響 ※4
	部分冠水	6.6	デブリ冠水
	気中	7.6 (21.9)※3	デブリ露出
敷地境界 線量率 (mSv/y)	ウェル満水	0.2	約25cmの鉄遮蔽で 1mSv/h以下に低減可能
	部分冠水	3.3	約8cmの鉄遮蔽で 1mSv/h以下に低減可能
	気中	3.6 (9.9)※3	

○線源の減衰を考慮した場合

		10年後	20年後	30年後
オベフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9	0.5	0.3
	Cs線源	6.6	5.3	4.2
	Co線源	14.3	3.8	1.0
	計 (1mSv/hに低減可能 な鉄遮蔽厚さ)	21.9※2 (約30cm)	9.6 (約27cm)	5.5 (約24cm)

■ 本評価の結果については、以下のとおり保守性を含んでいる。

- デブリ線源強度は、Cs・希ガスを除いた核種すべてが残存している仮定で算出している。中間揮発性核種の溶出等を考慮するとデブリの線源強度は6割程度となる。また、デブリ自体がベDESTAL外へ流出している場合の遮へい効果増加は考慮していない。
- 線源は点線源を模擬しており、線源となるPCV内構造物自体の自己遮蔽効果は考慮していない。デブリ形状は不明であるが、円柱状と仮定し、自己遮蔽を考慮してデブリの線源強度を0.055倍とした。

[線量評価結果]

図 4.3.3-14 燃料デブリ取り出し時の線量評価例 (参考) (東京電力提供)

4.3.3.2.6 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発

(1) 目的

燃料デブリや燃料デブリが付着した炉内構造物に直接アクセスして取り出すための機器・装置に関し、開発設計を完了し、取り出し作業を効率的に行うための要求仕様を満足するように整備すること、及び機器・装置の設置場所を確保し、部品の交換、点検等の保守管理、トラブル発生時の対応を効率的に行うためのエリアを、適切な条件で整備することを目的とする。

(2) 主な要求事項

取り出し機器・装置の設置、運用に先立ち、下記が必要である。

a. 機器・装置の開発設計への要求事項

- 燃料デブリ取り出し機器・装置の耐放射線性があらかじめ定めた性能を確保しており、適用場所の線量を考慮して実用的に十分に許容できる寿命をもっていること。また、使用環境で想定される、ダスト環境下での使用に支障がないこと
 - 燃料デブリ取り出し機器・装置に視覚・計測装置が付随して、不自由なく確認できること
 - 燃料デブリ取り出し機器・装置が、全体として、プラントに分布している燃料デブリの全ての位置に対して取り出し可能であること。必要に応じ複数の機器・装置が準備又は計画されており、取り出しが可能であること。遠隔で行う作業補助や、機器・装置・取り出し対象物をハンドリングするマニピュレータの準備ができていないこと
 - 燃料デブリ取り出し（切削・集塵）の機器・装置が、燃料デブリに想定される硬度に対応して切出す能力を有していること。また、燃料デブリ取り出しの切出し速度が模擬デブリ等を対象に、事前に確認されていること
 - 機器装置の交換頻度が高い消耗品の交換が、遠隔で可能であること
 - 収納缶の計画内容と整合する様に、機器・装置の開発を行うこと
 - 燃料デブリ取り出し作業の途中で機器・装置にトラブルが生じた際に、以降の作業の妨げとならないような復旧策が考慮されていること
 - 機器・装置の設計は可能な限りフェールセーフの考え方を取り入れること
- 上記要求事項で満足できないものがある場合、それに代わる方針を明確にすること。

b. 機器・装置を設置する現場エリアに対する要求事項

- 取り出し機器・装置を設置する適切な場所が確保され、取り出し対象箇所へのアクセスが可能であること
- 点検や部品交換等の通常の保守管理のためのエリアが整備されていること
- トラブル時等のメンテナンスエリアとして、人がアクセスして対応できる環境が整備されていること

(3) 現状

研究開発プロジェクト「燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発」が 2014 年度より進められており、現状のプラント情報に基づいて、燃料デブリ取り出し工法を決定するための条件設定を行うとともに、優先すべき取り出し工法の検討や、開発すべき技術の要素試験を開始した。

(4) 今後の対応

燃料デブリ取り出し機器・装置の開発として、下記を実施すべきである。

燃料デブリ取り出し工法の方針決定のために、他の開発プロジェクトや現場作業による情報を把握し、判断根拠とすることが必要である。PCV 補修の見通しや、PCV 内調査による燃料デブリ分布状況、工法に応じた荷重、水位を踏まえた PCV・建屋健全性評価結果等の判断のために必要な情報を勘案して、方針を決めていくこととなる。それぞれの情報を適切な時期に確認できるよう、各開発、調査との調整をはかり、進めることが必要である。

燃料デブリ取り出しシナリオの実現性を判断するために、主要なものとして下記が必要である。

- 機器・装置に対する要求仕様が満足できる見通しを確認する。また、必要な項目については要素試験による見通しを確認する
- 燃料デブリ取り出しを行う時期までに現場条件への要求仕様が満足できる見通しであることを確認する
- PCV 水張り可能な水位の見通しを確認する
- 取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する計画との整合を確認する

また、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて(2) a.、b.の要求事項に対し、これらを実現するための対応を進めることが必要である。

4.3.3.2.7 燃料デブリへのアクセスルートの構築

(1) 目的

冠水-上アクセス工法による燃料デブリ取り出し作業のため、オペフロにアクセスするための建屋内ルート及びオペフロから燃料デブリにアクセスするまでのルートを構築する。

(2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリ取り出しに係る機器・設備の搬入、設置、搬出、取り出し機器や燃料デブリの移送のために、建屋内の作業エリアの線量が作業に適する様に低減され、干渉物が撤去され、建屋内のアクセスルートが構築されていること。
- b. オペフロから燃料デブリにアクセスして取り出す工法で、PCV 上方から燃料デブリに到達するまでにある既存の機器を撤去し、燃料デブリまでのアクセスルートを構築すること。
- c. 炉心シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、炉心シュラウドを撤去する等によりアクセスすることが必要となる可能性があるため、状況に応じた計画を策定すること。また、PCV 底部ベDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。
- d. PCV 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口を設定する等の必要があるため状況に応じた計画を策定すること。PCV 底部ベDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。

(3) 現状

建屋内アクセスルートは原子炉建屋に入ってからオペフロまでのルート、その先としてオペフロ上で燃料デブリを取り出す作業を行う RPV 周辺までのルートが必要である。現状、建屋内の線量が高く、作業に適した環境ができていない。

PCV 上方からは、通常定検時の燃料交換作業のための炉心部へのアクセスルートが構造的に確保されている。ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋保温材、RPV 上蓋を取り外すことにより原子炉内にアクセス可能であり、さらに、蒸気乾燥器、気水分離器を取り外すことにより炉心直上の上部格子板に達し、RPV 内の燃料デブリにアクセス可能となる。燃料デブリ取り出し作業においては、基本的に前述の通常定検時のアクセスルートにより、アクセスすることになる。ただし、これらの取り外し機器は、事故時に高温環境に晒されたことにより熱変形が生じて通常の方法では取り外せない可能性が懸念されるが、現状、これらの機器の損傷状況の把握はできていない。

(4) 今後の対応

下記の対応を進めていくべきである。

- a. 燃料デブリ取り出しに係る機器・設備の搬入、設置、搬出、取り出し機器や燃料デブリの移送のために、建屋内のアクセスルートの線量低減、干渉物の撤去の計画を具体化して実行していくことが必要である。

- b. オペフロから燃料デブリにアクセスする、ルート上にあり、取り外すべき設備、機器の損傷状況、取扱いのための線量調査の計画を立て、実行していくことが必要である。設備、機器の損傷のため、通常に取り外しが難しい場合の対応（対象機器の切断撤去等）や、それを実施するための計画が必要である。また、事前に十分な状況把握ができない場合も想定した上で、計画を立てることが必要である。
- c. シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、シュラウドを撤去する等によりアクセスすることが必要となる可能性があるため、状況に応じた計画を検討することが必要である。
- d. PCV 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口を設定する等の対応計画を検討することが必要である。

4.3.3.2.8 系統設備⁷、エリアの構築

(1) 目的

建屋に追加設置するコンテナや、燃料デブリ取り出し作業時のダスト飛散防止の機能を持つセル、燃料デブリ取り出しに係る各システムの概念検討を行い、設備・システムの設置・運用、必要な作業エリアの確保・運用のための整備を行う。

対象となるシステムとして、燃料デブリ取り出し作業に直接係る装置の制御システムに加えて、循環注水冷却システム、汚染水回収システム、負圧管理・建屋内ガス管理のシステム、放射性ガスの処理システム、臨界管理システム、取り出した後の燃料デブリを処理、移送するためのシステム等が考えられる。

(2) 主な要求事項

目的の達成を判断するために、設備、機器、装置の設置運用に先立ち、下記を確認して判断することが必要である。

- a. 建屋に追加設置するコンテナやセルの設計が完了し、それらを含めた設備の機能・性能および健全性が評価され、成立していること。各システムを構成する機器・装置・系統のための十分な設置エリアが確保されていること。機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、必要とされる環境条件が満足されていること。
- b. 各システムを構成する機器・装置・系統の運転、保守管理作業のために十分なエリアが確保されていること。また、機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、保守管理作業エリアに必要とされる環境条件が満足されていること。
- c. 燃料デブリ取り出し作業において既存の設備を使用する場合は、対象設備に破損や劣化が無く、機能を保っていることを確認すること。
- d. 燃料デブリ取り出し作業に伴い、搬出される燃料デブリ、重汚染構造物、切削物の処理・処分方法が確立され、作業途中の仮置きや作業場所、移送先が決まっており、エリアが十分に確保されていること。
- e. 使用済燃料プールから燃料取り出しが完了し、制御棒などのその他の貯蔵物や燃料ラック等、干渉物の撤去が完了していること。

(3) 現状

システムを構成する装置、設備の概略検討、レイアウト検討、取り出し機器の仮置きエリア、燃料デブリ保管エリアを考慮した敷地内プロットプランの検討が必要であり、2015年から開始し、工法の実現性確認に必要な内容から順次進めていく計画である。

⁷系統設備とは、循環注水冷却システム（汚染水回収機能含む）、放射性ガスの処理システム等のシステム関連設備に加え、建屋コンテナやセルを含むものである。

(4) 今後の対応

以下について実施すべきである。

本技術要件は、関連する研究開発プロジェクト（「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」、「総合的線量低減計画の策定」、「燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発」、「原子炉圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発」、「炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発」等）の成果及び現場工事等に関わる技術的検討の結果により、構築していくことが必要となる。燃料デブリ取り出し工法の方針を決定する目標に向け、各号機の燃料デブリ取り出しシナリオの実現性を判断するために、燃料デブリ取り出し機器の設計検討を進めることに合せ、以下を行うこと。

- a. 工法実現性を確認するために、建屋を含めた健全性の評価が必要なので、評価に影響を与える可能性のある、コンテナ・セル等の設備について主要な重量、寸法の概要を確認し、それを踏まえた健全性を確認すること。
- b. 工法に必要な主要設備について、設置エリアが確保できることを確認すること。
- c. 取り出した重汚染構造物を含む機器、切削物、燃料デブリの保管場所の見通しについて確認すること。

また、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて、各システムを構成する設備の設置や運用のためのエリアのレイアウトの計画の詳細検討や、取り出した機器の仮置き、処置のための場所、取り出した燃料デブリを保管するための敷地内プロットプランの詳細検討を進めていくことが必要である。合せて作業エリアに要求される環境条件を満足するための除染・遮へい、ダストの飛散防止について、それぞれ判断基準を設定し、それを実現するための対応を進めることが必要である。

4.3.3.2.9 労働安全の確保

(1) 目的

燃料デブリ取り出しまでに今後予定される作業は、そのほとんどが原子炉建屋内で実施される。原子炉建屋内は狭隘で照明が不十分/ガレキの存在/高い放射線環境/多量のダスト環境等、極めて悪い環境にあるのみならず、PCV まで移行した燃料デブリの取り出し作業等、これまで経験したことがない初めての作業である。このような劣悪な作業環境下での作業であるからこそ、入念な対策と準備により労働災害を発生させないことが重要である。

(2) 主な要求事項

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための労働安全対策について、これまで行われてきたものとは比べものにならない十分な事前準備が必要となる。

(3) 現状

- a. 原子炉建屋内や周辺エリアでの作業を中心に、全面マスクの着用等作業員に負担を強いる放射線防護が必要な状況である。
- b. 平成 27 年 1 月 19 日に発生した雨水受けタンク天板部からの落下等、重篤な人身災害が繰り返し発生した状況を踏まえ、安全点検、意識向上・事例検討会の実施、過去に発生した人身災害の振り返り等、労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための様々な安全性向上対策を実施してきている。

(4) 今後の対応

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するために、下記の対応をより強力に進めるべきである。

- a. 現状実施してきている安全性向上対策を徹底する。
- b. 照明の復旧（電源の復旧）、通信環境の改善、ガレキ撤去等により、可能な限りより良い作業環境を構築する。
- c. これまでに実施されてきた原子炉建屋内線量低減作業、PCV 内部調査作業をレビューし、他作業に対する準備、計画、訓練等の事前対策に活かす。
- d. 燃料デブリの取り出しのためには、b.で記した原子炉建屋内線量低減作業以外にも、PCV 内部調査、原子炉建屋補修、建屋滞留汚染水の除去、原子炉建屋上部解体（2 号機）、使用済燃料プールからの燃料取り出し等の作業が計画されている。このようなこれまでに経験したことがない初めての作業に対しては、モックアップによる作業訓練を十分に実施する。
- e. 各作業において発生する可能性がある事故・トラブルを事前に抽出し、リスク評価を行い対策を講じておくことにより、事故・トラブルの未然防止を図るとともに、不測の事態に対する対処方法も検討しておく。

4.3.3.3 冠水工法の実現性を判断する道筋

冠水工法（水位：炉心領域上端部以上、完全冠水含む）による燃料デブリ取り出しの実現に必要な 9 項目の技術要件について、それぞれ、要件を満足させるために必要な取組、その成否を判断するために必要な取組を検討し、研究開発プロジェクト等での現状の取組状況（実績、計画）を踏まえて、新たに検討すべき事項も含め今後の対応方針を取りまとめた。

冠水工法は、PCV 内に水を張り全ての燃料デブリを水没させることにより、燃料デブリの冷却、放射線の遮へい、燃料デブリ取り出し時に発生する放射性ダストの飛散抑制が期待できる。しかしながら、水を PCV に張るためには、PCV 漏えい箇所の補修により安定的に水位が維持できることが前提になる。冠水工法を実現するためには、9 項目の技術要件を満足することが条件となるが、特に重要な課題は以下に示す 3 つである。

(1) PCV 補修及び水位管理システムの構築

PCV 漏えい箇所の補修方法、PCV 循環冷却ループ、漏えい水回収・水位管理システムの開発・検討を実施し、PCV 内水位を安全に管理できるシステムを構築する必要がある。また、PCV 補修工事等の安全・品質及び長期信頼性の確保及び事故時の汚染水の外部への漏えい防止を検討する必要がある。

(2) 冠水時等の荷重及び経年劣化等を考慮した PCV・建屋の構造健全性の確保

冠水により PCV にかかる荷重及び構造物の腐食等による劣化を考慮した地震時における構造健全性評価手法を開発するとともに、補強が必要な箇所を抽出し、その方策を検討する。

(3) 水位上昇時等の未臨界性の維持

燃料デブリ取り出し作業に伴い、水位や燃料デブリの形状が変化した場合でも、未臨界状態を維持する必要がある。このため、中性子吸収材の開発に加え、未臨界評価やモニタリング技術の開発を進めている。特に、原子炉内に反応度の高い燃料が残っていた場合、水張り時に臨界を起こす可能性がある。対策として、中性子吸収材であるホウ酸水を用いた場合には、PCV 材料の腐食に影響を与える可能性があり、PCV 健全性も含めた未臨界性の維持を検討する必要がある。

今後は、9 項目の技術要件、特に上記 3 つの特に重要な課題についての対応の進捗状況を踏まえて、定期的な見直しをかけながら開発、検討を進め、冠水工法の実現可能性を見極めるべきである。

図 4.3.3-15 に、9 項目の技術要件の今後の対応について示す。

	第 2 期（燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間）				
事項/年度	第 1 期	2014	2015	2016	2017 以降
		（前）			（中）
主要イベント	V 工法確定				
冠水工法の実現性検討	冠水工法の実現性の検討※				
	※以下の情報を基に、関係者間で議論・調整していく			シナリオの絞り込み(号機毎)の検討※	
PCV・建屋の構造健全性の確保				炉内状況・燃料デブリの情報（図 4.3.1.4）より	
				実機評価条件設定	
				実機条件評価	
	損傷機器の耐震性の考え方の検討			腐食抑制手法の実機への適用性検討	
	材料高温劣化試験	各工法実施における構造健全性・耐震性の評価V			簡易的耐震強度評価手法の開発V
PCV 補修、水位上昇を踏まえた耐震強度評価手法の開発					
放射線下での腐蝕の効果検証V					
腐食抑制策の開発					
長時間腐食データの取得V					
腐食量の長期予測の高度化					
シンクリートの劣化・強度試験V					
ベDESTALの侵食影響評価					
臨界管理	PCV 水張り時の臨界管理手法の検討、適用準備			PCV 止水	
				燃料デブリ取り出し臨界管理手法の実現性評価	
	臨界評価手法の開発			実機適用性評価V	
	臨界近接監視手法の開発			実機適用性評価V	
	冠水工法実機適用性評価V			実機適用性評価V	
再臨界検知技術の開発			非放射性中子吸収材実機適用材決定V		
放射線下での吸収材適用方法決定V					
臨界防止技術の開発					
冷却機能の維持	PCV 下部止水に伴う循環ループ（排水機能含む）の設計			燃料デブリ取り出しに備えた本格小循環ループの構築	
	建屋内循環ループ構築			下部止水に伴う循環ループ	
閉じ込めの機能の確保	循環冷却システムの検討				
	PCV 補修実現性の検討			PCV 止水	
	計画決定V				
	PCV 冠水工法のプロセスの検討				
	特定箇所を対象とした補修・止水技術の開発			要素技術の開発V	
PCV 補修・止水技術の開発	試験設備の整備V			補修工法の実証V	
	試験体設計			試験体製作	
	試験設備の整備V			実規模補修試験	
	総合的な被ばく低減対策（除染、線源の遮へい・撤去等）				
	既存の除染技術の整理・データベース化				
PCV 下部補修の実規模試験による実証	1 階低所除染実証試験			1 階低所除染	
	1 階高所除染装置開発、実証試験			1 階高所除染、線源撤去	
	2,3 階低所除染装置開発、実証試験			2,3 階除染、線源撤去	
	地下階の除染シナリオ・除染装置の開発要否検討			オベフロ除染	
	V 1 階高所除染装置の実証試験の完了				
作業時の被ばく低減	燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工事検討			装置手配	
	現場の最新状況等を踏まえた条件・計画の確認・更新				
	要素試験、概念設計			計画決定V	
	要素試験・技術開発			実機適用性評価・モックアップ試験	
	関連システムの検討				
燃料デブリへのアクセスルートの構築	原子炉建屋内のアクセスルートの確保（線量低減、燃料デブリ取り出し機器等との干渉物の撤去）				
	PCV 上方から燃料デブリへのアクセスルートの確保（炉内構造物の撤去等）				
	V 条件設定、計画の決定				
	システム、機器、装置の概略設計				
	PCV 上蓋等取り出し機器の仮置きエリア等のエリア計画の実現性確認			設備、機器の設計を踏まえたレイダウ計画の立案	
系統設備、エリアの構築	燃料デブリ保管エリアを考慮した敷地内プロットプランの検討				
労働安全の確保	労働災害防止のための事前対策の検討				

図 4.3.3-16 冠水工法の実現性検討に係る今後の対応

4.3.4 気中工法（気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法）を前提とした取組評価と実現性の検討

4.3.4.1 概要

事故の過酷な影響に鑑みると、PCV 上部、あるいは燃料デブリ堆積部を十分に覆うために必要なレベルまで冠水させることが困難となる可能性も想定される。このため、冠水工法に代わる工法として、燃料デブリを覆うレベルまでの冠水を行わずに燃料デブリを取り出す工法、すなわち気中工法の検討が始められたところである。

燃料デブリ取り出しの気中工法は、これまでに実施された実績はなく、特に遮へい対策や、ダスト等の飛散等の観点では、冠水工法よりも難しい課題があると想定される。工法実現のための技術要件によっては、冠水工法と共通の内容のものや、課題が少なくなるものも考えられる。

技術要件の分類として、冠水工法と同様に、下記の技術要件に着目して、工法実現に向けた検討、評価が行えるものと考えられる。各技術要件において、冠水工法と比べ、注意すべき点については、次項以降で述べる。

気中工法による燃料デブリ取り出しが実現できるために具備する技術要件として、下記の 9 項目について検討する。

- PCV・建屋の健全性の確保
- 臨界管理
- 冷却機能の維持
- 閉じ込め機能の構築
- 作業時の被ばく低減
- 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- 系統設備、エリアの構築
- 労働安全の確保

これらは、冠水工法の各技術要件とそれぞれ同じ目的である。また、要求仕様や現状については、冠水工法に向け実施している内容が同様に適用できる場合もある。「戦略プランでは、2 つの気中工法オプションである気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法を対象に技術要件を検討する。

4.3.4.2 各技術要件に係る取組

気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法を対象に 9 つの技術要件について、目的、主要要求事項、現状、今後の対応について述べる。

前項に挙げた 9 つの技術要件のうち、「PCV・建屋の健全性の確保」に関しては、冠水工法に向けた検討と共通して必要なものがあることに加え、気中-横アクセス工法に関しては、横アクセス独特の建屋、PCV 開口部拡大の可能性等を反映した評価が必要となる。「臨界管理」に関して

は、冠水工法における検討条件との相違があるが、大きな追加検討はないものと考えられる。「冷却機能の維持」については、気中で燃料デブリを取り出すことを考慮に入れた冷却システムが必要となる。「閉じ込め機能の構築」に関し、PCV の補修に関しては、作業中の PCV 内負圧を維持し、ダスト飛散を防ぐ目的を満足する PCV の補修が必要である。また、PCV 下部については止水性能を求められるとともに、「作業時の被ばく低減」に関しては、気中工法の方が作業時アクセスエリアの線量条件が厳しくなることが想定されるため、冠水工法よりも強化した対応が必要と考えられる。また、「作業時の被ばく低減」に関し気中-横アクセス工法の場合、冠水工法や気中-上アクセス工法と異なるアクセスルートとなることから、横アクセス工法独自のアクセスルートに対する検討が必要である。「燃料デブリ取り出し機器・装置の開発」、「燃料デブリへのアクセスルートの構築」については、冠水工法、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法それぞれの内容に応じた検討、評価が必要である。「労働安全の確保」に関し、冠水工法と同様の配慮が必要である。

4.3.4.2.1 PCV・建屋の構造健全性の確保

(1) 目的

気中工法により燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実施するに当たっては、冠水工法による場合と同じく、構造健全性の観点から、①原子炉建屋がPCVの支持機能を維持すること、②PCVが現状の形状を保持してPCV内水位を維持するとともに放射性物質の大量放出を防止すること、③RPVが現状の形状を保持して冷却水供給流路を維持すること、が必要であり、地震時においても上記が成立することを評価する。

図4.3.4-1の原子炉建屋断面図に評価対象であるPCV、RPV等を示す。

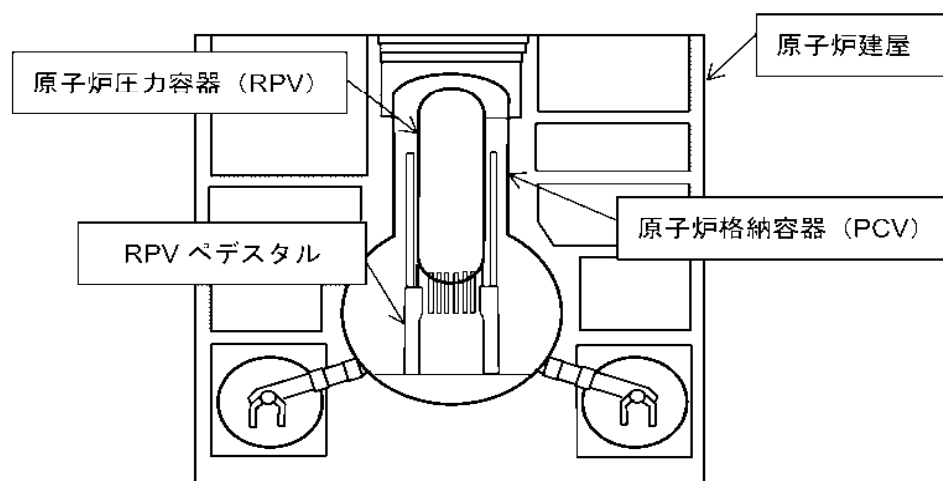


図4.3.4-1 原子炉建屋縦断面

(2) 主な要求事項

冠水工法の場合と同じく、満足すべき要求事項として、以下が挙げられる。

- a. (1)①～③に示した必要機能と、万一それらが損なわれた場合の影響を踏まえて、適切な地震動、評価クライテリアを設定すること
- b. 事故による損傷、事故直後の高温環境に晒されたことによる材料劣化、海水注入による腐食を考慮するとともに、燃料デブリ取り出し完了までの更なる劣化・腐食を考慮すること
- c. 地震時の荷重として、燃料デブリ取り出し工法の計画に基づいて、燃料デブリ重量、PCV内他の冷却水重量、燃料デブリ取り出し装置・遮へい・工事機材重量等を考慮すること

(3) 現状

現状、冠水工法を対象にして以下に示す取組が進められているが、c.を除いて、気中工法の耐震評価に適用できるものとなっている。

- a. 高温環境に晒されたことによる材料劣化評価

各号機の事故後の温度計測データを基に、試験条件を設定し、高温に晒された後のPCV、RPV金属材料の強度試験データを取得している。その結果、高温に晒されたことによる各材料強度パラメータの変化は小さく、いずれも材料規格値の範囲にあることが確認されている。

b. 海水注入による塩分腐食等による腐食進展評価

各号機の事故後の計測データ等を基に、事故直後から現在並びに燃料デブリ取り出し時までの温度・水質（塩分濃度等）条件を推定し、温度・水質をパラメータとした PCV、RPV 材料の腐食減肉進展試験を行うとともに、これらの結果を基に、所定の時期の腐食減肉評価式を開発しているところである。また、PCV 上蓋開放後の溶存酸素増加における腐食影響試験と腐食抑制材開発にも着手している。

c. PCV、RPV の耐震評価手法の開発

冠水工法を対象にして、以下の取組が行われている。

各号機ごとに、今後のプラント状況を想定して、PCV 内水位、機器の腐食減肉量、建屋に付加される工事機材等の重量他をパラメータとした耐震評価のケーススタディを実施しており、各ケースは、耐震裕度の把握を目的に、通常の運転プラントの耐震評価基準を用いた参考評価がなされている。このケーススタディの結果を用いて、冠水工法の計画の進捗に応じ迅速に耐震評価が行えるよう、PCV 内水位・燃料デブリ取り出し装置/工事機材重量・機器の補修状況・機器の腐食状態等の耐震条件をパラメータとした簡易評価手法の開発を進めている。

d. RPV ペデスタルの劣化把握と耐力評価手法の開発

事故環境下でのコンクリート熱影響評価試験、鉄筋の腐食試験による材料劣化特性の把握、縮小モデルによる RPV ペデスタルの耐力試験、同試験のシミュレーション解析の比較評価による実機耐力評価手法の開発を進めている。燃料デブリによる基部侵食については、侵食程度をパラメータとした影響評価手法の開発を進めている。

e. 原子炉建屋の耐震性の確認

水素爆発で損傷した原子炉建屋については、損傷状況を反映したモデルによる耐震解析により、現状、各号機とも基準地震動 S_s に対して耐震裕度を有していることを確認している。

(4) 今後の対応

今後取り組むべき事項を以下に示す。d.を除いて、冠水工法の場合と同じである。

- a. (3)a.、b.及び d.の取組については、現計画どおり 2015 年度下半期に完了させ、PCV/RPV 耐震評価の準備を完了させる。
- b. (3)b.に関して、臨界防止のためのホウ酸注入に伴う腐食影響については、長期腐食試験（10,000 時間目標）の実施を検討する。
- c. 安全規制を念頭に、(2) a.の地震動、評価クライテリアを早期に検討する。
- d. (3)c.で開発する簡易評価手法を用いた耐震評価により、耐震裕度の程度を把握しながら気中-上アクセス工法の検討を進める。ただし、気中-横アクセス工法の評価を対象にした簡易評価手法の見直しを行う。最終工法案について、(2) a.の地震動、評価クライテリアを用いて詳細な耐震評価を行う。
- e. (3)d.に関して、PCV 内部調査において RPV ペデスタルの基部にまで燃料デブリが広がっていることが確認された場合を想定して、その状況を踏まえた耐震評価のために必要な事項（追加調査等）を検討する。
- f. (3)e.に示す原子炉建屋については、燃料デブリ取り出し時の燃料デブリ分布、冷却水、工事機材、遮へい、装置等の概略重量を考慮して、今後の劣化を考慮した耐震評価を行う。

4.3.4.2.2 臨界管理

(1) 目的

気中工法のうち完全気中工法では、臨界に不可欠な減速材である水が存在しないため、再臨界が発生する可能性は低い。しかしながら、部分的にでも水が存在する場合は、取り出し作業中に燃料デブリの形状や水量が変化する可能性があるため、再臨界による作業員の被ばく及び環境への影響を防止する技術を開発し、確実に臨界管理を行うことができるようにする。

(2) 主な要求事項

気中工法に対する臨界管理手法及び要求事項は、基本的に冠水工法と同じであり下記のとおりである。

a. 臨界評価手法

- 臨界シナリオが適切な条件で評価されていること
- 合理的な保守性の検討に必要な情報が特定され、その入手計画が立案され、実行されていること
- 再臨界発生時の影響評価の精度が検証されていること

b. 臨界近接監視手法

- 広く分布している燃料デブリの部分的な実効増倍率の上昇を確実に検出できること

c. 再臨界検知技術

- 再臨界検知、被ばく線量評価、影響緩和策の組合せで安全性を確保できること
- 中性子検出の場合、広く分布している燃料デブリの部分的な再臨界を確実に検出できること
- 水位上昇や燃料デブリ取り出し作業等を慎重に実施すること

d. 臨界防止技術

- 想定される状態の未臨界を維持するために必要な反応度が特定され、それが担保されること
- 炉内材料腐食や冷却材循環系統への影響等、設備の健全性が維持されること

(3) 現状

2014 年度までの開発は、冠水工法を想定して実施された。

(4) 今後の対応

2014 年度までに開発した技術の多くは、気中工法にも適用できる。しかしながら、評価条件の妥当性や開発した技術の気中工法への適用性については確認が必要である。下記では、部分的に水が存在する気中工法を想定して、今後検討すべきことを整理した。

a. 臨界評価手法

- 臨界シナリオとして、燃料デブリ取り出しに伴う水対燃料比の変化が再臨界の可能性に及ぼす影響を評価する必要がある。具体的な状況として、取り出した燃料デブリ片の水中への落下、残留する燃料デブリの水対燃料比の増加、等が考えられる。現状から水位が変化する場合には、水位変化の影響評価も必要である
 - 冠水工法を対象として開発し検証された再臨界発生時の影響評価手法が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
- b. 臨界近接監視手法
- 冠水工法を対象として開発し検証された臨界近接監視手法が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
- c. 再臨界検知技術
- 冠水工法を対象として開発し検証された中性子検出及びガンマ線検出による再臨界検知技術が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
 - 中性子吸収材投入や水位低下等の再臨界後の影響緩和策が、気中工法において実行可能かどうか、また想定される燃料デブリと水位との関係において有効かどうかの確認が必要である。実行できない又は有効でない場合は、気中工法に対する影響緩和策の開発が必要となる
- d. 臨界防止技術
- 冠水工法を対象として開発し検証された中性子吸収材が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
 - 溶解性中性子吸収材については、水が燃料デブリを完全に覆っていない状況における反応度効果の評価が必要である
 - 非溶解性中性子吸収材については、水面から露出している燃料デブリに対するバインダによる吸着性の確認、及び反応度効果の評価が必要である

4.3.4.2.3 冷却機能の維持

(1) 目的

気中工法による燃料デブリ取り出しの際の冷却水掛け流しや、燃料デブリの冷却、浄化等の機能を有する循環ループを構築する。

(2) 主な要求事項

燃料デブリ取り出し期間中、燃料デブリを安定に冷却できるとともに、取り出し時に循環ループに流入する燃料デブリの切片等の処理について検討されていること。

(3) 今後の対応

気中工法による燃料デブリ取り出し作業に向け、冷却水掛け流しによる燃料デブリの冷却、冷却水の浄化他、循環ループに流入される燃料デブリの切片等の処理について検討を進めて行く。

工事の方法によっては、燃料デブリの一部が冠水していない状態となることも想定されるため、その場合には、燃料デブリの空冷評価が必要となる。

4.3.4.2.4 閉じ込め機能の構築

(1) 目的

周辺環境や作業員への影響低減のために、PCV からの放射性物質の漏えいを抑制・防止する必要がある。

(2) 主な要求事項

気中工法の対象には現状の PCV 水位レベルの場合や一部のデブリ位置が PCV 水位レベルより上にある場合も含まれる。また、デブリ取り出しにおいてはデブリに水を掛けながらの切削等、基本的に PCV 下部はもとより上部についても作業環境に応じた止水性能及び漏えい管理が求められる。したがって、気中工法に求められる調査技術・補修技術は、冠水工法で求められる PCV の調査技術・補修技術とほぼ同様と考えられる。下記に満足されるべき主要な要求事項を示す。

a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいを抑制・防止すること

気相部の漏えいが想定される箇所は補修し PCV 負圧維持等の要求事項を満足すること。具体的な要求事項はデブリ取り出し気中工法の今後の検討を経て示されていく計画である。

b. PCV 液相部からの汚染水の漏えいを抑制・防止すること

PCV 上部までの冠水に比べると PCV 水位レベルは低いため、求められる耐圧性能は水位レベルに応じたものとなるが、基本的に PCV 調査・補修に求められる要求事項は 4.3.3.2.4 に示す冠水工法で求められる要求事項と同様である。

(3) 現状

PCV 調査・補修に関する現状は、4.3.3.2.4 に示す冠水工法の場合に示すとおりである。

(4) 今後の対応

できる限り早期に、気中工法の検討から得られる PCV 負圧維持等の要求事項が、4.3.3.2.4 の冠水工法の PCV の補修方法で満足されることを見極めるべきである。

4.3.4.2.5 作業時の被ばく低減

(1) 目的

作業時の被ばく低減としては、下記の2つがある。冠水工法と同じである。

- a. 作業エリア・アクセス経路の除染及び線源の遮へい・撤去等を考慮した遠隔技術を開発しPCV調査・補修、燃料デブリ取り出し準備作業時の作業員の被ばくを低減すること。
- b. PCV内部の水張りによる水遮へい効果が期待できないことを前提として、セルによる遮へい、ダスト量等を評価し、燃料デブリ取り出し時の炉内構造物や燃料デブリ等から起因する作業員の被ばく、及び敷地境界の放射線量を低減すること。

(2) 主な要求事項

作業時の被ばく低減に関する主な要求事項は、下記のとおりである。冠水工法と同じである。

- a. RPV/PCV内部を調査し、燃料デブリ取り出しに向けた必要情報を収集する。
- b. 現場状況を調査し、1, 2, 3号機の汚染状況や瓦礫散乱状況を把握する。
- c. 状況を把握した上で、総合的線量低減計画を立てる。その一部として作業エリアの目標線量率を設定する。目標線量率は、作業を行う場所の線量率低減対策前の線量率、作業員の一日当たりの被ばく線量上限値、及び50mSv/年(100mSv/5年)を踏まえ、作業工法、作業日数、作業時間、作業員の人数を基に検討し決定する。
- d. 敷地境界における線量限度を超えないこと。
- e. 遠隔除染技術を開発し、安全確保につとめる。

(3) 現状

- a. PCV内部について
 - 燃料デブリ取り出し時に、炉内構造物や燃料デブリから起因する線量について、オペフロ上での水遮へいの効果が期待できないことを踏まえ、セルの必要な遮へい厚さ等について簡易的な評価を行っている。(図4.3.4-5)
 - b. 現場状況について
 - 汚染状況調査については1, 2号機の1~3階及び3号機の1階は完了している。ただし、調査装置アクセス不能等による未調査部は残っている。3号機の2, 3階はガレキ散乱のため未実施である。
 - 除染作業については各号機共1階床面近傍の線量低減作業を実施中、高所は未実施である。2, 3階はPCV調査・補修箇所の検討に併せて線量低減作業の実施エリアを選定中である。
 - オペフロの除染については、3号機において2013年10月より着手したが、十分な効果が得られず2014年11月に追加除染・遮へい策を策定した。これにより有人作業が可能な空間線量率達成の見込みである。
 - c. 総合的線量低減計画について
 - 汚染状況調査結果を基に線源寄与の推定、除染、遮へい、撤去によるそれぞれの線量低減効果の評価及び低減対策の検討を行い、2014年末に完了済である。
- ただし、この検討を通じて天井近傍に設置されたダクトや配管等の構造物からの線源寄与の

割合が大きいと推測されたが、これらの構造物の汚染が内部にあるのかどうか、あるいは内部に存在する可能性がある気体や液体の種類等に関する情報が不足している。

d. 遠隔除染技術の開発について

- 地下階（汚染水滞留部）：除染シナリオ及び除染装置開発の必要性を検討中である。
- 建屋 1 階低所（2m 以下）：2013 年度に実証試験完了済であるが効果は限定的である。（図 4.3.4-2）
- 建屋 1 階高所（2m 以上）：2014 年度に実証試験完了予定である。（図 4.3.4-3）
- 建屋上部階 2、3 階低所：2015 年度に実証試験完了予定である。（図 4.3.4-4）
- 遠隔遮へい体設置：実証試験完了し、実用化の見通しを得ている。

(4) 今後の対応

冠水工法と同じである。ただし PCV 内部の水張りによる水遮へい効果、ダスト飛散抑制効果が期待できなくなるためセル構造や負圧管理設備等の成立性の条件が厳しくなることを想定し検討を進めていく必要がある。

a. PCV 内部について

- 炉内構造物や燃料デブリから起因する線量の評価については、今後の RPV/PCV 内部調査の結果等により更に精度を上げ、作業員被ばく、敷地境界の放射線量の低減のため、水の遮へい効果によるセルの必要な遮へい厚さ等を特定していく必要がある。
- ダストにおいては Cs 吸着メカニズムや内部調査による Cs 付着量の把握。また、デブリ切断時におけるダスト発生量を把握し、建屋の負圧管理や空調フィルタ設計等へ反映していく必要がある。

b. 現場状況について

- 線量低減を進めていく上で、作業場所の状況や作業内容に応じて遠隔操作とするのか、又は作業員が直接作業を行うのかについて合理的な判断を行う。一方、採用される燃料デブリ取り出し工法によっては除染対象範囲が変わることも考慮する必要があり、現状の不確実な炉内状況と今後のデブリ取り出し工法検討の進捗を踏まえ、優先すべき線量低減範囲を見定めながら線量低減作業を進めていく必要がある。
- 複数年に対する被ばく線量限度を超えず、持続可能な放射線環境整備の為には、法令で定められた被ばく線量限度より低く設定した目標線量（線量拘束値）に基づき、作業時間、作業日数等を勘案した作業エリアの目標線量率を設定し、除染や遮へい等を行うことにより目標線量率を達成する必要がある。
- 既存の除染技術や遮へい技術の情報は適宜更新しデータベース化する必要がある。

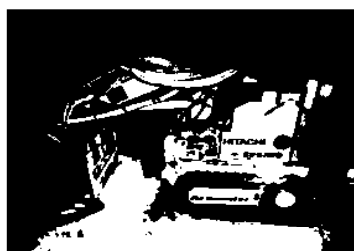
c. 総合的線量低減計画について

- 小部屋等、調査装置が寄り付けず、十分な調査が行われていない箇所については、アクセス方法、装置改良等を検討し汚染状況データを取得する必要がある。
- 除染計画を効果的に行う為には、線源寄与の割合が大きい天井近傍に設置されているケーブルトレイ・配管・ダクト等の構造物からの線量率やダクト等の内部の汚染状況を明確にする必要がある。

- オペフロの除染については、先行している 3 号機において、床面から寄与している線量の低減の見通しと実際の除染効果のデータを評価し、他号機の除染計画へ反映する必要がある。
- d. 遠隔除染技術について
- (3)現状で挙げた d.遠隔除染技術の開発のうち、上部階除染装置開発については現行の開発計画を継続して進めていく。



ドライアイスブラスト

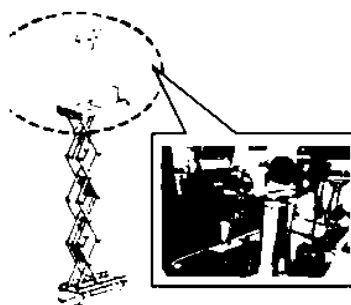


高圧水

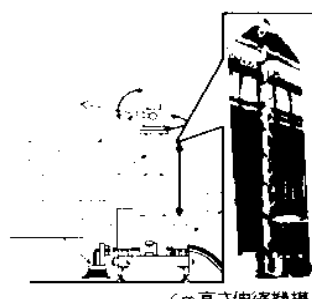


吸引・ブラスト

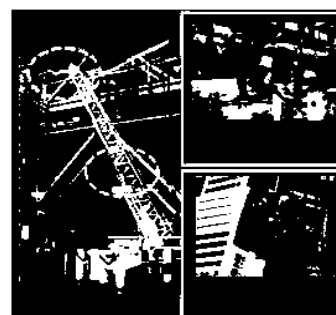
図 4.3.4-2 低所用除染装置 (IRID 提供)



ドライアイスブラスト



高圧水



吸引・ブラスト

図 4.3.4-3 高所用除染装置 (IRID 提供)

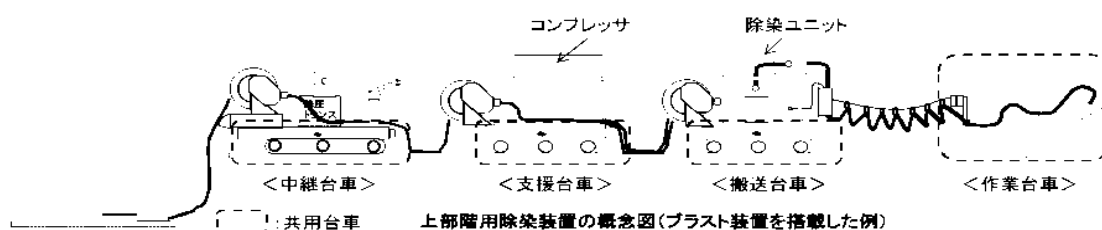
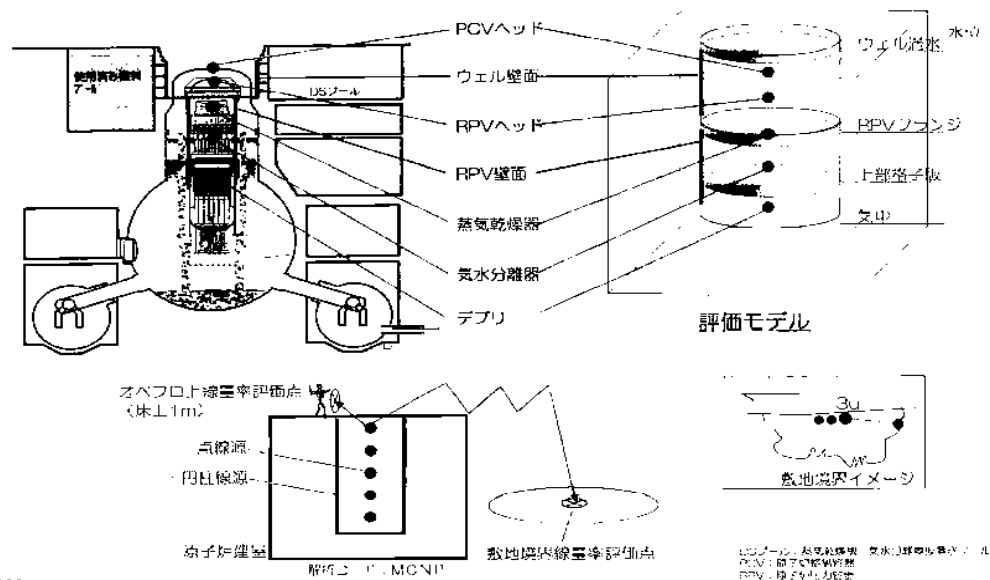


図 4.3.4-4 上部階用除染装置 (IRID 提供)



[線量評価モデル]

○機器取り出し時の最大線量

オベフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9
	Cs線源	6.6
	Co線源	14.3
	計	21.9※2

約30cmの鉄遮蔽で
1mSv/h以下に低減可能

- ※1: デブリ線源は自己遮蔽を考慮し、1～3号機の炉心平均燃焼度にて算出。
 ※2: 小数点第二位を四捨五入
 ※3: Co線源を加えた場合

○機器取り出し時の作業ステップを考慮した場合 (デブリ線源※1、Cs線源を考慮)

	水位	最大線量
オベフロ 線量率 (Sv/h)	ウェル満水	0.28
	部分冠水	6.6
	気中	7.6 (21.9)※3
敷地境界 線量率 (mSv/y)	ウェル満水	0.2
	部分冠水	3.3
	気中	3.6 (9.9)※3

ウェル壁面に付着したCsの影響 ※1 ※2
 デブリ冠水 ※2
 デブリ露出 ※2
 約25cmの鉄遮蔽で
 1mSv/h以下に低減可能
 約8cmの鉄遮蔽で
 1mSv/h以下に低減可能

○線源の減衰を考慮した場合

		10年後	20年後	30年後
オベフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9	0.5	0.3
	Cs線源	6.6	5.3	4.2
	Co線源	14.3	3.8	1.0
	計 (1mSv/hに低減可能な鉄遮蔽厚さ)	21.9※2 (約30cm)	9.6 (約27cm)	5.5 (約24cm)

■ 本評価の結果については、以下のとおり保守性を含んでいる。

- デブリ線源強度は、Cs・希ガスを除いた核種すべてが残存している仮定で算出している。中間揮発性核種の溶出等を考慮するとデブリの線源強度は6割程度となる。また、デブリ自体がベドスタル外へ流出している場合の遮へい効果増加は考慮していない。
- 線源は点線源を模擬しており、線源となるPCV内構造物自体の自己遮蔽効果は考慮していない。デブリ形状は不明であるが、円柱状と仮定し、自己遮蔽を考慮してデブリの線源強度を0.055倍とした。

[線量評価結果]

図 4.3.4-5 燃料デブリ取り出し時の線量評価例 (参考) (東京電力提供)

4.3.4.2.6 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発

(1) 目的

目的は冠水工法と同様、下記のとおりである。

燃料デブリや燃料デブリが付着した炉内構造物に直接アクセスして取り出すための機器・装置に関し、開発設計を完了し、取り出し作業を効率的に行うための要求仕様を満足するように整備すること、及び機器・装置の設置場所を確保し、部品の交換、点検等の保守管理、トラブル発生時の対応を効率的に行うためのエリアを、適切な条件で整備することを目的とする。

(2) 主な要求事項

機器・装置の開発設計、設置する現場エリアに対する主な要求事項項目は、冠水工法と同様であるが、気中工法では特に、線量条件が厳しくなることから、遠隔ハンドリングのためのマニピュレータや、目視が困難な状況下での視覚・計測に係る技術の重要度が、冠水工法に比べて更に大きい。また、気中での燃料デブリ切り出し時の放射性物質放出への対応可能性や、気中で発生するダストに対する機器・装置の耐久性および保守のための除染性について、評価をして実現性を確認することが必要である。

a. 機器・装置の開発設計への要求事項

- 燃料デブリ取り出し機器・装置の耐放射線性があらかじめ定めた性能を確保しており、適用場所の線量を考慮して実用的に十分に許容できる寿命をもっていること。また、使用環境で想定される、ダスト環境下での使用に支障がないこと（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリを切り出す際に放出される放射性物質に対する回収可能性が評価され、機器・装置の設計で対応できていること（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリ取り出し機器・装置に視覚・計測装置が付随して、不自由なく確認できること（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリ取り出し機器・装置が、全体として、プラントに分布している燃料デブリの全ての位置に対して取り出し可能であること。必要に応じ複数の機器・装置が準備又は計画されており、取り出しが可能であること。遠隔で行う作業補助や、機器・装置・取り出し対象物をハンドリングするマニピュレータの準備ができていないこと（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリ取り出し（切削・集塵）の機器・装置が、燃料デブリに想定される硬度に対応して切出す能力を有していること。また、燃料デブリ取り出しの切出し速度が模擬デブリ等を対象に、事前に確認されていること
- 機器装置の交換頻度が高い消耗品の交換が、遠隔で可能であること
- 収納缶の計画内容と整合する様に、機器・装置の開発を行うこと
- 燃料デブリ取り出し作業の途中で機器・装置にトラブルが生じた際に、以降の作業の妨げとならないような復旧策が考慮されていること
- 機器・装置の設計は可能な限りフェールセーフの考え方を取り入れること

上記要求事項で満足できないものがある場合、それに代わる方針を明確にすること。

b. 機器・装置を設置する現場エリアに対する要求事項

冠水工法と同様であり、下記が必要である。

- 取り出し機器・装置を設置する適切な場確保され、取り出し対象箇所へのアクセスが可能であること
- 点検や部品交換等の通常の保守管理のためのエリアが整備されていること
- トラブル時等のメンテナンスエリアとして、人がアクセスして対応できる環境が整備されていること

(3) 現状

研究開発プロジェクト「燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発」が2014年度より進められており、現状のプラント情報に基づいて、燃料デブリ取り出し工法を決定するための条件設定を行うとともに、優先すべき取り出し工法の検討や、開発すべき技術の要素試験を開始した。

(4) 今後の対応

燃料デブリ取り出し機器・装置の開発として、下記を実施すべきである。

燃料デブリ取り出し工法の方針決定のために、工法に適用する燃料デブリ取り出し機器・装置の開発実現性を確認し、他の開発プロジェクトや現場作業による情報と合せ、適用する工法の判断根拠とすることが必要である。PCV補修の見通しや、PCV内調査による燃料デブリ分布状況、工法に応じた荷重、水位を踏まえたPCV・建屋健全性評価結果等の判断のために必要な情報を検討して、燃料デブリ取り出し工法の方針を決めていくこととなる。それぞれの情報を適切な時期に確認できるよう、各開発、調査との調整をはかり、進めることが必要である。

燃料デブリ取り出しシナリオの実現性を判断するために、主要なものとして下記が必要である。

- 気中環境で燃料デブリを切り出す際に放出される放射性物質に対し、作業時の回収が実現できることの判断をすること
- 機器・装置に対する要求仕様が満足できる見通しを確認する。また、必要な項目については要素試験による見通しを確認すること
- 燃料デブリ取り出しを行う時期までに現場条件への要求仕様が満足できる見通しであることを確認すること
- 取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する計画との整合を確認すること

また、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて(2) a.、b.の要求事項に対し、これらを実現するための対応を進めることが必要である。

4.3.4.2.7 燃料デブリへのアクセスルートの構築

(1) 目的

気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法による燃料デブリ取り出し作業のためのアクセスルートを構築する。オペフロにアクセスするための建屋内ルート及び気中-上アクセス工法の場合はオペフロから燃料デブリにアクセスするまでのルートを、気中-横アクセス工法の場合は、建屋1階から D/W 底部の燃料デブリにアクセスするまでのルートを構築する。

(2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリ取り出しに係る機器・設備の搬入、設置、搬出、取り出し機器や燃料デブリの移送のために、建屋内の作業エリアの線量が作業に適する様に低減され、干渉物が撤去され、建屋内のアクセスルートを構築されていること。(気中-上アクセス工法は冠水工法と同様の建屋内アクセスルート、気中-横アクセス工法は冠水工法と異なる建屋内アクセスルートとなる)

気中-上アクセス工法においては、a.に加えて、冠水工法と同様、b.～d.が必要である。

- b. PCV 上方から燃料デブリに到達するまでにある既存の機器を撤去し、燃料デブリまでのアクセスルートを構築すること。
- c. 炉心シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、炉心シュラウドを撤去する等によりアクセスすることが必要となる可能性があるため、状況に応じた計画を行うこと。また、D/W 底部ベDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。
- d. D/W 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口部を設定するか又はRPV 本体を先行して取り外す必要があるため、状況に応じた計画を策定すること。D/W 底部ベDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。

気中-横アクセス工法においては、a.に加えて、e.が必要である。

- e. 建屋1階から D/W 底部の燃料デブリにアクセスするために、取り出し工法に応じて必要となる建屋壁の開口部設置やPCV 開口部の拡大を含めた計画を策定すること。

(3) 現状

気中-上アクセス工法における、燃料デブリへのアクセスルートの構築は、冠水工法と同じである。PCV 上方からは、通常定検時の燃料交換作業のための炉心部へのアクセスルートが構造的に確保されている。ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋保温材、RPV 上蓋を取り外すことにより原子炉内にアクセス可能であり、さらに、蒸気乾燥器、気水分離器を取り外すことにより炉心直上の上部格子板に達し、RPV 内の燃料デブリにアクセス可能となる。ただし、これらの取り外し機器は、事故時に高温環境に晒されたことにより熱変形が生じて通常の方法では取り外せない可能性が懸念され、このような場合には切断等を実施した上で撤去する必要がある。

図 4.3.4-7 に上アクセス工法で撤去を考慮すべき炉内構造物を示す。

気中-横アクセス工法に関しては、PCV 側面には、PCV 内部に通じる機器ハッチ、CRD ハッチ他が配置されており、アクセス開口部の大きさは限定的ではあるが、構造的にPCV 内へのアクセスルートが確保されている。D/W 底部には、RPV ベDESTAL外側のPLR ポンプ、弁、配管、

サポート等、RPV ペデスタル内側の CRD 交換台車、操作床（グレーチング）等が干渉する可能性があるが、これらを切断、撤去することにより、D/W 底部の燃料デブリにアクセス可能となる。ただし、撤去する機器の搬出ルート確保は必要である。

図 4.3.4-6 に気中-横アクセス工法の干渉物の状況を示す。

(4) 今後の対応

下記の対応を進めていくべきである。

- a. 気中-横アクセス工法について、高線量の建屋内に横からのアクセスルートを構築することが必要となる。冠水工法や気中-上アクセス工法と異なる、高線量域をアクセスエリアとすることが必要となる可能性もあり、既設障害物撤去等を含む準備作業を含め、除染や遮へいの対策を十分に検討して進めることが必要である。
- b. 気中-上アクセス工法のアクセスルートは、冠水工法と同様であるが、気中工法として、各エリアへ搬出入する機器、装置が、冠水工法の場合より大型化するようなものがある場合は、通過する開口部寸法が十分であるか確認することが必要である。

炉心シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、炉心シュラウドを撤去してアクセスすることが必要となる可能性がある。

D/W 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口を設定するか又は RPV 本体を先行して取り外す必要がある。オベフロから施工位置までの距離が数十 m と遠くなるため、施工用ステージを降下させる等により施工性を向上させることが必要となると考えられる。

(補足 1) 気中-横アクセス工法に関し、RPV ペデスタル周囲の機器、干渉物の撤去作業や高線量域のアクセスルート構築は、難度の高い課題である。

1号機の例（日立 GE 提供）

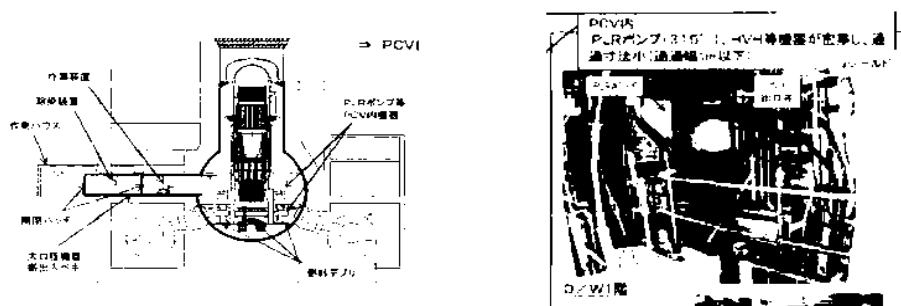


図 4.3.4-6 気中-横アクセス工法の干渉物状況

4.3.4.2.8 系統設備⁸、エリアの構築

(1) 目的

目的は、下記のとおり、冠水工法と同じである。

建屋に追加設置するコンテナや、燃料デブリ取り出し作業時のダスト飛散防止の機能を持つセル、燃料デブリ取り出しに係る各システムの概念検討を行い、設備・システムの設置・運用、必要な作業エリアの確保・運用のための整備を行う。

対象となるシステムとして、燃料デブリ取り出し作業に直接係る装置の制御システムに加えて、循環注水冷却システム、汚染水回収システム、負圧管理・建屋内ガス管理のシステム、放射性ガスの処理システム、臨界管理システム、取り出した後の燃料デブリを処理、移送するためのシステム等が考えられる。

ただし、冠水工法と比べ、線量条件やダスト飛散の条件が厳しくなる等、コンテナ、セル、各システムに対する具体的な要求仕様が異なるため、各技術要件の検討の中で、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法のための検討を行っていくことになる。

(2) 主な要求事項

気中-上アクセス工法に対する主な要求事項は、下記 a.～e.に示す冠水工法と同じ内容である。

気中-横アクセス工法に対する主な要求事項は、下記 a.～d.に示す内容である。

- a. 建屋に追加設置するコンテナやセルの設計が完了し、それらを含めた設備の健全性評価され、成立していること。各システムを構成する機器・装置・系統の設置エリアが十分であること。機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、必要とされる環境条件を満足すること。また、エリアからの放射性廃棄物を含むダストの放出を抑止できること。
- b. 各システムを構成する機器・装置・系統の運転、保守管理作業のために十分なエリアがあること。また、機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、保守管理作業エリアに必要とされる環境条件を満足すること。
- c. 燃料デブリ取り出し作業において既存の設備を使用する場合は、破損や劣化が無く、機能を保っていることを確認すること。
- d. 燃料デブリ取り出し作業に伴い、搬出される燃料デブリ、重汚染構造物、切削物の処理・処分方法が確立され、作業途中の仮置き場所や処理の実施場所、移送ルートおよび移送先が決まっており、エリアが十分に確保されていること。
- e. 使用済燃料プールから燃料取り出しが完了し、制御棒などのその他の貯蔵物や燃料ラック等、干渉物の撤去が完了していること。

気中-横アクセス工法の場合、使用済燃料プールに関する作業と独立して燃料デブリ取り出し作業が行えると考えられ、上記 e.項の要求はなくなるが、使用済燃料プールに燃料が残った状態の場合、安全確保方策が必要となることに留意が必要である。

⁸系統設備とは、循環注水冷却システム（汚染水回収機能含む）、放射性ガスの処理システム等のシステム関連設備に加え、建屋コンテナやセルを含むものである。

(3) 現状

冠水工法と同様、2015 年度から、コンテナ、セルを含めたシステムの概略検討等、工法の実現性確認に必要な内容から順次進めていく計画である。

(4) 今後の対応

下記の対応は、冠水工法と同様に、下記を実施すべきである。

工法の実現性を判断する時期までに、

- a. 工法実現性を確認するために、建屋を含めた健全性評価が必要であるため評価に影響を与える可能性のある、コンテナ・セル等の設備について主要な重量、寸法の概要を確認し、それを踏まえた健全性を確認すること。
- b. 工法に必要な主要設備について、設置エリアが確保できることを確認すること。
- c. 取り出した重汚染構造物を含む機器、切削物、燃料デブリの保管場所の見通しについて確認すること。

また、冠水工法と同様、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて、各システムを構成する設備の設置や運用のためのエリアのレイダウンの計画の詳細検討や、取り出した機器の仮置き、処置のための場所、取り出した燃料デブリを保管するための敷地内プロットプランの詳細検討を進めていくことが必要である。作業エリアに要求される環境条件を満足するための除染・遮へい、ダストの飛散防止について、それぞれ判断基準を設定し、それを実現するための対応を進めることが必要である。

冠水工法と比べて、気中工法で特に重要となる、ダストの飛散防止、燃料デブリ等による被ばくの低減に注意した計画が必要である。

4.3.4.2.9 労働安全の確保

労働安全の確保に係る目的、主な要求事項、現状、今後の対応については、下記のとおり、4.3.3.2.9と同様であるが、特に、冠水工法と比較して水による遮へいがいないためより高い放射線環境にあり、また気中へのダストの飛散に注意する必要がある、これらに対しより周到的な事前対策が必要である。

(1) 目的

燃料デブリ取り出しまでに今後予定される作業は、そのほとんどが原子炉建屋内で実施される。原子炉建屋内は狭隘で照明が不十分/ガレキの存在/高い放射線環境/ダスト環境等、極めて悪い環境にあるのみならず、PCVまで移行した燃料デブリの取り出し作業等、これまで経験したことがない初めての作業である。このような劣悪な作業環境下での作業であるからこそ、入念な対策と準備により労働災害を発生させないことが重要である。

(2) 主な要求事項

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための労働安全対策について、これまで行われてきたものとは比べものにならない十分な事前準備が必要となる。

(3) 現状

- a. 原子炉建屋内や周辺エリアでの作業を中心に、全面マスクの着用等作業員に負担を強いる放射線防護が必要な状況である。
- b. 平成27年1月19日に発生した雨水受けタンク天板部からの落下等、重篤な人身災害が繰り返し発生した状況を踏まえ、安全点検、意識向上・事例検討会の実施、過去に発生した人身災害の振り返り等、労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための様々な安全性向上対策を実施してきている。

(4) 今後の対応

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するために、下記の対応をより強力に進めるべきである。

- a. 現状実施してきている安全性向上対策を徹底する。
- b. 照明の復旧（電源の復旧）、通信環境の改善、ガレキ撤去等により、可能な限りより良い作業環境を構築する。
- c. これまでに実施されてきた原子炉建屋内線量低減作業、PCV内部調査作業をレビューし、他作業に対する準備、計画、訓練等の事前対策に活かす。
- d. 燃料デブリの取り出しのためには、b.で記した原子炉建屋内線量低減作業以外にも、PCV内部調査、原子炉建屋補修、建屋滞留汚染水の除去、原子炉建屋上部解体（2号機）、使用済燃料プールからの燃料取出し等の作業が計画されている。このようなこれまでに経験したことがない初めての作業に対しては、モックアップによる作業訓練を十分に実施する。

- e. 各作業において発生する可能性がある事故・トラブルを事前に抽出し、リスク評価を行い対策を講じておくことにより、事故・トラブルの未然防止を図るとともに、不測の事態に対する対処方法も検討しておく。

4.3.4.3 国際公募を通じた新たな工法提案の活用

燃料デブリ取り出しの冠水工法に加えて、気中工法の検討を行っていくに当たり、難度の高い技術開発、新しい課題に対する技術開発を行うために、国際公募を活用し世界中の叡智を結集して、技術のレベルアップに取り組むことが必要である。

2013 年に実施された情報提供依頼（RFI）に続き、資源エネルギー庁による廃炉・汚染水対策補助事業の一環として、2014 年 6 月、燃料デブリ取り出し代替工法（気中工法）に関する下記の 3 事業に対する国際公募が実施された。その結果、計 11 件が採択され、2015 年 3 月末までの検討が開始された。

3 事業の検討結果を踏まえて、気中工法の適用性等を評価していく。実機適用に有効な可能性が高いと評価されたものは、今後、適用に向けた開発や研究を進め、4.3.4.1、4.3.4.2 記載の技術要件「燃料デブリ取り出し機器・装置の開発」等における技術開発、現場作業へ取込んでいくことを検討すべきである。

2015 年度以降具体的な開発研究を継続していくことが期待されるテーマについては、実機適用への枠組みをよく検討し進めていくべきである。

- 「気中にて燃料デブリを安全かつ確実に取り出す代替工法の概念検討事業」（4 件採択）
4 件のうち 3 件は、PCV 上からのアクセスと PCV 横からのアクセスの組合せ工法を、他の 1 件は PCV 上部からのアクセスする工法を検討している。
- 「代替工法のための視覚・計測技術の実現可能性検討事業」（4 件採択）
- 「代替工法のための燃料デブリ切削・集塵技術の実現可能性検討事業」（3 件採択）

参考文献

廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（第 14 回） 資料 4-2「燃料デブリ取り出し代替工法に関する概念検討事業等の中間報告」

4.3.4.4 気中工法の実現性を判断する道筋

気中工法は、PCV 内の水位を現状程度に維持して、燃料デブリを取り出す工法であり、PCV 水位管理や臨界管理等が比較的容易である。一方、放射線の遮へい、放射性ダストの飛散防止が必ずしも十分には期待できない。このため、工法を実現する上で特に重要な課題として、以下の3つがあげられる。

(1) 燃料デブリ等による高放射線の遮へい

燃料デブリや FP、放射化物による放射線により、作業員や公衆に与える影響を考慮した遮へいを行う必要がある。また、遮へい材による重量等が原子炉建屋に与える影響を考慮する必要がある。

(2) 建屋外へのダスト飛散による作業員・環境への影響管理

放射性ダストが外部に飛散しないように、燃料デブリの取り出し方法や飛散防止対策を検討する必要がある。

(3) 燃料デブリ取り出し装置等の耐放射線性の確認

燃料デブリ取り出し装置等が高放射線量の燃料デブリ等にさらされるため、取り出し作業に大きな影響を与えない程度の耐放射線性が要求される。

なお、工事の方法によっては、燃料デブリの一部が水没していない状態となることも想定されるため、その場合には、水没していない燃料デブリに対する冷却効果の評価が必要となる。

4.3.4.1 に示す 9 項目の技術要件、上記 3 つの特に重要な課題についての対応の進捗状況を踏まえて、必要な見直しをかけながら開発、検討を進める。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが判断ポイントとして設定されているため、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うために、各技術要件を満足できることを見極め、気中工法の実現性を判断する。

図 4.3.4-8 に、9 項目の技術要件の今後の対応について示す。

事項/年度	第 1 期		第 2 期（燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間）		
	2013	2014	2015	2016	2017 以降
	（前）			（中）	
主要イベント	V 法決定				
気中工法の実現性検討	気中工法の実現性の検討※1 シナリオの絞り込み(号機毎)の検討※1				
	※ 1）以下の情報を基に、関係者間で議論・調整していく			炉内状況・燃料デブリの情報（図 4.3.1-4）より	
PCV・建屋の構造健全性の確保	冠水工法を対象とした開発 横からアクセス工法健全性評価法開発 横からアクセス概略設備設計			● 評価（含：気中-上アクセス工法） ● 評価（気中-横アクセス工法）	
臨界管理	冠水工法を対象とした開発 気中工法における臨界管理方法の検討 ・冠水工法を対象として開発中の臨界評価手法、 臨界近接監視手法、再臨界検知技術、臨界防止技術の気中工法への適用性を確認する。				
冷却機能の維持	冠水工法を対象とした設計、準備 「系統設備、エリアの構築」のシステム概念検討で実現性を見極める 注）気中工法に向けた実現性検討結果を踏まえて冷却システムの設計・開発を行う（必要に応じて研究開発を実施）				
閉じ込め機能の確保	冠水工法を対象とした補修実現性の検討 冠水工法を対象とした概念構築、開発 「系統設備、エリアの構築」のシステム概念検討で実現性を見極める 注）気中工法に向けた実現性検討結果を踏まえて PCV 閉じ込め機能の構築のためのより詳細な具体化検討を行う（必要に応じて研究開発を実施）				
作業時の被ばく低減 遮閉装置による除染	総合的な被ばく低減に係る取り組み（除染、経路の遮へい・搬入） 冠水工法を対象とした開発、現場対応 「系統設備、エリアの構築」のシステム概念検討で実現性を見極める 注）気中工法に向けた実現性検討結果を踏まえて高線量下で作業を行う場合の遮へいに係る検討を行う（必要に応じて研究開発を実施）				
燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	冠水工法を対象とした設計、準備 冠水工法を対象とした開発／設計 並行して検討を行う。 気中工法における取り出し装置の開発（耐放射線性、ダスト環境下）				
燃料デブリへのアクセスルートの構築	冠水工法を対象とした設計、準備 「系統設備、エリアの構築」のシステム概念検討で実現性を見極める 注）気中工法に向けた実現性検討結果を踏まえて気中工法におけるアクセスルートの検討を行う				
系統設備、エリアの構築	冠水工法を対象とした設計、準備 冠水工法を対象とした開発／設計 気中工法に係る各システム※2の概念検討（実現性の見極め） ※ 2）循環注水冷却（空冷の検討を含む）、汚染水回収、負圧管理・建屋内ガス管理、放射性ガスの処理などのシステム				
労働安全の確保	冠水工法を対象とした準備 注）冠水工法と同様に準備、対応することが必要である。				
				現場作業 現場工事等に関わる技術的検討 研究開発	

図4.3.4-8 気中工法における技術要件の今後の対応

4.3.5 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討

4.3.4 項において、気中工法の適用可能性検討について述べたが、具体的にプラント各号機で燃料デブリ取り出し作業を行うことを想定し、現状の情報に基づく適用シナリオの検討を行う。

検討対象の工法オプションは、4.3.2 項で述べた、冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法の3つとする。図 4.3.5-1 にそれぞれの工法のイメージを示す。

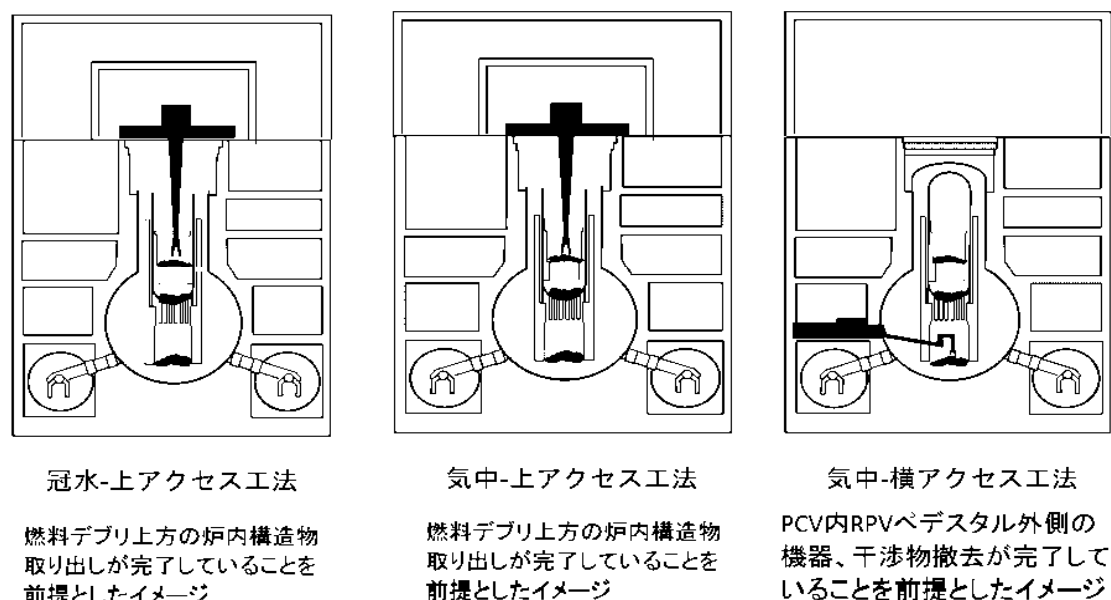


図 4.3.5-1 重点的に取り組む3工法（イメージ）

シナリオとして、燃料デブリ取り出しの開始から完了までを考えると、単一の工法オプションで最後まで実施する場合、複数の工法オプションを順に組合せて実施して、取り出しを完了する場合を検討する。

燃料デブリ取り出し工法オプションとして、冠水工法、気中工法それぞれに長所、課題がある。図 4.3.5-2 に、水張りのレベルに応じ、認識すべき工法の課題を定性的に示すとともに、考慮や検討の必要性及び難度について整理した。

4.3.5 項においては、現時点のプラント各号機の現状の状況推定に基づくシナリオの検討と、今後得られる情報に応じた検討の考え方を示す。

今後得られる情報に基づき、プラント状況の推定内容が変わった場合には、検討の内容は修正が必要となる可能性がある。

課題として認識すべき事項

水位		工法	遮へい 対策	ガス 対策	PCV 止水	循環 ループ	臨界 防止策	耐震性	燃料 デブリ 冷却 (RPV内)	燃料 デブリ 冷却 (Aデブリ 底部)
↑高 ↓低	原子炉ウェル上部	完全冠水								
	PCVフランジ	冠水								
	上部格子板									
	炉心支持板	気中								
	D/W下部 (底部燃料デブリ冠水)									
	D/W下部 (底部掛け流し)									

○：課題事項に対して有利 ➡ ➡ ➡ ➡ ：課題事項に対し十分に考慮・検討すべき

低 ← (考慮・検討必要性や難度) → 高

注記：

- ② 工法の選定にあたっては、課題事項の考慮・検討の必要性のみならず、各工法を成立させるために必要な開発の内容、現場準備やプラント状況に応じた燃料デブリ取り出し作業の合理性等の評価を含めることが必要となる

図 4.3.5-2 工法の水位レベルにより考慮すべき課題

4.3.5.1 プラント適用シナリオの検討

4.3.2 項で述べた工法オプション「冠水工法」「気中-上アクセス工法」「気中-横アクセス工法」を適用し、燃料デブリ取り出し開始から完了までの作業手順として、考えられるものを整理する。取り出し作業の開始から完了まで、上記の内の一つの工法オプションだけを適用して達成する場合として3通りのシナリオがあり、取り出す燃料デブリの分布位置に対応して2つの工法オプションを適用する場合とその施工の順を考慮して4通りのシナリオが考えられ、合せて燃料デブリ取り出しのシナリオとして、7通りが考えられる。

表 4.3.5-1 に上記のシナリオについて想定している手順と、特徴を整理する。また、図 4.3.5-3 に、各燃料デブリ取り出し工法シナリオと対処可能な燃料デブリの位置を示す。

各シナリオの手順説明 (表 4.3.5-1 の想定手順の補足)

シナリオ(1) 冠水 (又は完全冠水) 上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

→PCV 内ペDESTAL内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(2) 気中上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

→PCV 内ペDESTAL内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(3) 気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外の燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(4) 冠水 (又は完全冠水) 上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

気中-横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(5) 気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外の燃料デブリ取り出し

冠水工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(6) 気中上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(7) 気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外の燃料デブリ取り出し

気中上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

工法決定の時期までに、各号機ごとのプラント状況を勘案して、燃料デブリ取り出し工法を選定することとなる。現状の各号機の情報を考え、可能性のあるシナリオ候補を挙げ、今後得られる情報に応じ、判断を進めていく。

表 4.3.5-1 各シナリオの手順と特徴

シナリオ	工法			想定手順	特徴
	冠水 上アクセス	気中 上アクセス	気中 横アクセス		
(1)	○	—	—	炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ペDESTAL内燃料デブリ取り出し	・ペDESTAL外燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可
(2)	—	○	—	炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ペDESTAL内燃料デブリ取り出し	・ペDESTAL外燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可
(3)	—	—	○	ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し	・RPV内燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可（100%ペDESTAL内外対応シナリオ）
(4)	①	—	②	①炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ②ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し	・RPV内は上から、ペDESTAL内外は横からの得意なアクセスを活かしたハイブリッド工法
(5)	②	—	①	①ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し ↓ ②炉内構造物・RPV内燃料取出し	・シナリオ（4）の逆パターンのハイブリッド工法 ・冠水時の耐震性が課題
(6)	—	①	②	①炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ②ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し	・RPV内は上から、ペDESTAL内外は横からの得意なアクセスを活かしたハイブリッド工法
(7)	—	②	①	①ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し ↓ ②炉内構造物・RPV内燃料取出し	・シナリオ（6）の逆パターンのハイブリッド工法

※○内の数字は施工順を示す

シナリオ	工法			各シナリオが対処可能な燃料デブリの位置		
	冠水 上アクセス	気中 上アクセス	気中 横アクセス	RPV内	RPV ペデスタル内	RPV ペデスタル外
(1)	○	—	—	NG ^{注2}	NG ^{注1}	NG ^{注1}
(2)	—	○	—			NG ^{注1}
(3)	—	—	○			
(4)	①	—	②			
(5)	②	—	①			
(6)	—	①	②			
(7)	—	②	①			

○内の数字は施工順を示す。

注1: 上アクセス工法単独では、RPVペデスタル外側の燃料デブリ取り出しは困難。

注2: 横アクセス工法単独では、RPV内の燃料デブリ取り出しは困難。

(表 4.3.2-1、表 4.3.2-2 を参照)

図 4.3.5-3 燃料デブリ取り出し工法シナリオと対処可能な燃料デブリ位置

4.3.5.2 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの提示と今後検討の方法論

4.3.5.1 で挙げた 7 つの燃料デブリ取り出し工法シナリオを念頭に、今後、各号機を対象としたプラント情報（調査結果、評価結果）を基に、5 つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、望ましいシナリオを検討していくこととなる。

まず、プラント適用可能性のある 7 つのシナリオの特徴は、表 4.3.5-1 に記載のとおりである。

また、シナリオ(5)、(7)は、気中-横アクセス工法施工の後、冠水-上アクセス工法又は気中-上アクセス工法を適用して燃料デブリ取り出しを完遂するシナリオである。オペフロで使用済燃料プールの燃料取り出し作業が行われている場合には、オペフロでの作業が必須となる冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法の施工を同時に行うことは困難である。しかし(5)(7)のシナリオに依れば、建屋側面からのアクセスすることで、燃料プールからの燃料取り出し作業工程に依存せず、燃料デブリ取り出しを開始できる可能性がある。ただし、使用済燃料プールに燃料が残った状態での安全確保方策が必要となることに留意する必要がある。

図 4.3.5-4 に、判断の根拠となる種々の情報を集めて判断し、燃料デブリ取り出し工法シナリオを決定していくための調査検討事項を示す。図 4.3.5-5 に、燃料デブリ取り出し開始までの作業の流れを示す。

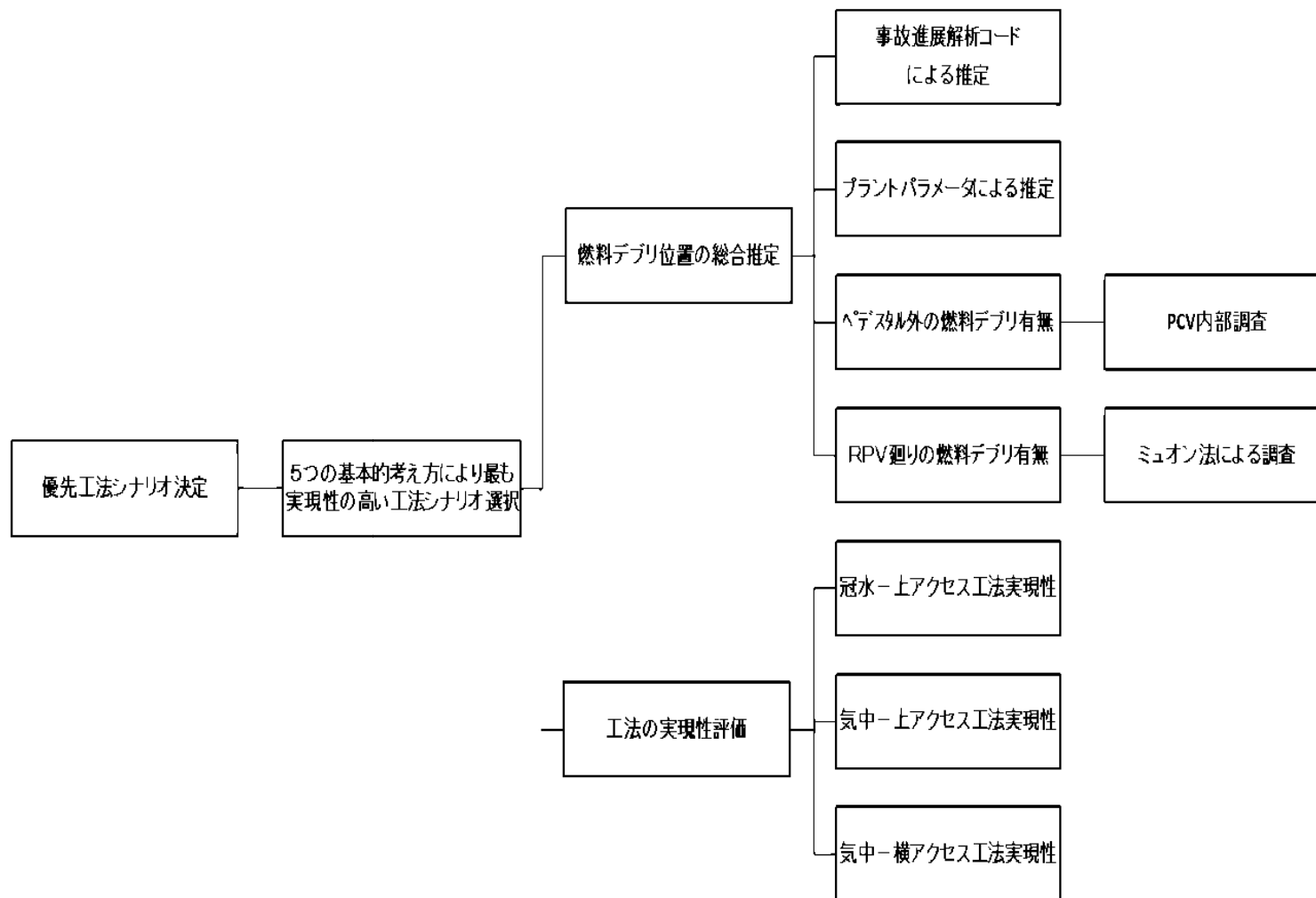
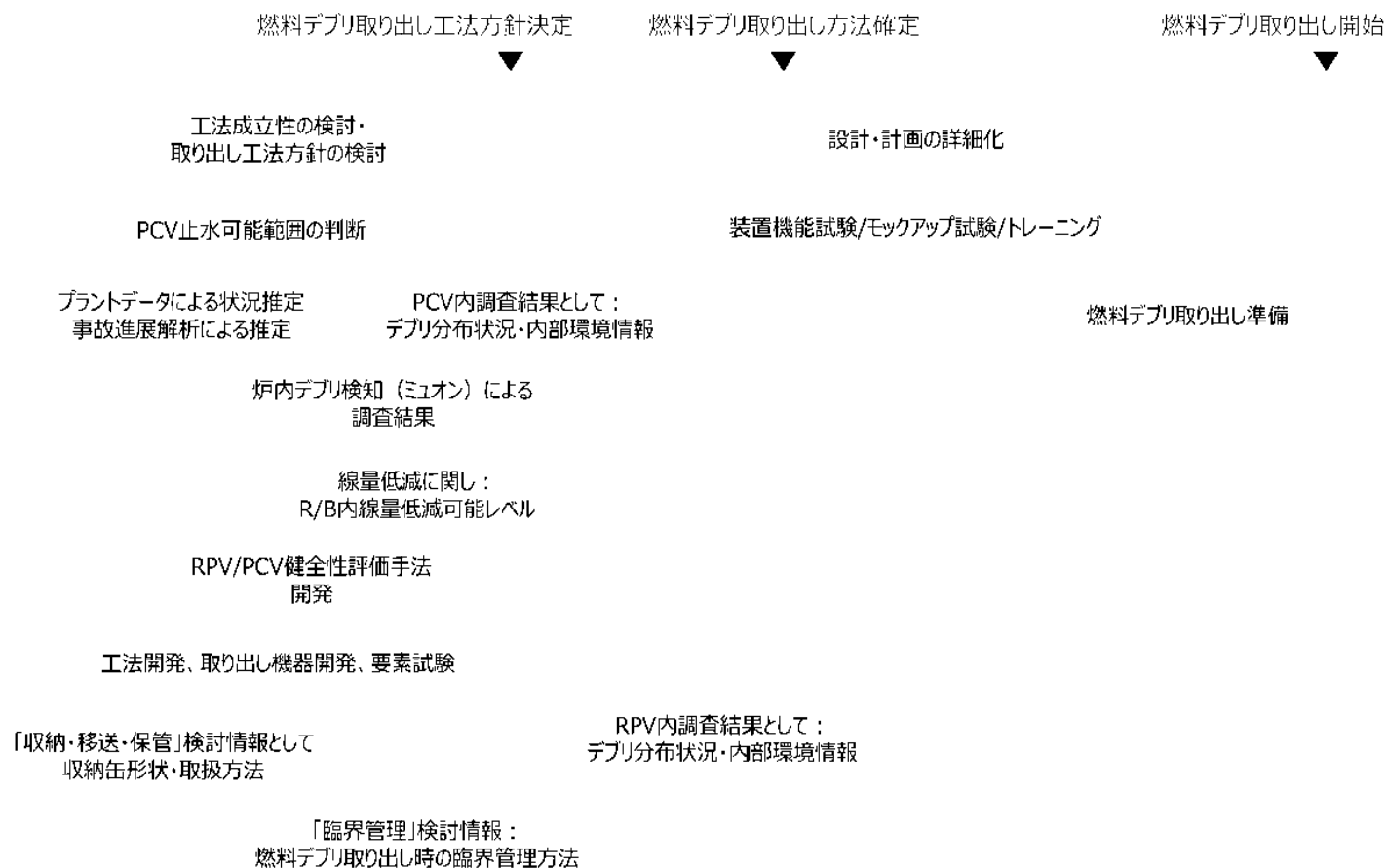


図 4.3.5-4 燃料デブリ取り出し工法シナリオ決定のための調査検討事項



（注記）燃料デブリ取り出し工法方針決定に向け、判断をするために必要な情報を入手し、検討を進めるイメージを示す。

PCV 止水可能範囲の判断結果や、PCV 内及び RPV 内燃料デブリの分布状況調査の結果は工法方針決定に特に重要な情報となる。

複数の工法、シナリオの実現性が見通せる場合、5つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、優先する実施シナリオを判断をする。

図 4.3.5-5 燃料デブリ取り出し開始までの作業

号機ごとに、現時点の情報を基にして、燃料デブリ取り出し工法シナリオの検討を行う。

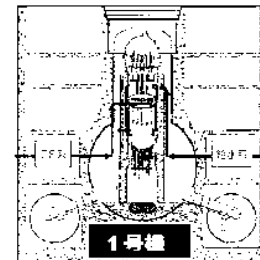
(1) 1号機についての検討

a. 現状の燃料デブリ位置の推定

- 事故時に溶融した燃料はほぼ全量 RPV 下部プレナムへ落下、炉心部にほとんど燃料の残存無
- 下部プレナムに落下した燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下

b. PCV 水位状況、破損状況

- D/W 内水位 D/W 床から約 3m
- S/C 内ほぼ満水
- サンドクッションドレン管からの漏えい有
- 真空破壊ラインの伸縮継手カバーからの漏えい有



c. 可能性のあるシナリオと今後のプラント情報を仮定したシナリオ候補の考え方

1号機においては、燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下していると推定される。

PCV 内で RPV ベデスタル外側に燃料デブリが存在する場合には、横からのアクセス工法により取り出すことが必要となると考えられ、表 4.3.5-1 に示すシナリオ(3)、(4)、(5)、(6)、(7)が候補となり得る。これら候補シナリオの燃料デブリ取り出し手順を図 4.3.5-6、7 に示す。

ミュオン調査や RPV 内調査により、RPV 内の燃料デブリの分布があると確認された場合、RPV 内の燃料デブリ取り出しのためにはシナリオ(3)では難しいと考えられ、(4)、(5)、(6)、(7)が候補となる。

また、PCV 止水に関し、炉心領域上端部まで水位を確保する止水ができない場合、候補シナリオは(6)、(7)となる。

(5)、(7)については、側面からのアクセス（横アクセス）のための開口を建屋や PCV に設けた後に、冠水工法又は気中-上アクセス工法を施工する際の健全性確認又は健全性確保のための補強を実施することが必要な条件となる。

燃料デブリが RPV ベデスタル外側に分布していることを確認した場合、横からアクセスを先行して行うシナリオ(5)、(7)により、プール燃料取り出しの工程に関らず、燃料デブリ取り出しを開始することも検討対象となる。ただし、使用済燃料プールに燃料が残った状態での安全確保方策が必要となることに留意する必要がある。

複数の候補シナリオが技術的に成立可能な場合には、5つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、優先する実施シナリオを検討していただくことが必要である。

シナリオ(4)、(5)

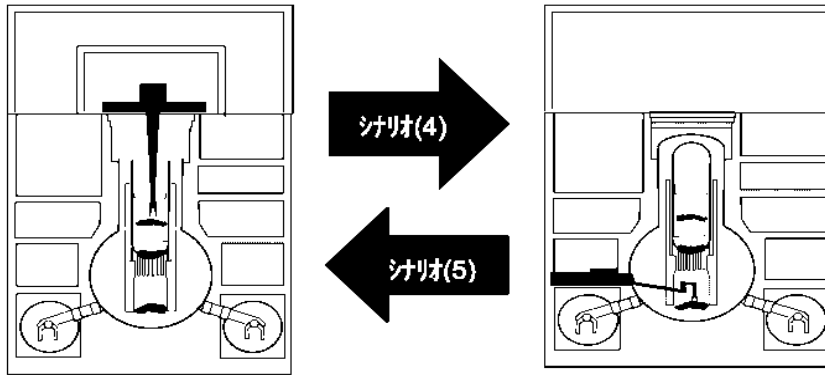


図 4.3.5-6 シナリオ(4)、(5)による燃料デブリ取り出し手順

シナリオ(6)、(7)

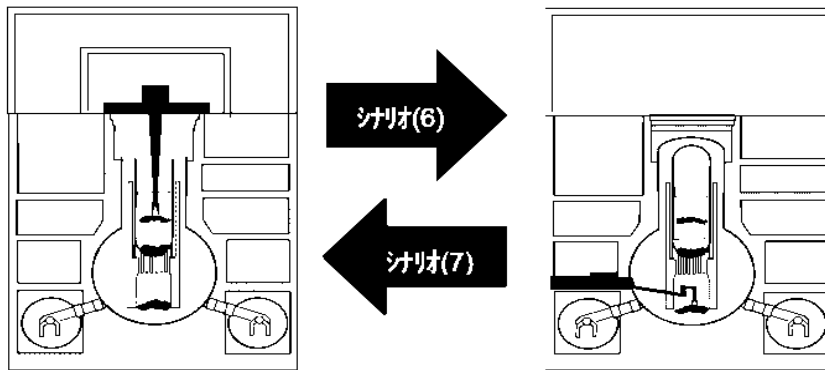


図 4.3.5-7 シナリオ(6)、(7)による燃料デブリ取り出し手順

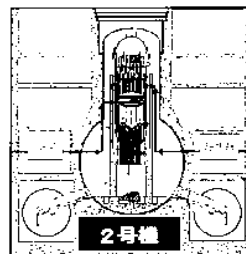
d. 燃料デブリ取り出しシナリオを検討に係る注意事項

- 気中-横アクセス工法によって取り出しを行う場合、アクセスルート構築のための既存機器、設備、配管の撤去作業、機器・装置の仮置きエリア計画を含め、具体的な検討を進め実現性を見通すことが必要である。
- PCV 漏えい調査の結果や止水技術開発の状況を踏まえて、止水可能性を判断することが必要となる。

(2) 2号機についての検討

a. 現状の燃料デブリ位置の推定

- 事故時に溶融した燃料の一部は RPV 下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存



b. PCV 水位状況、破損状況

- D/W 内水位 D/W 床から約 30cm
- S/C 内水位 トーラス中央部付近
- トーラス室上部に漏えい痕跡無

c. 可能性のあるシナリオと今後のプラント情報を仮定したシナリオ候補の考え方

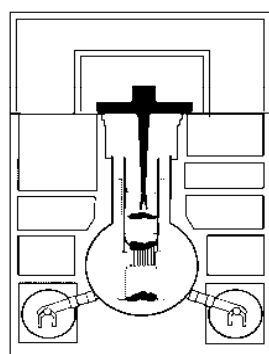
2号機においては、RPV 内部に燃料デブリが残存しており、これを含めた燃料デブリ取り出しが必要であると推定される。また、燃料デブリは D/W 底部の RPV ペDESTAL 外側に存在する可能性は低いと推定される。

これらを考えると、シナリオ(1)、(2)が有力な候補と考えられる。これら候補シナリオによる燃料デブリ取り出しのイメージを図 4.3.5-8 に示す。PCV 補修により、上部までの水張りが可能であればシナリオ(1)での施工が可能となり、上部までの水張りが不可の場合シナリオ(2)による施工を行うこととなる。

PCV 止水の可能な程度により、いずれかを選択することとなる。

横からのアクセスを伴う、シナリオ(4)、(5)、(6)、(7)については、燃料デブリが RPV ペDESTAL 外側に分布していない場合には、必ずしも必要とはならず、単独工法で完遂する方が合理的であると想定される。また、RPV 内部に燃料デブリが残存している場合、シナリオ(3)（横アクセス工法のみ）で燃料デブリ取り出しを完遂することは難しいと想定される。

シナリオ(1)



シナリオ(2)

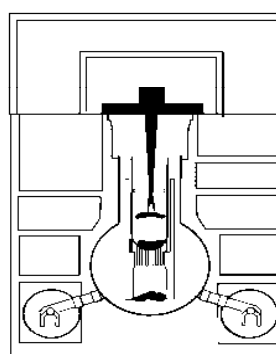


図 4.3.5-8 シナリオ(1)、(2)による燃料デブリ取り出しイメージ

複数の候補シナリオが技術的に成立可能な場合には、5つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、優先する実施シナリオを検討していくことが必要である。

d. 燃料デブリ取り出しシナリオを検討に係る注意事項

- 水張り可能水位について、PCV 漏えい調査結果により判断する必要がある。上部の調査は燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定の判断根拠とするために早める必要がある。

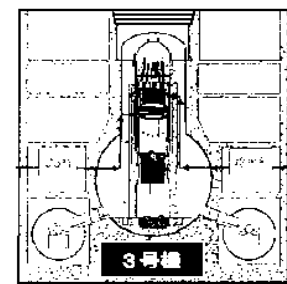
(3) 3号機についての検討

a. 現状の燃料デブリ位置の推定

- 事故時に溶融した燃料の一部は RPV 下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存

b. PCV 水位状況、破損状況

- D/W 内水位 D/W 床から約 6.5m
- 主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えい有



c. 可能性のあるシナリオと今後のプラント情報を仮定した候補の考え方

3号機においては、他号機に比べ、PCV の損傷が軽微である可能性があり、冠水工法の実施が期待される。また、PCV 内で RPV ペDESTAL外側に燃料デブリが存在する場合には、横からのアクセス工法により取り出すことが必要となるため、早期に PCV 内調査を行い、横から取り出しの必要性を判断することが必要である。現状、シナリオ(1)、(2)及び(4)～(7)が候補となり得る。RPV 内部に燃料デブリが残存している場合、シナリオ(3)（横アクセス工法のみ）で燃料デブリ取り出しを完遂することは難しいと考えられる。RPV ペDESTAL外への燃料デブリ分布がないことを確認できれば、候補のシナリオとして、(1)、(2)が有力と考えられる。（前述 2 号機と同様の考え方による）PCV 止水の可能な程度により、いずれかを選択することとなる。

複数の候補シナリオが技術的に成立可能な場合には、リスク低減や、優先すべき評価項目について評価を勘案して、優先する実施シナリオを検討していくことが必要である。

現状、3号機の PCV 内部デブリ調査予定については検討中、ミュオンによる炉内の燃料デブリ検知については計画が具体化していない状況である。

d. 燃料デブリ取り出しシナリオを検討に係る注意事項

- シナリオ検討のために必要な燃料デブリの状況を確認するための PCV 内部調査について、計画、実施を急ぐ必要がある。
- 燃料デブリが RPV ペDESTAL外に分布している場合、気中-横アクセス工法を先行して行うことも選択肢として考えられる。

以上に述べた、号機ごとの燃料デブリ取り出し工法シナリオの候補について表 4.3.5-2 に整理する。

表 4.3.5-2 各号機の燃料デブリ取り出し工法シナリオ候補の整理

シナリオ No.	冠水-上アクセス工法 (完全冠水含む)	気中- 上アクセス工法	気中- 横アクセス工法	1号機向け 工法候補	2号機向け 工法候補	3号機向け 工法候補
1	○	—	—		✓	✓
2	—	○	—		✓	✓
3	—	—	○	✓*1		
4	①	—	②	✓	(✓)*2	✓*3
5	②	—	①	✓*4	(✓)*2*4	✓*3*4
6	—	①	②	✓	(✓)*2	✓*3
7	—	②	①	✓	(✓)*2	✓*3

○内の数字は、施工順を示す。

*1 1号機の場合、全ての燃料デブリがRPVから落ちてRPVペDESTAL内外に存在している場合、シナリオ3が必要となる可能性がある。

*2 2号機の場合、RPVペDESTAL外側に燃料デブリが存在する可能性は低いと推定されるため、横アクセスは必ずしも必要としない。

*3 3号機の場合、RPVペDESTAL外側に燃料デブリが存在しないことが確認されれば、横アクセスは必要なくなるため、早期のPCV内部調査が望まれる。

*4 「冠水-上」と「気中-横」の組合せでは、「気中-横」で建屋やPCVの開口加工を行った後、「冠水-上」を行う場合、耐震健全性の確認が必要となる

4.3.5.3 複数シナリオに対して検討を進めていく方法論と検討ゴール

4.3.5.1 で挙げた複数シナリオを構成する燃料デブリ取り出し工法の成立の鍵となる技術開発や、検討の進捗に伴う実現性の見込み及び各号機の PCV 内部調査他により得られる号機ごとの燃料デブリの位置・分布状況等のプラント状況の推定確度の向上に伴い、号機ごとの実機適用シナリオを段階的に選定していく。号機ごとの状況を踏まえた実機適用シナリオを確定するために必要な調査、研究開発計画の見直しを行っていくべきである。

中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが判断ポイントとして設定されているため、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うことが必要である。新たに得られた燃料デブリ取り出し工法の実現性に係る研究開発状況、燃料デブリ位置、分布情報を基に、号機ごとに施工するのに適し、かつ実現可能と判断できる実機適用シナリオを選定することを目指す。その際、号機ごとに実現可能と判断されるシナリオが複数ある場合には、5 つの基本的考え方にに基づき比較評価し、号機ごとに優先シナリオを選定する。図 4.3.5-9 に、その選定フローを示す。図 4.3.5-9 の中で、「工法の実現性評価」の各項目は、全て、いずれの工法においても検討が必要な重要項目であるが、冠水工法、気中工法それぞれで特に難度が高いと考えられるものを枠で囲って示した。

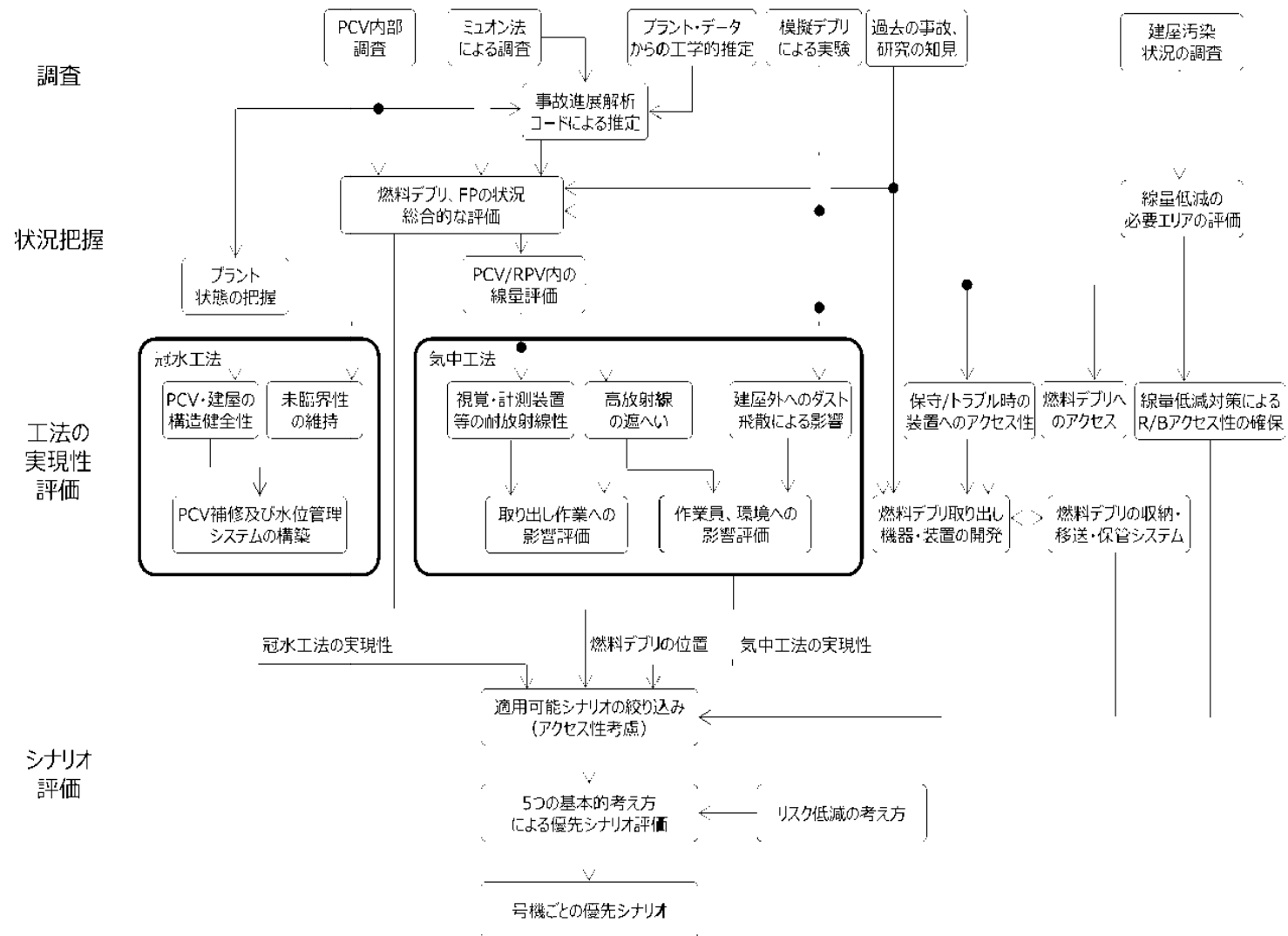


図 4.3.5-9 燃料デブリ取り出しシナリオ選定フロー

4.4 取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する検討

燃料デブリ取り出しを開始するためには、燃料デブリ取り出し工法に関わらず共通で必要となる下記の技術開発を進めることが重要である。

- 取り出し後の燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築
- 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築

4.4.1 取り出し後の燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築

(1) 目的

取り出した燃料デブリを収納する収納缶の設計・製作から移送・敷地保管までのシステム構築を行うこと。

(2) 主な要求事項

- a. 安全に燃料デブリを収納・移送・保管できるシステムを構築すること。

TMI-2 燃料デブリの収納・移送・保管作業を参考としてシステム検討するものの、TMI-2 燃料デブリと福島第一原子力発電所燃料デブリとの比較から TMI-2 に比べて福島第一原子力発電所の収納缶に対する条件が厳しいため、適用すべき要求条件を自ら設定し、福島第一原子力発電所の実情に適合した燃料デブリ収納缶及び収納缶取扱い技術を開発すること。

また、燃料デブリの取り出し工法や実際の作業場所等の制約条件を総合的に把握・考慮して収納缶～保管の複数の有力シナリオ案を策定すること。

- b. 関連する他の取組と連携、整合のとれた収納缶等の仕様設定であること。

要求（インプット条件）の設定を関連するプロジェクトと連携して仮設定、収納缶設計に反映する。また、収納缶を収納する機器等への要求（アウトプット条件）を明らかにする。

なお、工法に係る条件設定は、収納については「冠水と気中」、移送については「上部取出と横側取出」及び保管については「乾燥保管と一時プール保管」について行う。

- c. 収納缶及び取扱い装置の試作品を作成、モックアップ試験による確認を行うこと。

(3) 現状

- a. 全体計画の策定と関連した情報の収集

これまで研究開発として、システム構築に参考となる情報の収集や関連するプロジェクトとの相関を整理して、他プロジェクトからのインプット及び他プロジェクトへのアウトプットを整理、技術開発の全体計画策定や課題の抽出などを実施している。

- b. 研究開発として、収納缶概念設計及び移送・保管システムの検討を実施（2014 年度）

- i) 燃料デブリ収納・移送・保管システムの検討

福島第一原子力発電所の状況から多様な燃料デブリを想定、条件設定を行った上で収納・移送・保管システムに関する検討を行っている。

- ii) 収納缶の設計コンセプトと安全評価技術の開発

収納缶の設計条件を設定、基本機能、概略形状等の方向性を策定。

次年度からの収納缶設計着手に資する安全評価手法の抽出及び開発計画を策定している。

（臨界評価、構造評価、収納缶外面腐食評価手法等）

- iii) 破損燃料の移送・保管に係る調査を行っている。

- c. 福島第一原子力発電所内の敷地は汚染水タンク設置や使用済燃料および廃棄物の一時保管場所などとして使われており、限られた敷地を有効活用するための検討と対策が必要な状況である。

(4) 今後の対応

上述のとおり、現在はシナリオ検討等を行っている段階であるが、シナリオの具体化に伴い技術的な課題が抽出されるものと考えられ、これに適切に対応する必要がある。

その他に、今後実施すべき事項は下記のとおり。

a. シナリオの具体化に合わせた移送・保管計画の詳細化

燃料デブリの取り出しが開始されるまでに、移送・保管するための準備が整っている必要がある。移送・保管手段を具体化するに合わせて施設等の詳細設計を実施する。

b. 福島第一原子力発電所の状況を踏まえた移送・保管計画

敷地内は汚染水タンク設置や使用済燃料および廃棄物の一時保管場所として使用されているが、関連する作業と調整し燃料デブリの移送・保管に必要なエリアを確保する。

c. 規制対応を考慮した収納缶及び移送・保管設備（キャスク等）の安全要求の明確化

許認可取得に向けて、臨界防止、遮へい、除熱等の機能要求や構造強度評価に関する要求等を明確にする。

4.4.2 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築

(1) 目的

日・IAEA 保障措置協定等に基づき、国及び IAEA に対して、燃料デブリ中の核燃料物質量の申告や核燃料物質の実在庫の調査報告を行う必要がある。通常、原子力発電所においては、燃料集合体を 1 単位とする計量管理手法が適用されていたが、福島第一原子力発電所の核燃料物質は事故により溶融し燃料デブリの状態になっており、通常の計量管理手法が適用できない状況にある。このため、透明性を確保した新たな計量管理方策を構築する必要がある。

(2) 主な要求事項

a. 文献調査、現場管理状況調査

TMI-2 及びチェルノブイリの事故時における核燃料物質の計量管理状況を把握すること。

b. 核燃料物質の分布状況の評価

事故後の核燃料物質量の分布状況を把握すること。

c. 燃料デブリに係る計量管理方策の確立

核燃料物質の移動等に伴う計量管理について、透明性を確保した合理的な計量管理手法、測定技術を開発すること。

(3) 現状⁹

a. 文献調査、現場管理状況調査

以下の調査及び測定技術の絞り込みにより、本項は完了した。

TMI-2 及びチェルノブイリの事故時の現場管理状況、用いられた測定技術等について、文献等の調査を行い核燃料物質の計測状況の把握を行った。

測定技術について適用範囲、精度等の評価を行い、適用できる測定技術の候補として 7 種の測定技術が絞り込まれた。

b. 核燃料物質の分布状況の評価

事故進展解析コードを利用した炉内状況把握プロジェクトにより、燃料デブリの分布状況の推定が行われたが、推定精度が低いのが現状である。

燃料デブリの分布状況については、炉内調査、燃料デブリの取り出し、燃料デブリのサンプリングが行われていないため、分布状況の評価が未着手である。

c. 燃料デブリに係る計量管理方策の確立

計量管理手法を含めた方策については検討が進められているが、国と IAEA との非公開協議事項のため、ここでの記載は割愛する。

(4) 今後の対応

⁹ 東京電力/JAEA 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築（平成 25 年 4 月）
JAEA 廃止措置技術に係わる原子力機構の取組（2013 年版）

- a. 核燃料物質の分布状況の評価
- 事故進展解析コードを利用した炉内状況把握プロジェクトの解析結果や原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン）プロジェクト等、関連プロジェクトから情報を入手し、核燃料物質の分布状況の把握・評価を行うこと
- b. 燃料デブリに係る計量管理手法の確立
- 燃料デブリ取り出し着手を判断するまでに、計量管理方策を構築すること
 - 事故進展解析コードを利用した炉内状況把握プロジェクト、燃料デブリ性状把握・処置技術開発プロジェクト、原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン）プロジェクト等の情報を基にデブリ分布状況を把握し、合理的な計量管理方策の構築に反映すること
 - 計量管理方策は、燃料デブリ取り出し工法の選定、燃料デブリ収納・移送・保管技術開発等に影響するため、計量管理方策の検討結果を適宜関連プロジェクトに通知し、それらの検討に反映させること
 - 事業者が行う保障措置体系の検討結果等を踏まえた合理的な計量管理方策の構築を図ること
 - 燃料デブリの分布状態、燃料デブリの取り出し工法や取り出し後の保管等の状況により核燃料物質の動き、取扱い方法が大きく異なってくるものと想定されるが、想定ごとに合理的な計量管理方策を検討すること
 - 計量管理方策は国及び IAEA の協議事項であるが、積極的にそれに協力するとともに、情報収集を図り、必要な検討等を行うこと
 - 国及び IAEA の協議等により明らかになった技術的課題等については、プロジェクトにより検討する等、積極的に進める（計量管理の方法、測定技術の開発等）こと

4.5 まとめ

福島第一原子力発電所の廃炉に係る技術的判断を行う上で、最重要課題のひとつである燃料デブリ取り出し分野について、図 4.5-1 のロジック・ツリーに示す検討すべき技術要件に関する取り組むべき課題とそれらに対する今後の対応、並びにデブリ取り出し工法オプションに基づく複数シナリオの検討について取りまとめた。

燃料デブリ取り出し分野に関する主要な検討・実施項目とスケジュール感をまとめたものを図 4.5-2 に示す。

今後、本戦略プランは、PDCA サイクルを回し、現場の状況や研究開発の状況等を踏まえて、適宜必要に応じて計画の見直しを行っていくものとする。

: 気中 1 法において特に重要な課題

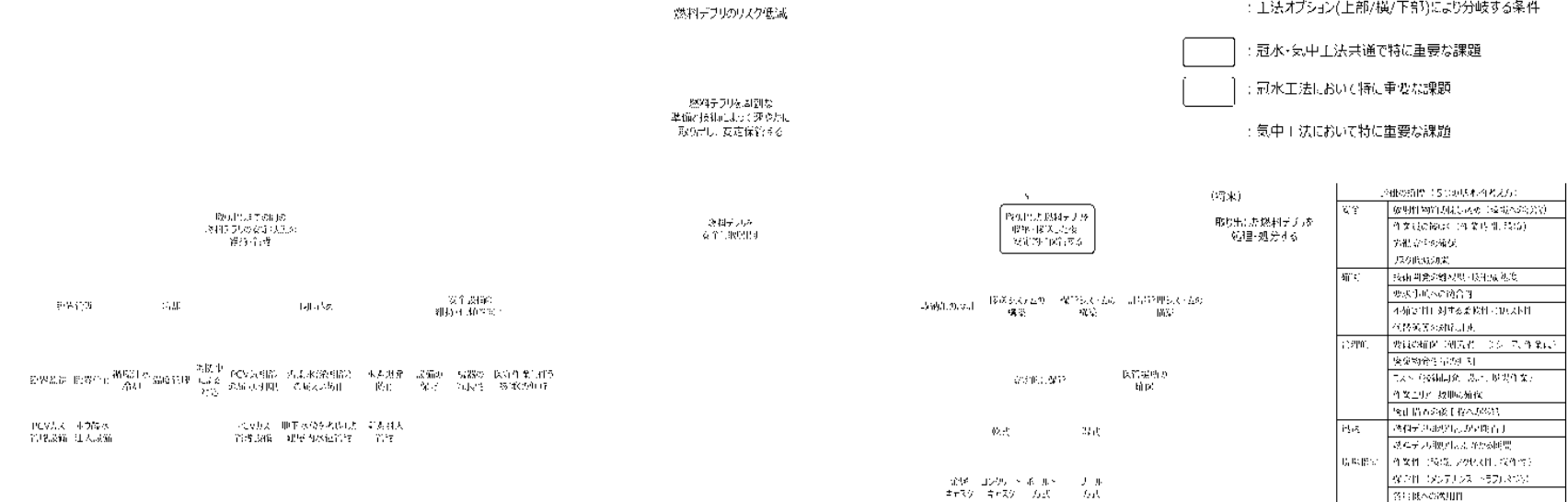
[illegible]

図 4.5-1 燃料デブリのリスク低減に関するロジック・ツリー

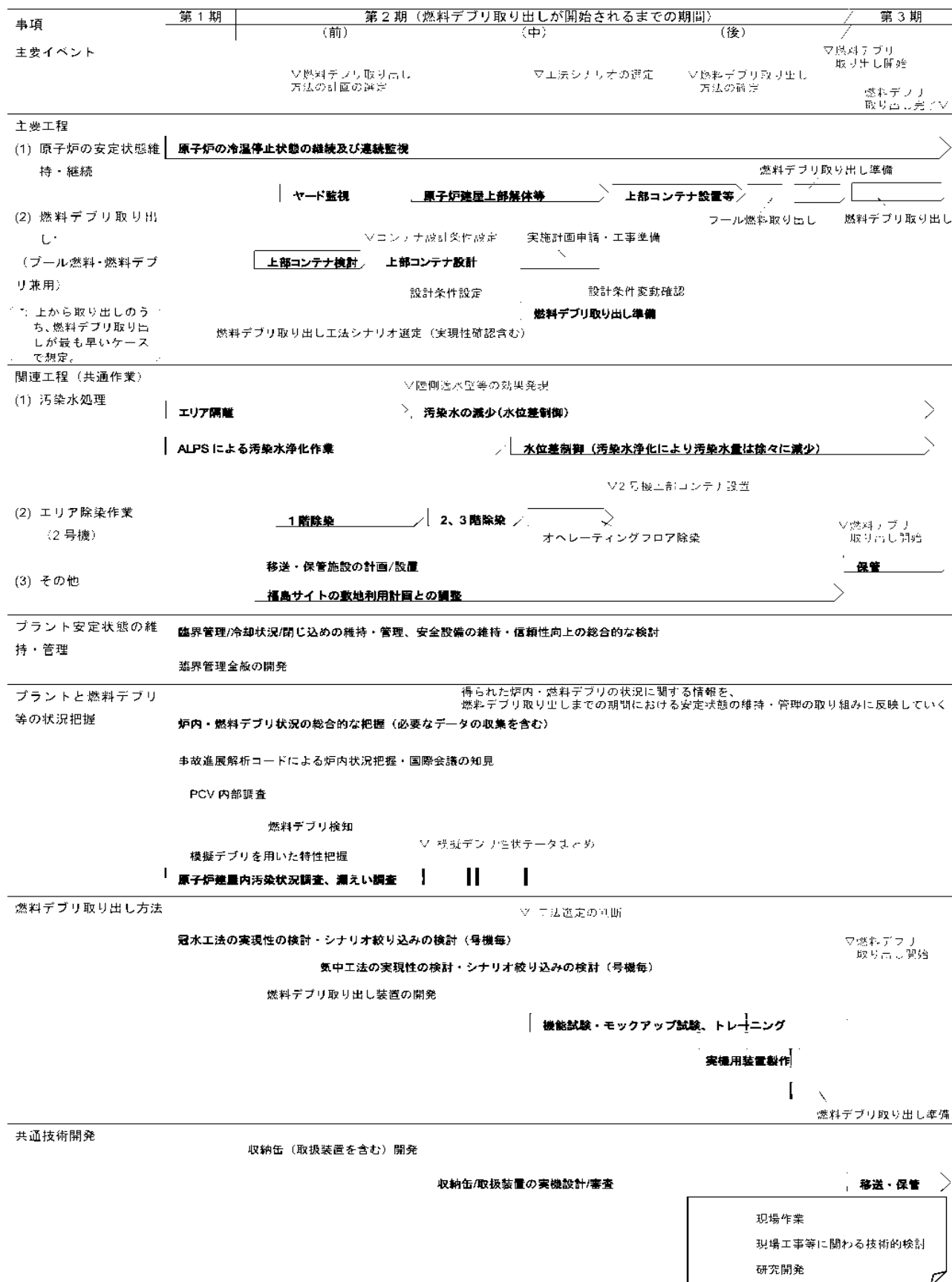


図 4.5-2 燃料デブリ取り出し分野 全体プロセス

5. 廃棄物対策分野の戦略プラン

5.1 廃棄物対策分野の戦略プランの検討方針

事故を起こした原子力施設に関する経験と得られた知見はいくつかの国際的文書にまとめられている。

国際原子力機関（以下、IAEA という。）が発行している原子力エネルギーシリーズ IAEA NW-T-2.7 「事故後の原子力施設の浄化・廃炉における世界の経験と教訓」では、事故発生以降の対応の時系列が示されており、具体的には、事故発生後に、緊急時対応、安定化、事故後の後片付け (Post-Accident Cleanup)、安全な閉じ込め、そして最後に廃炉・サイト回復としている。現在の福島第一原子力発電所は、事故後の後片付けの段階である。事故後初期の段階において、戦略的な計画を策定することが重要とされ、我が国の中長期ロードマップもその一例とされている。

中長期ロードマップに基づく固体廃棄物¹⁰ 対策においても、前述の5つの基本的考え方（安全、確実、合理的、迅速、現場指向）に基づき、対応していくことが重要である。

固体廃棄物対策に関しては、まず、その発生量を低減することが重要であり、現場の状況に応じて現実的な持込抑制、再使用、再生利用等が行われる。

それでも発生する固体廃棄物については、当面、リスク低減のために、それぞれの性状に応じて分別保管等により、安全に保管管理される。

保管管理と並行して、様々な固体廃棄物の性状把握が行われ、それぞれの性状に応じて、適切に区分され、確実な技術等に基づき、安全かつ合理的な処理及び処分の概念・方策が検討される。

そしてこれらの保管管理、処理及び処分方策に対して、必要に応じて安全規制制度が見直され、確実に安全を確保しながら、廃炉等が進められることになる。

現行の中長期ロードマップ中の「固体廃棄物の保管管理と処理・処分にに向けた計画」において、福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けて、固体廃棄物に関する取組みの基本方針と具体的計画が記載され、取組みが進められている。廃棄物対策分野における取組みは、2021年度頃を目途として固体廃棄物の処理・処分ににおける安全性の見通しを確認し、必要な制度の検討を行い、処分の実施の見通しを得るなど、長期にわたることを特徴とする。

福島第一原子力発電所事故等で発生した固体廃棄物は、破損した燃料に由来した放射性物質等の付着、塩分の含有等、従来の原子力発電所で発生していた廃棄物とは特徴が異なる。そのため、廃棄物の性状把握等を継続して行い、将来的な処理・処分にに向けた検討が行われているとともに、安全を最優先としながら廃棄物の保管対策を実施しているところである。

現状では、情報が十分には蓄積されてはいないものの、一般的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方を整理するとともに、今後の固体廃棄物対策に重大な影響を与え得る事項への対応方針を示すことが重要である。

¹⁰ 中長期ロードマップにおいて「固体廃棄物」は、「事故後に発生したガレキ等には、敷地内での再利用等により廃棄物あるいは放射性廃棄物とされない可能性があるものもあるが、これら及び事故以前から福島第一原子力発電所に保管されていた放射性固体廃棄物を含めて、「固体廃棄物」とされている。

そのため、廃棄物対策分野の戦略プランとしては、以下の内容について取りまとめることとする。

- (1) 今後、固体廃棄物の処分方策を具体化していくに当たり、国際的に取りまとめられている一般的な放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方を整理しておくとともに、それに関連して留意すべき処理の在り方も整理する。
 - (2) 固体廃棄物に関する現行中長期ロードマップの記載事項について、取組みの現状を評価するとともに、今後の廃棄物対策の取組みの内容又はスケジュールに影響を与え得る課題を抽出する。
 - (3) 上記(1)の基本的考え方及び(2)で抽出された課題等を踏まえ、性状把握、保管管理、処理及び処分方策に関わる中長期的な固体廃棄物対策において、現時点から対応又は留意すべき事項について記載する。
 - (4) 上記(2)(3)を踏まえ、研究開発も含めて、固体廃棄物対策に関わる今後の対応について述べる。
- なお、今後の進展に応じて、適宜この戦略プランを見直し、内容の充実を図っていくこととする。

5.2 国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方

IAEA や国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）等の国際的な機関において取りまとめられている一般的な放射性廃棄物に関する処分に対する安全確保の基本的考え方及び処理の在り方について以下にまとめた。

5.2.1 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方

ICRP は、放射性廃棄物の処分に係る放射線防護の考え方について、Publ.46(1986)、Publ.77(1998)及びPubl. 81（1998）に体系的に示している。Publ.81は放射性廃棄物処分の国際的進展に照らして、Publ.46で示されている勧告を補完、改訂し、考え方をより明確に伝えることを目的として出版されている。その後ICRPでは、Publ.103（2007年勧告）及びそれを地層処分に適用したPubl.122(2013)を発行しているものの、それぞれの文書において上記Publ.81は依然として有効とされている。Publ.81の序論において、気体・液体廃棄物も含めた廃棄物全般に対して「廃棄物処分の戦略は、「希釈と分散」および「濃縮と保持」という二つの概念上のアプローチに分けることができる。」と述べられており、この二つの戦略は互いに相容れないものではなく、また、どちらがより適切であるというものではないとされている。なお、Publ.81本体は「濃縮と保持」戦略を使っている長寿命放射性固体廃棄物の処分に続く公衆構成員の放射線防護を扱っている。

一方、IAEAでは、安全要件SSR-5「放射性廃棄物の処分」(1.10)項において、放射性固体廃棄物の処分の目的について述べられているほか、放射性気体・液体廃棄物に関して、ICRPの希釈と分散に相当する行為について、廃棄物処分ではなく廃棄物管理として「環境への放射性放出物の規制管理」を安全指針WS-G-2.3としてまとめている。

これらを総合的に踏まえて放射性廃棄物に対する安全確保の基本的考え方を整理すると、以下のとおりである。これら基本的考え方を単独で又は組み合わせることにより、有意な健康影響を与えないよう措置される。

- i) 廃棄物を閉じ込める。
- ii) 廃棄物を生活環境から隔離することにより、意図せずに人が接触する可能性を減らす。
- iii) 放射性物質の生活環境への移行を抑制し、遅らせることにより、放射性物質濃度を減らす。
- iv) 放射性物質が移行し生活環境に到達する量が、有意な健康影響を与えないほど低いことを確保する。
- v) 有意な健康影響を与えない放射性物質濃度であることを確保するよう管理放出する。

我が国の安全規制においては、施設について上記 i)～v) による安全性を要求するとともに、有意な健康影響を与えない線量や濃度が定められ、放射性廃棄物の処理・処分に関わる制度の整備が行われているが、通常の原子力施設の運転から発生する放射性廃棄物についても処分の方策や法令が整備されていないものがある。表 5.2-1 に我が国の一般的な放射性廃棄物の処理・処分に関する安全規制整備状況を示す。

5.2.2 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方の適用例

具体的な放射性廃棄物の処分においては、上記基本的考え方を単独で又は組み合わせることにより、有意な健康影響を与えないよう措置がなされている。

- (1) 低レベル放射性固体廃棄物の浅地中処分については、例えば、廃棄物を、輸送及び取扱いの安全、飛散防止効果等の要求を満足する容器に封入又は固型化し、廃棄体と人工バリアを備えた処分施設及びその周辺の天然バリアを組み合わせることにより処分施設が構成され、廃棄物を生活環境から隔離し、安全性が確保されている。この場合において、放射性物質に関して、容器を含めた人工バリアによる放射性物質の漏出防止及び低減機能により天然バリアへの放射性物質の移行が抑制され、さらに、天然バリアの放射性物質移行抑制機能により、放射性物質の生活環境への移行を遅らせる。このことにより、放射能を減衰させるとともに、地下水中での希釈及び拡散効果により、放射性物質の濃度を低減させ、放射性物質が生活環境に到達したとしても、健康影響が生ずることがないように措置されている。なお、放射性物質の濃度が極めて低い場合には、人工バリアのない処分施設に処分（トレンチ処分）することによっても、健康影響が生じないように措置することが可能である。
- (2) またこれと併せ浅地中処分においては、人間が不用意な立ち入りや掘削を行わないよう、安全上支障のない放射性物質濃度以下になるまでの間、特定行為の制限等の制度的管理を行う安全規制が行われている。
- (3) さらに放射性物質濃度が高い放射性固体廃棄物を処分する場合は、放射性廃棄物を地中深く処分することにより、放射性物質の移行経路をより長く確保し、生活環境への移行を更に遅らせ、放射能をより減衰させるとともに、地下水中での希釈及び拡散効果により、放射性物質の濃度を低減させるための措置が講じられている。また、処分深度を深くとることにより、特定行為の制限等の制度的管理に依存しなくても安全が確保されるよう措置されている。

- (4) 放射性気体廃棄物については、処理装置において、放射性物質のろ過、貯留、減衰等により、放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減し、拡散機能を有する排気筒から環境へ放出するよう措置されている。例えば、原子力発電所の気体廃棄物処理設備には、活性炭希ガスホールドアップ装置が設置されている。本装置は、活性炭を充填した吸着塔（チャコールベッド）に排ガスを通すと、希ガスは、活性炭内を吸着・脱着を繰り返しながら移動するため、排気筒に達するまでの時間経過により、放射能が減衰する。これにより、排気筒から放出される放射性物質の濃度を法令に定められた基準値以下にして、放射線被ばくが抑制される仕組みとなっている。
- (5) 放射性液体廃棄物については、処理装置において、放射性物質の貯留、ろ過、蒸発処理、イオン交換、減衰等により、放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減し、希釈効果が期待できる環境に放出するよう措置されている。例えば、原子力発電所の液体廃棄物に関しても、貯留、ろ過、蒸発処理、イオン交換等を行い、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減している。処理後の液体廃棄物は、法令に定めた放射性物質濃度以下であることを確認した後に、放射性物質の濃度を監視しながら復水器冷却水の放出口から放出されている。

5.2.3 放射性廃棄物の処理の在り方

IAEA の安全要件 GSR-Part5 において、処理、貯蔵および輸送を含む、発生から処分までの放射性廃棄物の管理におけるあらゆる段階を包含して放射性廃棄物の処分前管理とされている。その中で、放射性廃棄物の処理（processing）には、前処理（pretreatment）、処理（treatment）および廃棄体化（conditioning）があり、選択される、あるいは予想される処分オプションに適合する廃棄物の形態にするよう実施されるとともに、放射性廃棄物はその管理において貯蔵されるかもしれない、輸送および貯蔵のために適した形態であることも必要であるとされている。上記 5.2.1 で述べた放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方に関連して、放射性廃棄物の処理のあり方について、IAEA の安全要件 GSR-Part5 を踏まえてまとめると、以下のとおりである。

- i) 処理の主な目的は、廃棄物の安全な処理そのもの、輸送、貯蔵および処分のための受入れ規準を満たすように廃棄物形態を作製することにより安全を高めることであり、廃棄物処分の安全性を確保するものである。
- ii) 処理は、廃棄物の特性および管理段階（前処理、処理、廃棄体化、輸送、貯蔵および処分）の要求を適切に反映しなければならない。処理の決定を行う際に、各管理段階で将来的に予想されるあらゆる要求が、可能な限り考慮されなければならない。その際、放射線による健康影響だけでなく、非放射性の含有物質による環境影響や社会的および経済的要因も含む様々な要因が考慮されるべきである。
- iii) 廃棄物をどの程度まで処理するか決定する際には、処理の対象となる放射性廃棄物の量、放射能および物理的・化学的性質、利用できる技術、貯蔵容量、および処分施設の利用可能性が考慮される。
- iv) 上記 iii) の場合であっても、処分の要件が定まっていない時点で処理を行う場合は、処分の要件が定まった際に、それに適合する処理が可能でなければならない。

- v) 処理を実施する前に、一定の放射能レベルに減衰するまで貯蔵してもよい。その結果、規制上の管理からクリアランスすることもできる。

これらを踏まえると、放射性廃棄物対策では、安全に処分することが最終的な目的であるため、処理は処分方策との整合性が第一義である。そのため、安全性向上の観点から保管管理における含水物の漏えいや飛散の危険性の低減のための対策等を施す場合でも、処分方策と整合できる柔軟性が求められる。また、減容処理についても、処分方策との整合性を確保しつつ、貯蔵容量の制約や経済合理性の観点からその実施が検討されるべきである。

5.3 現行中長期ロードマップにおける取組の現状と評価・課題

現行中長期ロードマップの「4-3(4)固体廃棄物の保管管理と処理・処分に向けた計画」において、固体廃棄物に対する取組については「保管管理」と「処理・処分」に分けて基本方針と具体的計画が記載されている。そして、2017年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめること、2021年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認すること、などが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設けられている。

ここでは、その現行中長期ロードマップにおける各記載事項に関して、取組の現状を把握し、それに対する評価と、今後の固体廃棄物対策の取組みの内容又はスケジュール等に影響を与え得る課題について述べる。

5.3.1 保管管理

(1) 発生量低減

a. 取組の現状

固体廃棄物の保管管理を行う上で、発生量をできるだけ少なくすることが重要であることから、敷地内へ持ち込む梱包材や資機材等の持込抑制、再使用、再生利用などの発生量低減対策が行われている。

持込抑制については、車両整備場が2014年6月から運用され、新規車両の持込抑制が図られているほか、梱包材、予備品等の持込抑制対策が進められている。再使用や再生利用については、共通利用可能な重機類の共用化や発電所構内における資機材等の貸出運用が進められている。減容処理については、2015年に焼却炉を設置し、使用済保護衣等の焼却可能なものの処理を開始する計画が進められている。

b. 取組の現状に対する評価・課題

持込抑制、構内再利用等の取り組みは固体廃棄物の発生量低減対策として合理的である。

(2) 保管管理

a. 取組の現状

発生した固体廃棄物の保管対策として、その線量率に応じて、貯蔵庫や一時保管施設への分別保管等が行われている。また、より適切な保管を行うための施設の設置が計画されている。

初期に発生した水処理二次廃棄物の保管について、発熱、ガス発生、容器の腐食など基礎研究が行われた。

b. 取組の現状に対する評価・課題

今後の工事に対して、発生する固体廃棄物の保管管理対策を先行的かつ計画的に推進していくことが、限られた敷地を有効活用する観点から重要である。

固体廃棄物発生量の低減努力を継続して発生抑制しつつ、発生した廃棄物については、処理及び処分方策が具体化されるまで、適切に保管管理を行う必要がある。

屋外に集積されている伐採木（幹根）は、火災防止対策を講じていくことが重要である。

水処理二次廃棄物の保管容器については、腐食抑制等の対策の必要性について引き続き検討していくことが重要である。

5.3.2 処理・処分

(1) 性状把握

a. 取組の現状

廃棄物の性状把握に関して、ガレキの分析、水処理二次廃棄物の性状評価、難測定放射性物質の分析手法の開発等が行われている。

また、インベントリを評価するため、着目すべき放射性物質の検討、インベントリ評価手法と不確実性要因についての事例調査、モデリング、分析結果等に基づくインベントリ評価手法の検討が進められている。

b. 取組の現状に対する評価・課題

固体廃棄物の処分方策を検討するためには、その性状把握が極めて重要である。

しかしながら現時点では、採取が容易な廃棄物からサンプリング・分析を行っているものの、高線量等の理由で、まだサンプリングできていない箇所（建屋地下スラッジ、水処理二次廃棄物スラッジ等）がある。また、今後、燃料デブリ取出し時に発生する廃棄物や除染に伴って発生する二次廃棄物等もある。

固体廃棄物の処理及び処分方策の検討や、規制制度の整備に向けて必要となる廃棄物の性状分析データを蓄積のためには、分析能力（設備、技術、人）が現状では十分ではない。

(2) 処理及び処分方策に関する検討

a. 取組の現状

固体廃棄物の処理及び処分方策に関して、これまでに、廃棄体化を含めた既存の処理技術の調査、廃棄体化技術の基礎試験、既存の処分概念や安全評価手法の調査・検討、燃料デブリの取扱いの選択肢として廃棄物となった場合の取り扱いや処分時の安全性に関する調査・検討などが行われている。

b. 取組の現状に対する評価・課題

固体廃棄物の性状把握等を踏まえつつ、上記取組を着実に実施し、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方として、取りまとめていくことが重要である。

さらに、廃棄物に対する処理及び処分概念を検討していくとともに、その安全性に関する技術的な見通しの検討、制度整備に資する検討等を着実に実施していくことが重要である。

また、廃棄物の処理及び処分方策に関する規制制度が円滑に整備されるよう、処理及び処分方策の具体化に向けた検討状況、技術的データについて、規制機関に積極的に情報提供を行い、認識の共有を進めていく必要がある。

表 5.2-1 放射性廃棄物の処理・処分に関する検討状況

報告：審議会等における報告書がとりまとめられたこと 制定：必要な法令等が制定されたこと

廃棄物の区分			原子力委員会	原子力安全委員会				安全規制関係法令等							
			処分方針	安全規制の考え方		濃度上限値等	安全審査指針	政令*	規則						
高レベル放射性廃棄物			報告 (1998年5月)	報告（暫定） (2000年11月)			今後検討	制定 (2007年12月)	制定 (2008年3月)						
低レベル放射性廃棄物	発電所廃棄物	放射能レベルの比較的高いものの 〔余裕深度処分〕	報告 (1998年10月)	報告 (2000年9月)	報告 (2007年7月) 報告 (2004年6月) 報告 (2000年9月)	報告 (2000年9月)	報告 (1987年2月、 1992年6月)	報告 (2007年5月)	報告 (2000年12月)	制定 (2000年12月)	制定 (2008年3月)				
		放射能レベルの比較的低いものの 〔浅地中ビット処分〕	報告 (1984年8月)	報告 (1985年10月)					報告 (1987年2月、 1992年6月)	報告 (1992年6月)	報告 (1988年3月)	報告 (1987年3月、 1992年9月)	報告 (1993年1月)	制定 (1992年9月)	制定 (1988年1月、 1993年2月、 2008年3月)
		放射能レベルの極めて低いものの 〔コンクリート等廃棄物〕 〔浅地中トレフ処分〕													
		放射能レベルの極めて低いものの 〔金属等廃棄物〕〔浅地中トレフ処分〕													
	長半減期低発熱放射性廃棄物 ・TRU廃棄物	報告 (2000年3月、 2006年4月)	報告 (2006年4月)	報告 (2000年9月)	報告 (2007年5月)	報告 (2000年9月)	報告 (1987年2月、 1992年6月)	報告 (1992年6月)	報告 (1988年3月)	報告 (1987年3月、 1992年9月)	報告 (1993年1月)	制定 (1992年9月)	制定 (1988年1月、 1993年2月、 2008年3月)		
	ウラン廃棄物	報告 (2000年12月)													
	研究所等廃棄物	報告 (1998年6月)													
	RI廃棄物	報告 (2004年1月)													
廃棄物の区分			原子力委員会 処分方針	原子力安全委員会等 クリアランスレベルの値				安全規制関係法令等 政令*		規則					
放射性物質として扱う必要のないもの	原子炉施設等から発生する廃棄物等	主な原子炉施設 （※試験研究炉を含む）	報告 (1984年8月)	報告 (1999年3月)	報告 (2004年12月)	報告 (2000年9月)	報告 (1987年2月、 1992年6月)	報告 (2007年5月)	報告 (2000年12月)	報告 (1988年3月)	報告 (1987年3月、 1992年9月)	報告 (1993年1月)	制定 (1992年9月)	制定 (1988年1月、 1993年2月、 2008年3月)	
		軽水炉、高速炉		報告 (2001年7月)											
	核燃料施設から発生する廃棄物等	核燃料使用施設 （照射済燃料及び材料を取り扱う施設）		報告 (2003年4月)											検討中
	上記以外の核燃料施設														
	RI施設から発生する廃棄物	RI廃棄物使用施設													

* 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律に係る政令。

出典：資源エネルギー庁ホームページ；http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/gaiyo/gaiyo04-1.html

5.4 福島第一原子力発電所廃棄物対策における中長期的観点からの対応方針

上記 5.2 の国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方及び現状の取組評価から抽出された課題を踏まえ、福島第一原子力発電所の中長期的な固体廃棄物対策において、廃棄物対策全体を計画的に進める必要性から、今後注力して対応すべき、又は現在取り組まれつつあっても特に留意すべき事項など、今後の廃棄物対策に重大な影響を与える事項への対応方針について以下に述べる。

5.4.1 保管管理

(1) 発生量低減

a. 持込抑制

現在実施されているサイト外から持ち込まれる梱包材、予備品等の持込抑制は、そもそも放射性廃棄物として保管管理、処分しなければならなくなる固体廃棄物の発生量の低減や敷地の有効活用に一定の効果があると考えられることから、それを一層徹底することが合理的である。また、サイト外からの持込み抑制に資するためにも、また、廃棄物保管容量を増加させないためにも、構内再利用などの促進も検討すべきである。

b. 二次廃棄物に対する考慮

例えば、減容のために焼却炉を導入する場合、所定の運転期間後に、施設本体に加え、オフガスフィルター、機器設備の消耗品等が二次廃棄物として発生する。二次廃棄物については、廃棄物全体の減容効果、処分に影響を与えるおそれがあることや、その処理についても考慮が必要である。

また今後、被ばく低減、燃料デブリ取り出しのための準備作業等のために除染のニーズが高まっていくことが予測される。除染のためにコンクリート表面に水を使用すると、浸透汚染が発生し、結果的に固体廃棄物の量が増えて処分の負担の増加につながる可能性もある。除染によって、廃棄物に有機物や有害な物質が持ち込まれることによって、処分施設のバリア性能に影響を与えるような状況をもたらすこともある。

従って、固体廃棄物の減容設備を導入する場合、合理性の観点から二次廃棄物の発生に留意することが重要である。

また、除染の際には、目標除染性能達成は優先されるものの、二次汚染抑制はもとより、発生する二次廃棄物の性状や処分への影響を評価しておくことにより、固体廃棄物の処分への影響も考慮した上で適切な技術を選択し、除染ニーズに対応していくことが重要である。

(2) 保管管理

a. 保管管理計画

線量率の高い固体廃棄物は、既存の固体廃棄物貯蔵庫や覆土式一時保管施設への分別保管が実施されている。より適正な保管を行うため、至近では、ドラム缶を約 110,000 本保管できる規模の固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟の建設に着手されている。以後の保管施設等については、廃棄物の保管状況や発生量予測を踏まえて概念検討に着手されている。

引き続き、復旧工事等に伴い固体廃棄物が日々発生し増加していくことから、それぞれの工事に伴い発生する廃棄物の発生時期、量及び性状の予測を行い、それに基づく保管管理計画を策定することが現在予定されている。これは、限られた敷地を有効活用して計画的かつ円滑に保管管理を実施していく観点から重要である。

b. 燃料デブリ取り出し作業に伴い発生する廃棄物等の保管管理計画について

今後、燃料デブリ取り出し作業が開始されると、これに伴って大量の固体廃棄物の発生が予想される。

燃料デブリ取り出し作業の際に、周辺の撤去物、資材・機材等は廃棄物となるが、高線量で放射性物質濃度の高い重量物も含まれるため、保管管理や処分対策に十分に配慮することが重要である。燃料デブリ取出しを円滑、効率的に進めるためにも、これらの廃棄物に適した保管場所や保管方法について、燃料デブリ取出し工法の検討と並行して検討しておくことが必要である。

5.4.2 処理・処分

(1) 性状把握

a. サンプルング計画

建屋地下スラッジのように、含まれている放射性物質によっては保管管理や処理・処分に影響を与える可能性がある廃棄物があり、性状把握が極めて重要である。その中で試料が採取できていないものについては、高線量で接近が困難なために採取が難しいものも含まれると考えられるものの、採取方法を調査検討し、適用性を確認しつつ、サンプルング計画を早期に策定することが重要である。

サンプルング計画の策定に際しては、分析拠点及び新規の分析・研究施設の受入れ能力や輸送能力等も考慮した上で、少ない試料でも処理及び処分方策の検討に資することができるデータの取得を最優先に、サンプルングおよび分析の計画を検討すべきである。

b. 性状把握のための分析能力

性状把握のための分析は、固体廃棄物処分方策の検討の基礎となるのみならず、施設解体計画、作業員の被ばく低減対策、固体廃棄物の処理計画、分類保管計画、等の立案に重要な情報となる。

性状把握のための分析については、50 試料／年程度¹¹を現在実施中であるが、今後は分析対象試料の種類増加やより低い濃度での定量が求められるなど、分析への要求は数量、質とも厳しくなる。

これに応えるためには、現時点では利用されていない既存の分析施設の活用、新規の分析・研究施設の整備及びそれらの運用体制の強化・整備により、分析能力の増強を図ることが極めて重要である。

また、分析技術や前処理技術の改良、分析方法が確立していない放射性物質の分析技術の開発、線量率の高い試料の分析に適した分析方法の開発も重要である。

さらには、それら開発や分析を担う人材の確保・育成も継続的に行うことも重要である。

¹¹ 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発 平成 26 年 7 月 IRID シンポジウム

廃棄物試料の分析の実施状況を表 5.4-1 に示す。

(2)処理及び処分方策に関する検討

a. 福島第一原子力発電所廃棄物の特徴に応じた処理及び処分方策

現行の中長期ロードマップにおいて、2017 年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめ、2021 年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することとされている。

固体廃棄物の処理及び処分方策は、安全かつ合理的なものとする必要がある。そのためには、まず、廃棄物の属性・化学的性状および放射性物質濃度などその特徴を把握し、それに適した処分方策を検討した上で、その処分方策を念頭においた処理のあり方を検討することが必要である。関係機関がより一層連携してこれらの総合的な検討を行うことにより、処理及び処分方策を具体化していくことが極めて重要である。

b. 区分管理・履歴情報管理について

固体廃棄物は、日々の作業だけでなく、今後、施設の除染、燃料デブリの取出し、施設の解体等の進展とともにますます増加していくことから、安全な保管管理や処分を円滑に実施するためには、適切な区分管理を行っておくことが重要と考えられる。そのため、廃棄物の発生履歴等の属性、汚染履歴、包含される放射性物質濃度等の情報を保存・管理し、それに基づき区分管理を行うことが重要である。

このような廃棄物の履歴情報は、具体的に処理や処分を行う際の重要な情報となることから、その保存管理手法として、廃棄物の性状、処理・廃棄体化に関する技術情報、処分に関わる管理情報等を含むデータベースの構築と活用も有用である。

c. 規制制度について

現行の中長期ロードマップにおいて、2021 年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分に関する安全規制の枠組みを作るために必要な情報を整理する、とされている。また、原子力規制庁では、現在、事故施設廃棄物ではないが、関連した処分に関する安全規制の検討が行われている。

固体廃棄物に関する規制制度が円滑に整備されていくためには、規制機関と認識の共有化を図っていくことが重要と考えられる。そのため、廃棄物の性状把握状況、処理及び処分方策の検討状況、関連する調査・研究開発の技術的データ等必要な情報を規制機関に適宜積極的に提供していくことが重要である。

今回提示した放射性廃棄物対策における基本的考え方についても、今後、規制制度、基準等が整備される際の基本的考え方に関連する事項であるため、規制機関との共有を図っていくことが重要である。

表 5.4-1 廃棄物試料の分析状況

分類	試料	試料数	分析年度
汚染水	1～4 号機タービン建屋滞留水等	13	H23-24
	集中 RW 地下高汚染水	2	H25
	濃縮廃水 (RO)	1	
	集中 RW 地下高汚染水	5	H25
	高温焼却炉建屋地下滞留水	4	
	処理水 (セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置)	15	H23-25
	1,3,4 号機周辺瓦礫	2	
	4 号機燃料プール瓦礫	3	H25
	ボーリングコア (1 号機 1 階床・壁, 2 号機 1 階床)	10	H26
	原子炉建屋内 (1 号、3 号)		
植物	ボーリングコア (2 号機 5 階床)		
	伐採木 (枝、葉)	5	H23-25
	3 号機周辺 生木 (枝)	2	
	構内各所の立木 (枝葉、それに対応する落葉、土壌)	121	H25-26

出典：廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料より作成

5.5 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた廃棄物対策に関わる今後の対応

福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けては、施設全体のリスク低減及び最適化を図るために必要な措置の迅速かつ効率的な実施が求められている。廃棄物対策としては、事故で発生した固体廃棄物の安全かつ安定な保管管理が求められるとともに、中長期を見据えて処理方法や処分概念の検討が重要である。

取組の現状は 5.3 で述べたように、保管管理について、焼却設備の導入時期の遅れを除いては概ね予定通り進捗している。また、処理・処分については、2017 年度の処理・処分の基本的考え方の取りまとめに向けて、廃棄物の性状把握や処分概念の検討が着実に進められている。

本章においては、固体廃棄物対策に関する全体的な今後の対応について、5.2 の安全確保の基本的考え方や 5.4 の中長期観点からの対応方針を踏まえ、研究開発も含めて述べる。

廃棄物対策分野の技術戦略プランにおける今後の対応を、図 5.5-1 にまとめて示す。

5.5.1 保管管理

(1) 廃棄物低減

現場においては、物品の持込抑制対策及び再利用促進策が計画的に実施され、固体廃棄物低減対策が定着することが期待される。

廃棄物低減対策においては、処分方策が具体化していない段階で、減容処理や除染を行う必要が生じる場面も考えられる。その際に現場の判断を円滑にするために必要に応じて、NDF としては、減容処理や除染の技術を選定するためのガイドラインを整備することとしたい。

(2) 保管管理

廃止措置等に伴い今後も固体廃棄物が発生することから、保管管理計画を推進していく上で将来課題が発生した場合は、NDF としてはその解決を支援していくものとする。

水処理二次廃棄物の長期安定保管に必要な対策について、引き続き研究開発していくことが重要である。

5.5.2 処理・処分

(1) 性状把握

サンプリング計画に基づきガレキ、伐採木、汚染水処理二次廃棄物等の試料を採取し、核種濃度、化学組成、物理的性状等を分析するとともに、分析データ及び解析的な手法によるインベントリ評価を行うことにより、性状把握を進める。

今後運用される分析施設を活用することにより分析データのさらなる蓄積が期待されることから、分析施設の運用体制を早期に整備し維持することが必要であり、NDF が中心となって関係者間の役割を明確にすることが重要である。

また、難測定核種等の分析技術の開発、性状の評価精度の向上、インベントリ推定確度の向上なども重要である。

(2) 処理及び処分方策に関する検討

2017 年度の固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめ及び 2021 年度頃を目途とした固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しの確認に向け、必要な調査、研究開発及び検討を行う。

廃棄物の性状把握を着実に進めるとともに、その結果を踏まえた固体廃棄物の処分概念や安全評価手法の検討、処分概念に適した処理技術の検討・研究開発などを併行して行う。これらの廃棄物の発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物管理・取扱い方法（廃棄物ストリーム）の検討の成果を踏まえ、NDF が中心となって、廃棄物の安全かつ合理的な処理及び処分方策の具体化を図っていくこととしたい。

また、規制制度が円滑に整備されていくよう、NDF は、規制機関に対して必要な情報提供を行っていくこととしたい。

事項/年度	第 2 期					第 3 期
	2014	2015	2016	2017	2018 以降	
	(前)		(中)		(後)	
主要イベント	▽処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ					▽処理・処分における安全件の見直し確認
1. 固体廃棄物の保管管理						
(1) 発生量低減						
① 持込抑制						
② 二次廃棄物に対する考慮	減容処理、除染方法検討時の二次廃棄物評価 減容処理、除染方法の選択と処分影響評価 減容処理、除染の技術選定上のガイドライン作成					
(2) 保管管理						
① 保管管理計画	保管管理計画策定 保管管理計画見直し					
② 燃料デブリ取出し作業に伴って発生する廃棄物等の保管管理計画	デブリ取出し時の廃棄物量・性状予測 デブリ取出し時の廃棄物保管計画の策定 デブリ取出し時の廃棄物保管施設整備 水処理二次廃棄物の長期保管方策の検討					
						現場作業 現場工事等に関わる技術的検討 研究開発

図 5.5-1 廃棄物対策分野の技術戦略プランにおける今後の対応 (1/2)

事項/年度	第 2 期					第 3 期
	2014	2015	2016	2017	2018 以降	
	(前)			(中)	(後)	
主要イベント	▽処理・処分に關する基本的な考え方の取りまとめ					▽処理・処分における安全性の見直し確認
2. 固体廃棄物の処理・処分						
(1) 性状把握						
(1) 廃棄物サンプリング計画	採取方法の調査・検討 サンプリング計画立案					現場作業 現場工事等に関わる技術的検討 研究開発
(2) 性状把握のための分析能力	人材育成 分析技術の開発 分析機器の整備 輸送容器の整備					
	放射性核種の分析、化学組成・物理性状の把握		開発技術を活用した分析データの蓄積、性状の評価精度向上			
	難測定核種等分析技術開発					
	インベントリ評価手法の開発		インベントリ推定精度の向上			
(2) 処理及び処分方策に関する検討	処理・処分に關する基本的な考え方の取りまとめ					処理・処分における安全性の見直し確認
①福島第一原子力発電所廃棄物の特徴に応じた処理及び処分方策						
②区分管理・履歴情報管理	区分管理の徹底 廃棄物情報、データベースの追加・更新 履歴管理情報の管理					
③規制制度	規制機関への情報提供					規制制度整備に必要な情報の提供
	技術調査		廃棄体化技術の適用性評価のための基礎試験			
	廃棄体化技術の適用性の検討		性能評価、その結果を踏まえた校込			
	既存処分概念の調査		候補概念の校込、有望候補の処分概念検討		廃棄体化技術に関する課題解決	
	既存安全評価手法の調査		候補概念の安全性評価			
	既存安全評価手法の適用性検討		処分概念、安全性評価手法の合理化・高度化		処分概念、安全性評価手法の信頼性向上	
	データベースの運用・段階的の高度化		データベースの運用・改良			

図 5.5-1 廃棄物対策分野の技術戦略プランにおける今後の対応 (2/2)

6. 研究開発への取組と全体計画

6.1 研究開発の検討方針

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的難易度が極めて高い課題を多く伴うものであり、政府による補助事業や施設整備事業を通じ、現場への適用を目指した信頼性が高い技術の研究開発が進められてきている。

政府の「中長期ロードマップ」ではこれに沿った「研究開発計画」が併せて提示され、複数の研究開発プロジェクトが進められている。これらの研究開発の実施主体におけるマネジメント体制を強化するため、2013年8月にIRIDが設立されるとともに、JAEAを中心として研究拠点施設の整備や基盤的な研究の取組が進められてきている。

こうした中、NDFは法定業務として「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」を行うこととしており、設立の際に「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発に関する業務を実施するための方針（以下「研究開発業務実施方針」という。）」を策定し、研究開発の企画、調整及び管理の在り方（研究開発マネジメントの在り方）を明確化した。

本章では、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランで提示される研究開発課題を踏まえ、今後取り組むべき研究開発の全体計画を下記の構成で提示する。

6.2 節 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発の取組の全体像を概観

6.3 節 現行の研究開発における見直しの方向を提示

6.4 節 研究開発を円滑かつ確実に進め、現場への適用につなげるための研究開発マネジメントの在り方について提起

6.5 節 長期にわたる廃炉作業や研究開発の基盤として必要とされる研究や研究拠点施設、人材育成の取組の現状と今後の在り方について提示

6.2 研究開発の概観

本節では、福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発の取組の全体像について概観する。

6.2.1 研究開発の分類

技術的難易度の高い課題が多い福島第一原子力発電所の廃炉に寄与することを念頭に置いて、様々な実施主体において、以下の多様な内容の研究開発が進められてきている。研究開発の段階と中心となる実施機関を図6-1に示す。

NDFは、研究開発を推進するために、これらの研究開発を一元的に把握・レビューするとともに、各々の実施主体の特性や期待される成果を踏まえた上で、役割分担の明確化と関係機関の密接な連携により、全体最適化に取り組んでいく。

＜内容別の研究開発の例＞

(1) 放射線環境下における遠隔操作等のための機器・装置の開発

- (2) 構造物・システムの安全性・信頼性等に関する評価手法の開発
- (3) 燃料デブリ性状など戦略決定の裏付けとなるデータ取得、分析・評価などの研究
- (4) 放射性物質の挙動、腐食に関する機構、物理現象の解明や把握などの研究

＜実施主体別の研究開発の例＞

- (1) 東京電力やプラントメーカーが自ら取り組む研究開発
- (2) 国主導の事業として、IRID などの研究機関により現場への適用を目指して進められている研究開発
- (3) JAEA 等が取り組む研究施設整備や基礎基盤的な研究開発
- (4) 研究機関、大学等が自ら取り組む研究開発

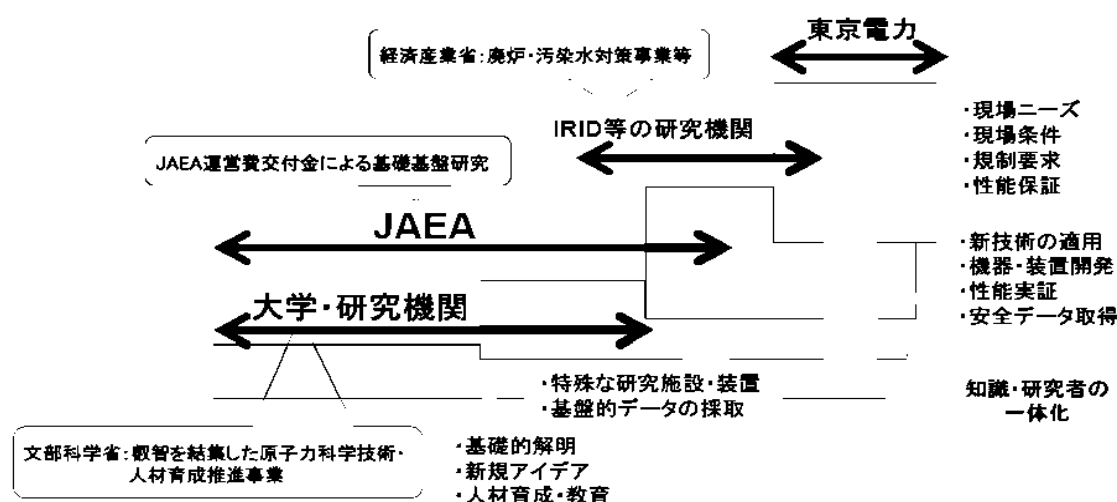


図 6-1 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発事業の全体像

6.2.2 政府の研究開発事業の全体像

様々な実施主体による多様な取組のうち、政府予算による研究開発については、経済産業省、文部科学省により以下の複数の事業が進められてきている（予算の推移を表 6-1 に示す）。

(1) 廃炉・汚染水対策事業（経済産業省）

技術的難易度が高い課題について、現場に適用を目指して要素技術・システムの開発を補助する事業

a. 技術開発事業

- i) 使用済燃料プールからの燃料取り出し対策
- ii) 燃料デブリ取り出し対策
- iii) 廃棄物対策

b. 燃料デブリ取出し代替工法の概念検討と要素技術の実現可能性検討事業（国際公募）

c. 汚染水処理対策技術検証事業（国際公募）

備考：上記の他、汚染水処理対策・実証事業（経済産業省）において凍土方式の陸側遮水壁、高性能多核種除去設備（ALPS）の大規模実証事業が進められてきている。

- (2) 研究拠点施設整備事業（経済産業省）
遠隔操作機器・装置の実証、廃棄物や燃料デブリなどの放射性物質の分析及び研究のための施設を整備する事業。
- (3) JAEA 運営費交付金等における基礎基盤研究、施設整備費補助金等による拠点整備事業（日本原子力研究開発機構）
JAEA がこれまでの研究成果を活かしつつ実施している廃炉の基盤となる研究、ならびに東海・大洗地区の既存施設や浜通り地域に設置する新規施設に加え、多様な分野の研究者が集結するための拠点を整備する事業。
- (4) 叡智を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（平成 26 年度までは、廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム）（文部科学省）
国際共同研究を含め様々な分野間の研究者が融合・連携した原子力の課題解決に資する研究開発を推進するとともに、産学が連携した人材育成の取組を支援することを目的とした事業。

表 6-1 関連事業の予算推移

（単位：億円）

①廃炉・汚染水対策事業 （補助事業）	20(補正)	20(当初)	87(当初)	215 (25年度補正)	231の内数 (25年度補正)
②研究拠点施設整備事業 (JAEA事業への出資等)			850 (24年度補正)		
③JAEA運営費交付金(基盤研究)、拠点整備事業		50の内数 (当初)	60の内数 (当初)	61の内数 (当初)	61(予算案)
④大学等における基盤研究、 人材育成				3(当初)	20(予算案)
(参考) 汚染水処理対策・実証事業 (補助事業)			206 (予備費)	264 (25年度補正)	

6.3 研究開発プロジェクトの次期計画

燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランにおいて提示されている研究開発課題については、課題の重要度や難易度を踏まえて役割分担や実施体制を検討した上で、その達成すべき目標に向けて迅速かつ的確に実行に移すことが重要である。特にこれらの課題のうち技術的難易度が高い課題については、適切に研究開発プロジェクトに反映し、その解決に向けて取り組んでいくことが重要である。

本節では、「廃炉・汚染水対策事業」において現場への適用を目指して取り組むべき研究開発プロジェクトの検討のステップと検討に当たっての重要な視点を示す。

6.3.1 検討のステップ

「廃炉・汚染水対策事業（技術開発事業）」において取り組むべき研究開発プロジェクトの次期計画（以下「次期計画」という。）は、図 6-2 に示すように以下のステップにより検討する。

- (1) 現場の最新状況等を踏まえ、現行の研究開発プロジェクトについて妥当性等の確認・検討を行い、課題を抽出・特定。
- (2) 「戦略プラン」等の検討を通じ、優先的に取り組むべき研究開発課題を特定・整理。
- (3) 上記を踏まえ、新たな課題への対応を含め、個別の研究開発の見直しの方向を提示。

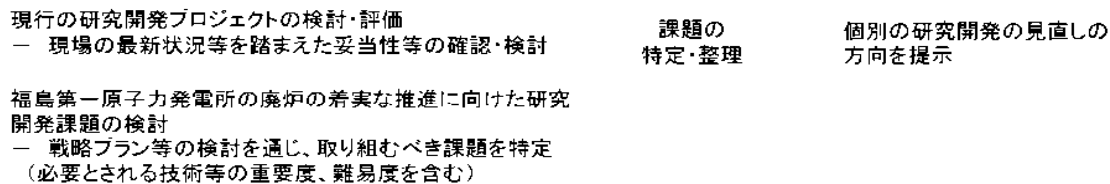


図 6-2 次期計画の検討フロー

6.3.2 検討に当たって考慮すべき重要な視点

次期計画の検討に際しては、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランにおいて提示された研究開発課題の解決に向けた取組を迅速かつ的確に実施するために、特に下記の点を重視すべきである。

国主導による研究開発事業における仕様

<個々の研究開発に共通の重要な視点>

- (1) 研究開発の目的・目標の明確化
 - a. 現場工事や現場工事等に関する技術的検討から抽出される要求が十分に反映された計画・仕様とする。
 - b. プラントの状況等最新の現場状況を適時に反映することが可能な体制とする。
 - c. 開発成果がどのようなタイミングで現場工程に活用されるか十分に意識する。
- (2) 東京電力が実施すべき現場工事・現場工事等に関する技術的検討、研究開発との分担の明確化
 - a. 研究開発は機器・装置や評価手法の開発が主目的であり、開発成果を東京電力が現場等で活用することを前提として、規制対応を含め役割分担や目標工程を設定する。
- (3) 主な目標工程
 - a. 2018 年度上半期の燃料デブリ取り出し方法の確定に間に合うような工法の実現性評価及び工法方針の決定
 - b. 2017 年度中の固体廃棄物の処理・処分に係る基本的考え方の取りまとめ

<主要なテーマごとの重要な視点（燃料デブリ取り出し）>

- (1) 炉内状況把握の高度化（4.2 節及び 4.3.1 節関連）

- a. 炉内・燃料デブリの状況を可能な限り具体的に把握し、安定状態にあることを継続的に確認していくために、複数の個別プロジェクトごとの目的・目標を明確にするとともに、現場等で得られるデータ・情報や研究成果を適時に反映しながら連携・調整を図る。
- b. 特に、カメラ・センサー等計測装置を活用して燃料デブリ等の状況を直接的に視認する PCV 及び RPV の内部調査・サンプリングについては、調査すべき特定の箇所の優先順位を考慮した調査計画を常にアップデートし、更なる技術の開発・活用を検討する。
- c. 燃料デブリの取り出し工法の検討にも資するべく、燃料デブリの位置・FP 分布を把握する。

(2) 燃料デブリ取り出し工法の実現性評価及び取り出し作業時の安全確保（4.3.2 節～4.3.5 節関連）

- a. 2018 年度上半期の燃料デブリ取り出し方法の確定に資するよう、冠水工法及び気中工法（上方、側面からのアクセス）について、各技術要件の実現性を評価するために必要なデータ・情報を取得する。特に、PCV の補修・止水の技術的成立性、PCV の健全性、遮へい及び閉じ込め機能などを適切に評価・確認する。
- b. 燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実現するための技術開発を着実に進める。

< 主要なテーマごとの重要な視点（廃棄物対策） >

- a. 2017 年度までに固体廃棄物の処理・処分にに関する基本的な考え方を取りまとめ、2021 年度までに固体廃棄物の処理・処分における安全性見通しを確認することを目標として、必要なデータ・情報を取得する。
- b. 特に、廃棄物の性状把握、処理方法、処分方法に関する検討を行い、発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物管理・取扱いに関する全体シナリオ（廃棄物ストリーム）の候補を提示することを目指す。
- c. 水処理の過程で発生する二次廃棄物については、長期間安定的な保管・処理を的確に行うための方策を検討する。

6.3.3 分野ごとの次期計画

「廃炉・汚染水対策事業」において実施中の研究開発プロジェクトについて、前述の検討フローと視点を踏まえて、個々に次期計画を検討した。当該の検討結果は、2015 年 2 月 26 日に開催された廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（第 15 回）で決定された研究開発プロジェクトの次期計画に反映された。以下に個別の研究開発プロジェクト一覧を、図 6-3～図 6-5 にそれらを分野ごとに整理した体系図を示す。

(1) 燃料デブリ取り出し分野

- a. 除染・線量低減
 - i) ①原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
- b. 止水
 - i) ②-1 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発
 - ii) ②-2 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験

c. 内部調査

- i) ③-1 原子炉格納容器内部調査技術の開発
- ii) ③-2 原子炉圧力容器内部調査技術の開発
- iii) ③-3 事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化
- iv) ③-4 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）

d. デブリ取り出し工法

- i) ④-1 燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発
- ii) ④-2 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
- iii) ④-3 原子炉圧力容器/原子炉格納容器の健全性評価技術の開発
- iv) ④-4 燃料デブリ臨界管理技術の開発

e. デブリ分析

- i) ⑤燃料デブリ性状把握（模擬デブリを用いた性状把握、実デブリ分析）

(2) 廃棄物対策分野

a. 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

- i) 研究開発成果の統合（処理・処分にに関する基本的考え方の提示）
- ii) 性状把握
- iii) 処理に関する検討及び長期保管対策の検討
- iv) 処分にに関する検討

燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系 I : 炉内状況把握の高度化

- PCV 内部は、いずれの号機も温度が継続的に低く、放射性物質の計測等により再臨界が起きていないことが確認されており、燃料デブリは冷却されて安定した状態にある。
- 他方、建屋内アクセスは限定的であり、内部状況を視認するには技術的に困難な課題を伴う状況にあり、特に燃料デブリ位置の把握には、事故進展解析コードの改良による推定に加え、現場で計測される温度、放射性物質の分布等を考慮しながら総合的な分析・評価を進めていく。
- また、PCV 内部の特定箇所における燃料デブリ位置の確認を目的として、ミュオン測定による原子炉透視技術を開発するとともに、アクセス可能な貫通孔から挿入可能な遠隔操作型視覚・計測装置の開発を進める。
- 上記の他、PCV 等の健全性評価、建屋内のアクセス確保のための線量低減、PCV の破損・漏えい箇所の特定を進めていくことが重要であり、このための評価手法や機器・装置の開発・活用を進めていく。

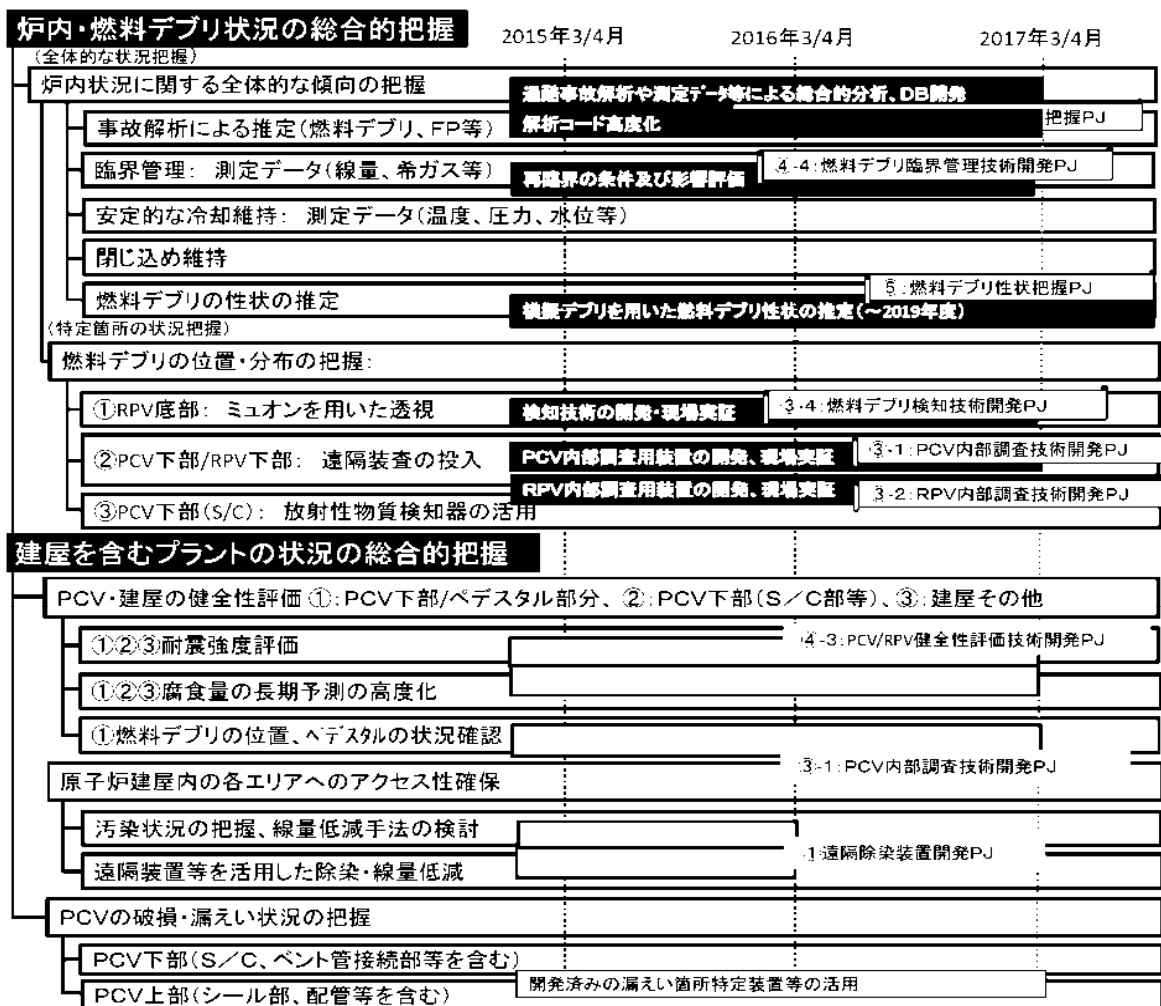


図 6-3 燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系 I : 炉内状況把握の高度化

燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系Ⅱ： 安全・確実な燃料デブリの取り出し

- 現行中長期ロードマップにおいては、2016 年度下半期に、PCV 下部補修方法の確定（HP DE-1）、PCV 内調査方法の確定（HP DE-2）を判断ポイントとして、2018 年度上半期に、PCV 上部補修方法の確定（HP DE-3）、燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法の確定（HP 3-2）を判断ポイントとして設定している。
- 今後、冠水工法に加え、気中工法（上部・側面アクセス）について実現性を評価し、号機ごとに（少なくとも初号機の）最適な燃料デブリ取り出し工法シナリオを選定するため、炉内状況の評価を前提として、作業時の安全確保に関する総合評価（PCV 等の構造健全性確保、臨界の防止・管理、冠水のための止水の成立性、放射線防護等）や作業に係る技術・システム自体の実現性の確認を行っていくために、必要となるデータ・情報を取得する。
- また、燃料デブリ取り出しの安全かつ確実な実施に向けて、燃料デブリ取り出し機器・装置、収納缶・移送装置等の開発を進める。

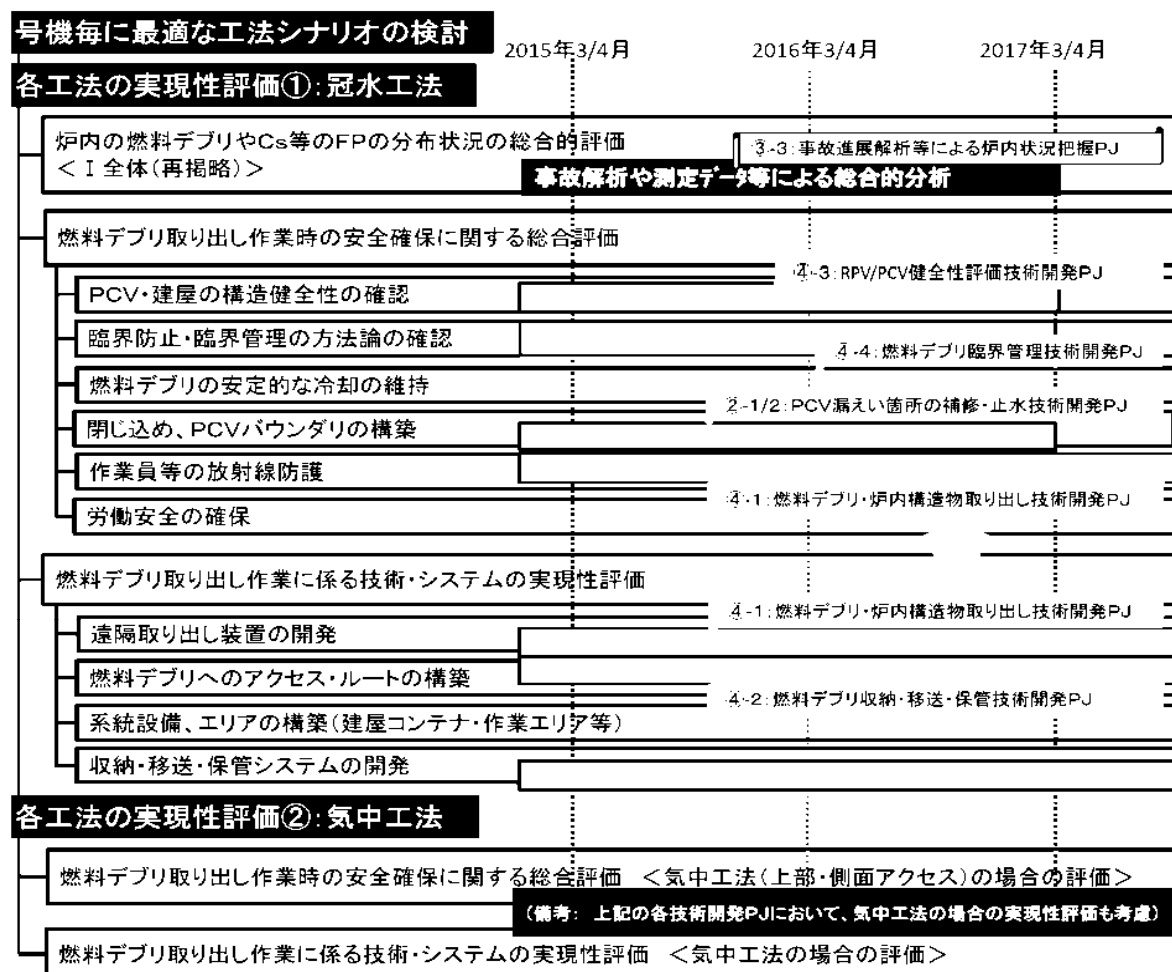


図 6-4 燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系Ⅱ： 安全・確実な燃料デブリの取り出し

廃棄物対策関連研究開発の体系

- 福島第一原子力発電所の事故で発生した固体廃棄物は、多様かつ大量であり、従来の制度、技術により対応していくことが困難であり、新たな技術を開発するとともに、制度的対応を検討していくことが不可欠。
- 現行中長期ロードマップにおいては、2017 年度に固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方を取りまとめること、及び 2021 年度頃を目途に処理・処分における安全性の見通しを確認することを目標として設定している。
- このため、固体廃棄物の性状把握、保管管理・処理といった処分前管理、処分の方法に関する検討を総合的に行い、その上で、これらの成果を整備・統合し、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめに反映するとともに、処分概念の調査・検討を進めることにより、安全規制などの制度化に必要な情報を整理する。
- また、水処理の過程で発生する二次廃棄物については、性状把握、長期間安定的な保管、処理のための検討を行う。

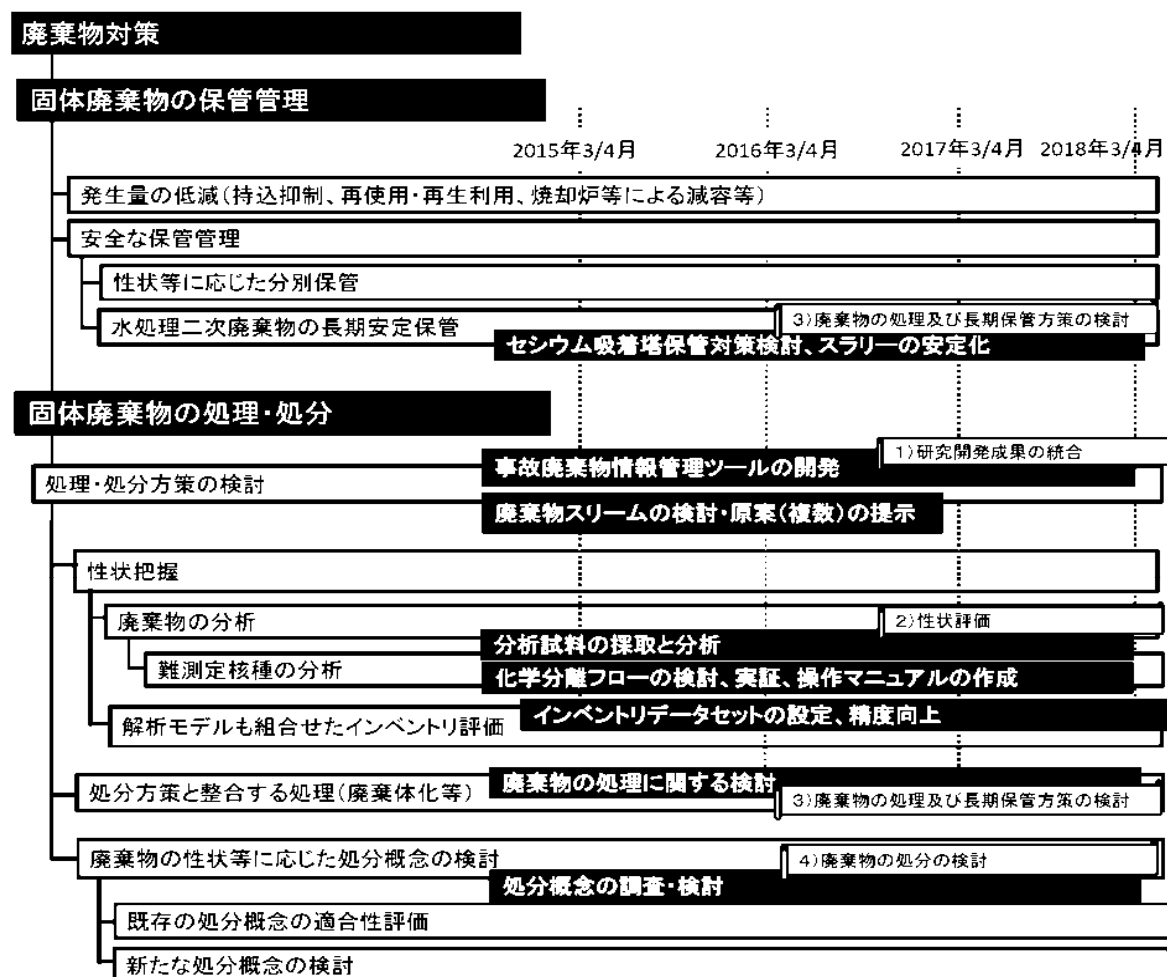


図 6-5 廃棄物対策関連研究開発の体系

6.4 研究開発マネジメント

本節では、「廃炉・汚染水対策事業」を中心として、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた現場への適用を目指した研究開発を円滑かつ成功裏に進めていくためのマネジメントにおいて重視すべき事項について提示する。

6.4.1 研究開発業務実施方針を踏まえて重視すべき事項

NDF は設立の際に「研究開発業務実施方針」を策定している。

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた現場への適用を目指した研究開発プロジェクトを的確にマネジメントしていくためには、研究開発業務実施方針に基づいた取組を基本としつつ、これに加えて表 6-2 に示す事項について重視していく。以下に研究開発業務実施方針において重視すべき事項の概要を記す。

「廃炉・汚染水対策事業」により進められている研究開発プロジェクトは、経済産業省が選定した基金設置団体及び事務局を通じて、研究開発の実施主体を中心としてマネジメントが進められていくこととなるが、NDF は、同事業に対して支援・協力を行っていくことが求められており、研究開発マネジメント体制等の強化に取り組んでいく。

(1) 実用化を念頭に置いた業務の実施

- a. 冠水工法及び気中工法を想定した工法・技術の適用性の検討
- b. 現場ニーズを踏まえた達成目標や優先順位の設定
- c. 各プラント共通の技術やシステムにおける研究開発プロジェクトの効率化
- d. 機器・設備等の維持・運用、作業安全等のための基準設定、運用に資する評価手法の開発

(2) 安全確保を重視した取組

- a. 研究開発課題や目標設定において安全確保に配慮
- b. 被ばく低減の取組を優先的に進めることにより作業員の安全確保を最大限考慮

(3) 適確なマネジメントの実行

- a. 多様な複数の研究開発プロジェクトを統合的にマネジメントするための手法の導入と体制の構築

(4) 円滑な廃炉作業を進めるための国内外の叡智の結集

- a. 国内外で活用されている技術、知見、経験の取り込みと関連機関、専門家との連携
- b. 技術調査、国際公募（RFI/RFP）を通じた技術成熟度の高い技術の活用
- c. 基盤的な研究における研究機関、大学との効果的な連携の強化

(5) 人材の確保に向けた取組

- a. 研究機関、大学と連携した基盤研究の推進を通じた人材育成・確保の強化

(6) 原子炉施設の安全高度化に資する事故究明への貢献を含め、事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等のアーカイブ化・情報発信

- a. 情報等の収集・整理を効果的に進め、統合的に管理・情報発信するための仕組みの構築

6.4.2 研究開発の各段階におけるマネジメント

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発には、例えば RPV、PCV の内部の状況を把握することを目標とする研究開発プロジェクトが複数ある。これらは燃料デブリの取り出し工法の検討などに資することを「共通の目的」とする研究開発プロジェクトであるから、この目的の達成に直結する合理的な目標を各々の研究開発プロジェクトに設定することが重要である。

これに加えて関連する現場工事や現場工事等に関する技術的検討を含めた取組を全体的に捉える研究開発マネジメントの仕組みの構築を目指すべきである。

具体的には、研究開発プロジェクト開始前の企画段階のマネジメントを適確に行うことに加えて、研究開発プロジェクト開始後においても、定期的に、課題や達成すべき目標を確認し、必要に応じて調整するためのマネジメントが重要であり、その際に検討・確認すべき事項を以下に提示する。(図 6-6 参照)

(1) 研究開発プロジェクト開始前の企画段階

- a. 燃料デブリ取出し分野、廃棄物対策分野等で示される目的から課題を特定し、リスクを考慮して課題解決に向けた取組の計画・マイルストーン作成。これに基づいて個々の研究開発プロジェクトの目標、役割分担を設定
- b. 各研究開発プロジェクトの役割分担設定に当たっては、現場工事や現場工事等に関する技術的検討などからの要求が十分反映されているのかを確認
 - i) 開発の対象(機器・装置、システム、評価手法、データ・情報取得等)
 - ii) 技術的成熟度とこれに基づく開発ステージの設定、ステージ移行の判定基準
 - iii) 機器・装置の共通基盤化^{注1}、最適な技術実証方法^{注2}、安全性等の評価手法等の第三者による確認・エンドースなどの方法論^{注3}
- c. 各研究開発プロジェクトの実行可能性を検証し、リスクを洗い出し、必要に応じて代替策を検討。
- d. 研究開発プロジェクト間のインターフェース・コントロール文書(伝達情報の文書)を作成

(2) 研究開発プロジェクト開始後の実施段階

- a. 各研究開発プロジェクトの進捗・課題、現場状況、ニーズ等を定期的にモニタリング
- b. 上記において重大な課題が確認された場合には、「共通の目的」を前提として個々の研究開発プロジェクトの目標変更の可否を判断(研究開発間の関係性の考慮も必要)
- c. 「共通の目的」に影響があるような場合には、上位のマネジメントに報告

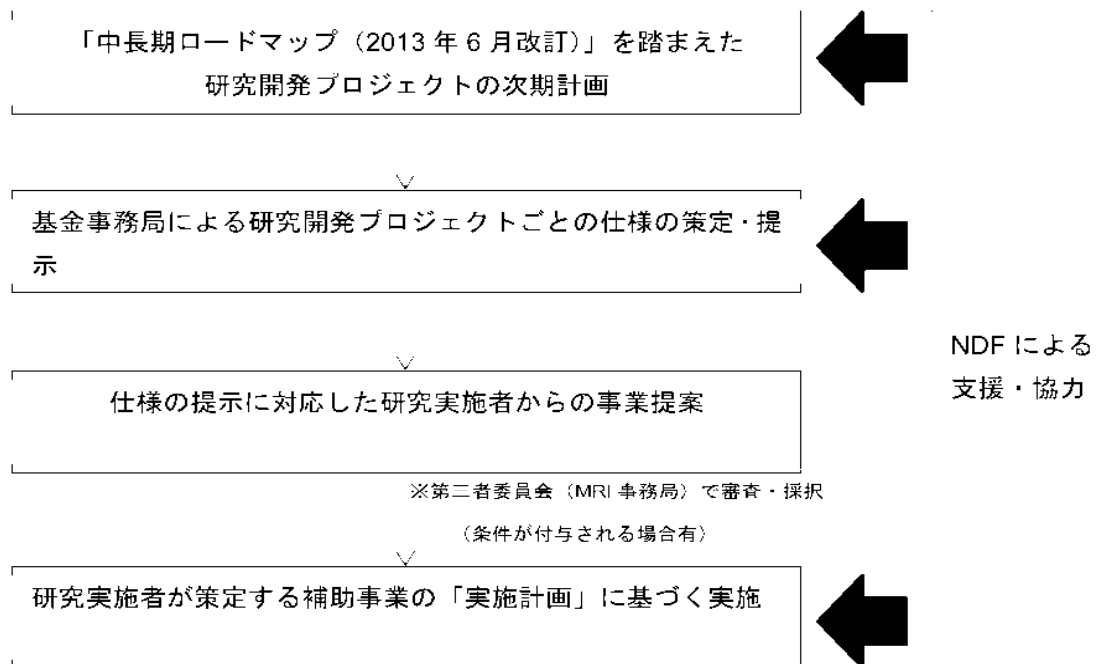


図 6-6 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発プロジェクトの企画・実施フロー

注 1： 機器・装置の共通基盤化について

- (1) 燃料デブリ取り出しのための遠隔技術・システムの開発や運用を可能な限り効率的に進めていくためには、機器・装置の共通基盤化を図ることが鍵と考えられる。
 - a. 「共通基盤化」には、例えば以下が含まれる。
 - i) 機器・装置をプラント間で共通化（例えば、モーターの流用や交換が可能）
 - ii) 同一機能のシステム等における機器・装置の共通化（例えば、作業台車を統一）
 - iii) 汎用品などの既存技術の適用（例えば、無線インターフェース）
- (2) 既存技術（汎用品を含む）の調査、開発・試用を完了した機器・装置のデータベース化を進めるとともに、これらを共通基盤として可能な限り活用していくための機器・装置開発の在り方について検討。
- (3) なお、機器・装置開発において、「過酷な作業環境における人間と機器の役割分担」を明確にしておくことが、当該機器・装置開発を成功に導くために極めて重要。

注 2： 機器・装置の最適な技術実証方法について

機器・装置の開発・実証や作業員の訓練に当たって必要となるモックアップ試験、現場実証に関する基本的な考え方を示すとともに、研究開発の具体的な計画を立案する上では、以下の施設等における取組を効率的に組合せながら進めることが重要。

- (1) メーカーの工場や研究施設における小中規模モックアップ
- (2) モックアップ試験施設などにおける実規模モックアップ（部分的対応も可能）
- (3) 5, 6 号機を活用した実証・訓練（放射線管理施設であることに留意が必要）

前述の基本的な考え方については、具体的には以下の例が考えられるが、今後、更なる検討を行っていく。（詳細な考え方を別紙に示す）

注3： 安全性・信頼性など評価手法の第三者による確認・エンドース

- (1) 健全性評価手法等の開発などにおいては、国内の学協会、国際機関などと連携しつつ進めることなどにより、検討の成果の妥当性が広く認められるような取組が重要であり、研究開発のマイルストーンに組み込む必要有り。
- (2) 特に将来の規制対応に活用することを念頭に置いた評価手法等を開発する場合には、最終的に第三者による確認・エンドース等をどのように得ていくのかを検討すべき。

6.5 研究開発の基盤としての活動

本節では、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組に資する研究開発拠点の整備、基盤となる研究活動、中長期的な視点からの人材育成・確保の取組に関する現状と今後の方向について提示する。

6.5.1 研究開発拠点の整備

現在、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組に資するための研究開発拠点として、「廃炉国際共同研究センター」を整備する構想が進められている。本構想は、JAEA が保有する茨城県東海・大洗地区の既存の施設に加え、福島県浜通り地域の楢葉町に現在建設中のモックアップ試験施設、大熊町に建設計画を有する放射性物質の分析・研究施設などの新規施設、さらには計画中の国際共同研究棟を活用し、多様な分野の国内外の大学、研究機関、企業等の研究者が集結するための拠点を整備する計画である。2015年4月より、JAEA 内の組織の一つとして同センターを立ち上げ、その後、福島県内に本格的な拠点を整備し、2016年度内に運用を開始する予定である。

このうち、モックアップ試験施設は、遠隔操作機器・装置の実証のための施設であり、PCV 下部の補修・止水のための機器・装置等の実規模試験を行うことを予定している。2015年夏から一部運用を開始し、2016年度から本格運用すべく施設整備が進められている。

また、分析・研究施設は、廃炉に伴って排出される廃棄物等の放射性物質の分析や研究のための施設であり、難測定核種分析手法等の開発や燃料デブリ等の性状把握、処理・処分技術の開発等を行う予定である。比較的線量の低い放射性物質の分析・研究を行う第1棟を2017年度から、線量の高い放射性物質の分析・研究を行う第2棟を2020年度から開始すべく施設整備が進められている。

研究開発拠点の整備・運用に当たっては、効果的・効率的な研究の遂行のため、異なる分野、役割、専門性を持つ人材や組織を糾合し、成果等の情報を共有し、それらの枠を超えてそれぞれの能力を互いに補完しながらチーム力を発揮することに留意し、枠組みの構築を進めることが重要である。具体的には、中核となる拠点を形成することにより、分野のコミュニティの活性化や人材の糾合・流動化などを行いつつ、研究を進めていくことが期待される。また、中核拠点を形成し、その機能を維持・発展していくためには、オープンイノベーション拠点に求められる機能などを参考に、高度なマネジメントや支援に関する能力を整備していくことが必要である。

さらに、基盤研究と人材育成とは密接に関連することから、大学等とも協力し、基盤研究・人材育成一体となった拠点の形成も進めていくべきである。

なお、研究開発拠点の整備や運用の過程において、研究者・技術者をはじめ一層多くの人材や関係機関が参加することにより、地域の復興にも資することが期待される。このため、福島県及び周辺の地域における復興や研究拠点構想（環境回復、健康管理、地域経済振興等）と連携を図りながら進めていくことが重要と考えられる。

6.5.2 廃炉技術の基盤となる研究開発

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発については、6.2.1 項で示したとおり、「東京電力やプラントメーカーが自ら取り組む研究開発」、「国の補助事業として IRID が中心となり現場への適用を前提として進めている研究開発」といった現場への適用を目指した技術の開発がなされている。一方、「JAEA が取り組む研究施設整備や基盤的な研究開発」や「研究機関、大学等が自ら取り組む研究開発」では、廃炉の加速化に資する先端的研究開発や既存の廃炉技術の代替等に向けた多様な可能性の追求、学術的な知見の提供といった廃炉技術の基盤となる研究開発が実施されている。

JAEA においては、IRID の一員として現場への適用を目指した技術の開発を実施するほか、これまでの研究成果を活かす形で基礎基盤的な研究開発を実施している^{注4}。

注4： JAEAの平成26年度（2014年度）の業務運営に関する計画（年度計画）＜抜粋＞

（前略）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等を円滑に進めるための以下の基礎基盤研究等を着実に実施する。

- 使用済燃料プール燃料取り出しに係る課題解決のため、燃料集合体等の長期健全性に係る試験として照射済材料等による腐食試験を継続する。
- 燃料デブリ取り出し準備の検討として、燃料デブリ及び炉内構造物の切断技術について、模擬試験体を用いた切断試験を実施し、適応性評価を完了する。燃料デブリの臨界管理のため、再臨界時挙動解析手法の高度化を継続する。計量管理のための核燃料物質測定について、各候補技術の適用性評価に係る基礎試験を行う。事故進展解析に係るコードの改良・試験を進め、データを蓄積する。
- 放射性廃棄物の処理・処分に関しては、シビアアクシデントにより生じた放射性廃棄物や今後発生する解体廃棄物等の安全かつ合理的な処理・処分のための基盤整備、技術的検討を継続する。
- また、廃止措置等に必要な遠隔操作技術については、圧力容器等の内部調査のための試作機による実証試験を行う。現在の福島第一原子力発電所の作業環境と類似した環境を有する施設を活用し、福島第一原子力発電所の廃止措置を加速するために必要なデータの採取等を継続する。

その他の研究機関や大学等においても、廃炉に資する研究開発が進められている。例えば、高エネルギー加速器研究機構において研究されてきたミュオン粒子による物質の可視化研究は、同機構の協力のもと、IRID により燃料デブリの位置を検知するための技術開発・実証に取り組まれている。また、福島大学が中心となって開発し、提案された放射性物質（Sr90）を迅速に分析可能な装置は、東京電力との共同での実証試験を経て、分析に時間を要する既存の分析手法の代替手段として、東京電力により現場工事に実際に使用されている。このように、研究機関や大学における基盤的な研究開発の成果は、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた現場工事や研究開発に適用されている。

さらに、東北大学において、福島第一原子力発電所の廃炉が長期間要することを念頭に、PCV や注水配管等の防食と長期寿命予測技術の基盤構築を図るため、反応機構を数理モデル化し、腐

食機構解析技術や腐食モード評価技術の確立に向けて取り組むとともに、中長期的な基盤研究として、腐食反応の停止機構の解明に取り組んでいる。この研究開発は、原理原則に基づき現象を数理モデル化し、当該現象の進展や対応策の評価を行うものであり、廃炉に関する工学的な技術に対して、学術的な視点で廃炉現場を支えている。

これ以外にも、福島第一原子力発電所の廃炉は解決しなくてはならない問題が多く存在することから、これまで顕在化されていない課題を発見・抽出し、廃炉作業や研究開発に提案することを目指す研究も重要と考えられる。

こうした取組みは、廃炉の状況やニーズを検討した上で取り組まれている基盤的な研究開発の事例^{注5}であると言え、廃炉技術を補完・補強するものとして期待される。

注5： 廃炉技術の基盤となる研究開発の例

(1) 廃炉工程を大幅に改善する可能性のある代替的でイノベーティブな研究

(具体的事例)

- a. ミュオン粒子を活用した可視化等の要素技術
- b. 放射性物質の分析・測定
- c. 放射性廃棄物の減容化に資する技術
- d. 遠隔操作機器・装置の開発に資する制御・通信等の基盤的な要素技術

(2) 廃炉作業や研究開発を確実かつ円滑に進めるため、学術的な視点で現象や知見やデータを提供する研究

(具体的事例)

- a. PCV や注水配管等の防食と長期寿命予測技術の基盤構築
- b. 燃料デブリ、FP 等の放射性物質の基本的物性の把握等

(3) 顕在化していない課題を発見・抽出し廃炉作業や研究開発に提案することを目指す研究

以上、注5で分類される研究開発分類を代表とした廃炉技術の基盤となる研究開発が大きく期待されることから、広く研究開発活動の活性化や研究者の創意工夫を促していくことが重要である。その上で、得られた研究成果や知見の現場工事や研究開発へ橋渡しを促していくための取組を強化していくことが必要である。

このため、産業界、大学、学会等においてそれぞれの立場で分散した取組を統合していくことにより、研究機関・大学等の研究者と廃炉に直接取組む関係者との間で、廃炉現場や研究機関の状況やニーズ、また、研究機関・大学等で進められる研究成果や知見を専門分野ごとに具体的に共有し、議論する場を設けることが重要である。関係者間のコミュニケーションを活性化させることにより、多様な研究開発成果の廃炉現場への適用を目指していくことが期待される。

なお、廃炉技術の基盤となる研究開発は、福島第一原子力発電所の廃炉への貢献のみならず、画期的な学術的知見の創出をはじめ、国内外の原子力施設の廃止措置や安全高度化、他の研究分野のブレークスルーにつながり得ることも踏まえ、幅広い分野の研究者の参加を促していくべきである。

6.5.3 人材育成・確保

廃炉を円滑に進めるためには、これまで本章で述べた研究開発に関する取組のみならず、中長期的な視点で研究開発等を通じた知識技能を有する人材の育成・確保を進めていくことが重要である。

文部科学省においては、廃炉の人材育成に関する重点分野の中でも、民間だけでは着手しづらい中長期的基礎基盤研究について異分野等多様な分野の叡智を結集することや、課題を克服し、安全かつ着実に廃炉を進めていく上で必要となる人材を育成することを目的として、「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」を本年度より開始している。本プログラムは、前項で示した研究開発について、大学等において廃止措置等の現場のニーズを踏まえた取組を行うとともに、廃止措置等の取組で活躍できる人材育成を実施していくために、福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた研究開発を行っている機関等との連携の下、平成 26 年度においては、下記の大学等を中核とした拠点形成を開始した。

- 東京工業大学：廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化
- 東京大学：遠隔操作技術及び各種分析技術を基盤とする俯瞰的廃止措置人材育成
- 東北大学：廃止措置のための PCV・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム

また、拠点形成のための FS として、平成 26 年度においては、下記の取組が進められている。

- 地盤工学会：汚染水対策・燃料デブリ取出しから廃炉までを想定した地盤工学的新技術開発と人材育成プログラム
- 福島大学：放射性ストロンチウムの即応的計測法の実用化に向けた重点研究とマルチフェーズ伸展型人材育成
- 福井大学：西日本における福島第一原子力発電所の廃止措置に係わる基盤研究・人材育成の拠点形成
- 福島工業高等専門学校：廃炉に関する基盤研究を通じた人材育成プログラム

中長期にわたる廃炉のための人材の育成・確保に向けた取組を進めていく際には、将来の廃炉工程全体を俯瞰した上で、将来必要となる人材像や重点的に育成すべき技術分野を具体的に明らかにすることが重要である。その上で、企業や研究機関における研修等の人材育成の取組に加え、大学等の教育機関における人材育成の取組を促進していくことが重要である。また、人材の受入れ側となる企業や研究機関と人材を輩出する側となる教育機関の双方が密接に連携しながら、大学における教育や、企業における採用、研修について、具体的な取組を一体的に推進していくことが望ましい。

特に、5.4.1 項(2)に提起されているように、今後、放射性物質の分析技術の開発や分析作業を担うための数多くの人材を育成・確保していく必要があることから、このための専門人材の育成に向けた体制を早急に構築していく。また、技術の専門分野を有する人材のみならず、専門分野を有しながら複数の研究開発を円滑にマネジメントしていくための人材も求められていることに留意する必要がある。

加えて、原子力以外にも様々な専門分野の人材から、廃炉関連業務に就くことを希望する人材を増やしていくためにも、人材確保に当たっては、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた作業や研究開発は世界にも例のない極めて高度な技術的な挑戦であるという「魅力」を発信することや、研究者・技術者が活躍するための多様な「キャリアパス」を構築し具体的に示すなど、人材が福島第一原子力発電所の廃炉に向けて活躍する道筋を示していくことが重要である。例えば、大学等との連携を強化することにより、廃炉現場の状況や企業等の研究開発について伝え、廃炉に関するキャリアを進むための意欲を促していくのは、この一つの例と考えられる。

これらの人材は、将来、廃炉現場で活躍するのみならず、国際共同研究による国際協力の強化や原子力施設の安全性向上に寄与するとともに、関連する技術面のブレークスルーや関連する技術・産業の発展、福島復興等に貢献していく旗手となることも期待される。

＜機器・装置の開発・実証におけるモックアップ試験、現場実証に関する考え方＞

機器・装置の開発・実証に際しては、何を開発・実証するのかを明確にした上で、段階的に進めていくことが基本となる。

(1) 要素技術の機能・性能評価

- a. 要素技術単体の機能や性能を実証するためには、既存技術を改良するものや新たに開発する新技術について、様々な条件下での繰り返し試験を含めて評価試験を行っていくこととなる。その際、設備のモックアップが必要となる場合には、迅速かつ合理的に評価試験を行うためには、中小規模のモックアップを活用していくことが望ましい。
- b. 例えば、燃料デブリ取り出し技術開発においては、2014 年度は切削機器やマニピュレータ単体での機能・性能を確認するための要素試験に着手しているが、今後、遮へい・飛散防止装置、炉内構造物撤去装置等については、中小規模のモックアップの活用も検討していくことが考えられる。

(2) 工法・システム全体としての機能・性能評価

- a. 作業の全ステップを通じての工法・システム全体の実現性、整合性を確認する場合には、モックアップ試験等により机上検討や単体試験では把握できない課題を抽出することが必要。
- b. その際、一連の作業の全ステップの機能・性能面を確認する場合は、スケールモデル（縮小モデル）、あるいは、フルスケールの部分模擬モデルを活用することが効率的かつ合理的と考えられる。また、機器・装置の汚染、作業員の被ばく、予算、時間、試験が失敗した場合の影響等を踏まえた上で、実証試験の進め方を検討すべきである。
- c. 例えば、燃料デブリ取り出し工法・システム全体の実現性確認のためには、スケールモデルを用いて全作業ステップの実現性・整合性を総合的に評価することが考えられる。

(3) 実際の作業性、運転・保守面を考慮した実証

- a. 放射線環境や空間・構造上の課題等厳しい環境下での作業に必要となる機器・装置については、実際の作業性や運転・保守面を考慮した実証を行うことが不可欠である。
- b. この場合、現地で実機での実証試験を行うことが最善であるが、作業環境の観点でより優れたほぼ同規模・同環境下の設備・施設を活用した実証試験を行うことが望ましい。
- c. 例えば、燃料デブリ取り出し工法・システムについて実際に実機に適用する前に現場を模擬した環境下でフルスケールでの実証試験を行うことが必要となる場合には、福島第一原子力発電所内外のほぼ同型の設備・施設を活用することも検討すべきである。

注 3： 安全性・信頼性等評価手法の第三者による確認・エンドース

- (1) 解析の高度化、健全性評価手法等の開発等においては、国内の学協会、国際機関等と連携しつつ進めること等により、開発成果の妥当性が広く認められるような取組が重要であり、研究開発のマイルストーンに組み込む必要有り。

評価手法等を開発する場合には、最終的に第三者による確認・エンドース等をどのように得ていくべきか検討。

表 6-2 「研究開発業務実施方針」及び研究開発プロジェクトのマネジメントにおいて重視すべき事項

第1 廃炉等の適正かつ着実な実施の確保のために必要な技術に関する研究及び開発に関し機構が実施すべき業務に関する基本的な方針	
1 実用化を念頭に置いた業務の実施	
(1) 重層的な取組	
現場状況に不明な点が多く、不確実性が高い状況に対応してくため、リスク評価の結果も踏まえつつ、重層的な取組を進める。	<div>左記に加えて重視すべき事項</div> <div>① 燃料デブリ取出し工法シナリオの選定に資するため、冠水工法に加え、気中工法についての技術の適用性を検討する。</div> <div>② 炉内や燃料デブリの調査やアクセスについて重層的な取組を検討していく。</div>
(2) 現場ニーズを踏まえた目標等の優先順位付けと柔軟な見直し	
短期及び中長期の現場のニーズや課題を踏まえ、達成すべき目標について、優先順位を付けた上での研究開発の企画を進める。さらに、最新の知見や実際の廃炉工程から得られた知見等のフィードバックにより、目標等の柔軟な見直しを行う。	<div>左記に加えて重視すべき事項</div> <div>① 研究開発を開始する前の段階において、現場ニーズを踏まえて達成すべき目標や優先順位を設定し、関係者間で共有する。その際、複数の研究開発を統合的に管理していくとともに、不確実性の高い状況であることも考慮する。</div> <div>② 現場の最新状況に対応して研究開発へのニーズが変化することから、研究開発の目標や優先順位を柔軟かつ機動的に見直しながら進めていくことが重要である。このため、定期的に、研究開発の進捗状況を確認するとともに、取り組むべき課題や達成すべき目標について見直す必要が無いか確認する機会を設けることが重要である。</div>
(3) 効率的な研究開発の実現	
効率的な研究開発や適切な分担の実現により、無駄の排除を行う	左記に加えて重視すべき事項

	とともに、廃炉工程に適用できるように成果を出す。	<div>① 1号機～3号機の燃料デブリ取り出しを目指していくことを考慮し、全てのプラントに共通して適用すべき技術やシステムの研究開発を効率的に進めていくことが重要である。特に、長期間にわたって必要となる機器・装置の運用・保守も考慮し、必要となる部品やインターフェースの共通化、モジュール化を進めていくことも重要である。</div> <div>② また、機器・装置の開発・実証における性能評価の進め方について検討し、必要となるモックアップ試験や運転員の訓練の在り方や現場実証の考え方について整理し、適切に実施していくことが重要である。</div>
(4) 基準等の策定に資する取組		
事故炉の廃炉等を適正かつ着実に実施していくためには、新しい技術等を安全性・信頼性を確保しつつ、実際に適用するために必要となる基準等が適時に整備されることが重要である。このため、事故炉の廃炉に向けた工程において必要となる基準等の考え方を整理するとともに、技術の研究開発においても、新たな基準等の策定に資する取組を進める。	<div>左記に加えて重視すべき事項</div> <div>① 特定原子力施設に指定された福島第一原子力発電所の機器・設備等の維持・運用や作業における安全確保等のための基準は、事業者である東京電力が自ら設定し、当該基準に基づいて運用や作業を進めていくことが求められている。これらの基準の設定や運用に資するような機器・装置や安全等評価手法の開発を進めていくことが重要である。</div> <div>② その際、安全評価手法等の開発においては、第三者による確認・エンドース等の方法も検討すべきである。</div>	
2 安全確保を重視した取組		
(1) リスクの大きな事象の防止		
実際の廃炉・汚染水対策において、再臨界や高濃度汚染水の流出、放射性物質の再飛散等といったリスクが発生しないよう、研究開発	<div>左記に加えて重視すべき事項</div> <div>① 研究開発の課題や目標の設定段階において、リスクの大きな</div>	

<p>の企画においては、それらのリスクを適切に評価し、その最小化を図ることとする。</p>	<p>事象に繋がらないよう配慮するとともに、リスクの低減に資する取組を優先して検討すべきである。</p>
<p>(2) 作業員の被ばくリスクの低減</p> <p>実際の廃炉・汚染水対策における作業員の安全確保を前提とし、作業に伴う被ばくリスクの低減を図るよう研究開発の企画を行う。また、研究開発の実施においても、同様に、作業員の安全確保を前提とし、作業に伴う被ばくリスクの低減を図る。</p>	
<p>3 適確なマネジメント（調整・管理）の実行</p> <p>廃炉事業者や研究開発実施機関等、国内外の団体間における密接な連携を実現し、研究開発分野におけるコーディネーターとしての役割を果たす。あわせて、廃炉事業者や日本原子力研究開発機構をはじめとする研究開発実施機関等の適切な役割分担を構築するとともに、必要に応じた競争関係の構築の両立を図る。</p>	
<p>4 円滑な廃炉作業を進めるための国内外の叡智の結集</p> <p>技術的難易度の高い課題に取り組むための情報収集、海外の研究機関等との連携等により、原子力以外も含めた国内外の最新の知見や技術を反映し、幅広い分野からの知見や経験の結集を行う。</p>	
<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 放射性物質の除染や線量低減など被ばく低減につながる取組を優先的に進めるとともに、機器・装置の現場実証を行う際には、作業員の安全確保を最大限考慮して計画を立案・実行する。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 多様な複数の研究開発を統合的にマネジメントするための効果的・効率的な手法や方策を導入するとともに、適切な体制を構築すべきである。</p> <p>② また、他の研究開発、東京電力による現場工事や現場工事等関する技術的検討などとの間の情報共有・伝達は、特に文書化して確実に実施することが重要である（例えば、インターフェース・コントロール文書の作成を奨励する）。</p>
<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 国内外で既に活用されている技術や知見・経験を取り込むとともに、関連企業・研究機関や専門家との連携・協力体制を築きながら、研究開発を進めていくことが重要であり、それを奨励・促進するための情報共有の機会を増進する。</p>	

	<p>② 特に、機器・装置の開発に当たっては、徹底的な技術調査や国際公募（RFI/RFP）を通じ、技術成熟度（TRL）が比較的高い信頼性のある技術（ベスト・アベイラブル・テクノロジー）を活用していくことが重要である。</p> <p>③ また、基盤的なデータの取得や分析・評価においては、研究機関、大学の知見も取り入れつつ進めていくべきである。</p>
第2 その他廃炉等の適正かつ着実な実施の確保のために必要な技術に関する研究及び開発に関する重要な事項	
<p>1 人材の確保に向けた取組</p> <p>長期の廃炉作業をやり遂げるための人材を確保するため、研究者や技術者の育成を促す。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 産業界、研究機関、大学と一体となった基礎研究の推進を通じた人材育成・確保への取組の強化を図ることが重要である。</p>
<p>2 事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等のアーカイブ化・情報発信</p> <p>事故炉以外の廃炉プロセスでの活用や、国内外で類似のトラブルが発生した際の対応、原子力施設の安全高度化に資する事故究明への貢献、さらには、人材育成への利用等を視野に入れ、廃炉事業者や日本原子力研究開発機構をはじめとする研究開発実施機関等と連携、協力し、事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等を集約し、アーカイブ化するとともに、国内外に適切に発信する。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 複数の研究開発において、炉内・燃料デブリの状況、建屋内汚染状況、放射性廃棄物の分析やインベントリ評価などのデータ・情報を収集・整理する取組を開始しているところであるが、これらの取組を効果的に進めるとともに、統合的に管理・情報発信するための仕組みを構築する。</p> <p>② 文献・書誌情報のアーカイブ化については、現在、JAEA が中心となって進めていることから、同取組との連携を図ることも重要である。</p>

7. 今後の進め方

本戦略プランは、その初版（2015 年）として、福島第一原子力発電所の廃炉に係る技術的判断を行う上で最重要な課題である①燃料デブリ取り出し、②廃棄物対策の 2 分野について、取り組むべき課題とその対応の考え方、それらに対する関係機関も含めた取組計画を取りまとめたものである。

今後、これらの 2 分野について、本戦略プランにおける今後の対応を基に、より具体的に取り組むべき事項を見える化し、関係機関との共有化を図り、プロジェクトマネジメントを行っていく。また、プロジェクト評価として PDCA サイクルを回すとともに、現場の状況や研究機関の状況等を踏まえて、定期的に戦略プランの見直しを行っていくものとする。

略 語

略 語	正式名称
ALPS	Advanced Liquid Processing System：多核種除去設備
CST	Condensate Storage Tank：復水貯蔵タンク
D/W	Dry Well：ドライウェル
FP	Fission Products：核分裂生成物
FS	Feasibility Study：フィージビリティ・スタディ
HP	Hold Point：判断ポイント
IAEA	International Atomic Energy Agency：国際原子力機関
ICRP	International Commission on Radiological Protection： 国際放射線防護委員会
IRID	International Research Institute for Nuclear Decommissioning： 国際廃炉研究開発機構
JAEA	Japan Atomic Energy Agency：日本原子力研究開発機構
NDA	Nuclear Decommissioning Authority：原子力廃止措置機関（英国）
NDF	Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation：原子力損害賠償・廃炉等支援機構
PCV	Primary Containment Vessel：原子炉格納容器
RPV	Reactor Pressure Vessel：原子炉圧力容器
S/C	Suppression Chamber：サプレッションチェンバ
TMI-2	Three Mile Island Nuclear Power Plant Unit 2： 米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機
オペフロ	オペレーティングフロア
研究開発業務実施方針	廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発に関する 業務を実施するための方針
次期計画	「廃炉・汚染水対策事業（技術開発事業）」において取り組むべき 研究開発の次期計画
重核	ウランやプルトニウム等のアクチニド核種
信頼性向上計画	中長期的な信頼性向上のために取り組むべき優先的事項に関する 具体的な計画
戦略プラン	東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン
滞留水	建屋内等に滞留している高レベル放射性汚染水
建屋内汚染水、トレンチ内 汚染水	建屋及び海水配管トレンチ内に滞留している高濃度の汚染水
タンク内汚染水	タンクに貯蔵されている浄化前の汚染水
中長期ロードマップ	東京電力㈱福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた 中長期ロードマップ
燃料デブリ	溶融して固まった燃料
福島第一原子力発電所	東京電力㈱福島第一原子力発電所
水処理設備廃スラッジ	除染装置のスラッジ貯槽内の二次廃棄物
水処理設備廃吸着塔 ロジック・ツリー	セシウム及び第二セシウム吸着装置の二次廃棄物 骨格となる構成を記した図

用語

用語	意味
ウェルシールドプラグ	PCV の上部にある遮へい用のコンクリート製の上蓋（運転中は原子炉建屋最上階の床の一部となっている）
冠水工法	PCV の上部まで水を張って、全ての燃料デブリを水没させて、燃料デブリを取り出す工法
気中工法	水を張らずに、燃料デブリが気中に露出した状態で、燃料デブリを取り出す工法
技術的成熟度	技術がどのような発展段階にあるのかを定量的に示す指標（Technology Readiness Level (TRL) ）
クリアランス	クリアランス制度とは、原子力施設において用いた資材等について、それに含まれる放射性物質の濃度が「クリアランスレベル」（人の健康への影響を無視できる放射性物質の濃度）以下であることを国が確認する制度のこと。 国の確認を受けた資材等は、原子炉等規制法の規制から解放され、通常の産業廃棄物又は有価物として、廃棄物・リサイクル関係法令の規制を受けることとなる。
実デブリ	模擬デブリに対し、炉内から取り出した実際の燃料デブリ
深層防護	安全性確保の基本的考え方の 1 つであり、安全に関するすべての活動は、万一ある故障が発生しても、それが適切な対策により検知され、補正されるかあるいは是正されるように、独立した多層の備えを条件とすることを確実なものとする
スラッジ	放出性物質を含む泥状物質
燃料デブリ	原子炉冷却材の喪失等により核燃料が炉内構造物の一部と熔融した後に再度固化した状態
ハザードポテンシャル	有害物質がもたらし得る影響の程度
プロジェクトリスク	技術開発の失敗やコストの大幅な増加など、プロジェクトの成功を脅かし得るリスク
ミュオンによる燃料デブリ検知技術	宇宙や大気から降り注ぐミュオン粒子（ミュオン）が物質を通り抜ける際に密度の違いにより粒子の数や軌跡が変化する特性を利用して燃料の位置や形状を把握する技術
模擬デブリ	燃料デブリの化学組成や化学形態を TMI-2 の事故事例などから推定し、人為的に作製したもの
リスク・インフォームド・ディシジョン・メイキング	リスクに関する情報を取り入れた意思決定
ロバスト性	想定した条件が多少変わっても機能を発揮する頑健性を有すること

東京電力(株)福島第一原子力発電所の 廃炉のための技術戦略プラン2015 ～2015年中長期ロードマップの改訂に向けて～

2015年4月30日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

「戦略プラン」の目的と中長期ロードマップとの関係

政府が提示する目標、政策
政府が決定する戦略、方針、計画の重要要素

政府が決定する
「中長期ロードマップ」

①戦略

目標の実現に向けた取り組みや判断の考え方、優先順位等

NDFが策定する

「戦略プラン」

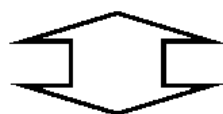
②戦略実行のための具体的な方針

取り組みや判断を進めていくための
具体的な方針・要件

（正式名称：
東京電力（株）福島第一
原子力発電所の廃炉のための
技術戦略プラン2015）

③戦略実行のための統合的な計画

現場作業、研究開発等の取り組みに関する統合的な計画



東京電力、研究機関等による具体的計画
（現場作業、エンジニアリング、研究開発）

・東京電力による廃炉の遂行
・メーカー、研究機関等による
研究開発

「戦略プラン」検討における基本的考え方

- 「戦略プラン」策定及び実行に当たってのリスク低減のための **5つの基本的考え方**を設定

- | | | |
|-----------|----------------------|--|
| ◆ 基本的考え方1 | ： <u>安全</u> | 放射性物質によるリスクの低減*及び労働安全の確保
(*環境への影響及び作業員の被ばく) |
| ◆ 基本的考え方2 | ： <u>確実</u> | 信頼性が高く、柔軟性のある技術 |
| ◆ 基本的考え方3 | ： <u>合理的</u> | リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用 |
| ◆ 基本的考え方4 | ： <u>迅速</u> | 時間軸の意識 |
| ◆ 基本的考え方5 | ： <u>現場指向</u> | 徹底した三現主義（現場、現物、現実） |

- 中長期的視点に立って、以下の2分野の戦略について検討

◆ 燃料デブリ取り出し分野

- 号機毎の状況を踏まえ、実現可能性のあるシナリオ（冠水工法、気中工法）を検討

◆ 廃棄物対策分野

- 処分の安全確保や処理のあり方の基本的考え方を踏まえ、保管管理、処理・処分の方策等について、中長期的観点から方針を定める

リスク低減の考え方（１）

1. 基本的な考え方

- 福島第一原子力発電所の「廃炉」は、過酷事故により顕在化した放射性物質によるリスクから、人と環境を守るための継続的なリスク低減活動であり、「戦略プラン」では、中長期の時間軸に沿ったリスク低減戦略を設計

2. リスクの源

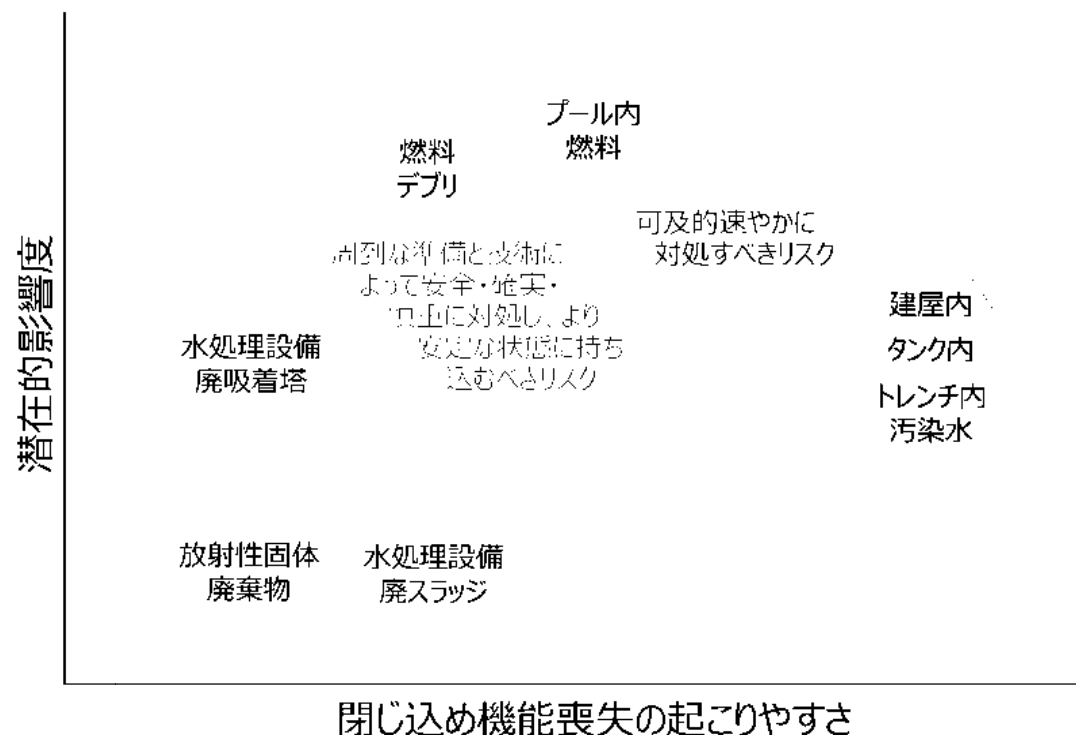
- 福島第一原子力発電所に現存するリスクの源は放射性物質であり、主要なものを以下に示す
 - ◆ 建屋及び海水配管トレンチ内に滞留する汚染水
 - ◆ タンクに貯蔵されている浄化処理前の汚染水
 - ◆ 使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料
 - ◆ 原子炉格納容器内の燃料デブリ
 - ◆ 水処理設備から発生する二次廃棄物（廃吸着塔及び廃スラッジ）
 - ◆ ガレキ、伐採木等及び作業等により発生する放射性固体廃棄物
- 各々についてリスクを評価し、そのリスクに基づいて優先順位を決定し、対処方針を策定

リスク低減の考え方（２）

① 放射性物質によるリスク

- ②潜在的影響度 と③閉じ込め機能喪失の起こりやすさで決まる。

福島第一原子力発電所のリスクのイメージ



② 潜在的影響度

- 放射能と性状（固体・液体・気体）で決まる。

③ 閉じ込め機能喪失の起こりやすさ

- 要因発生の可能性と施設の脆弱性で決まる。

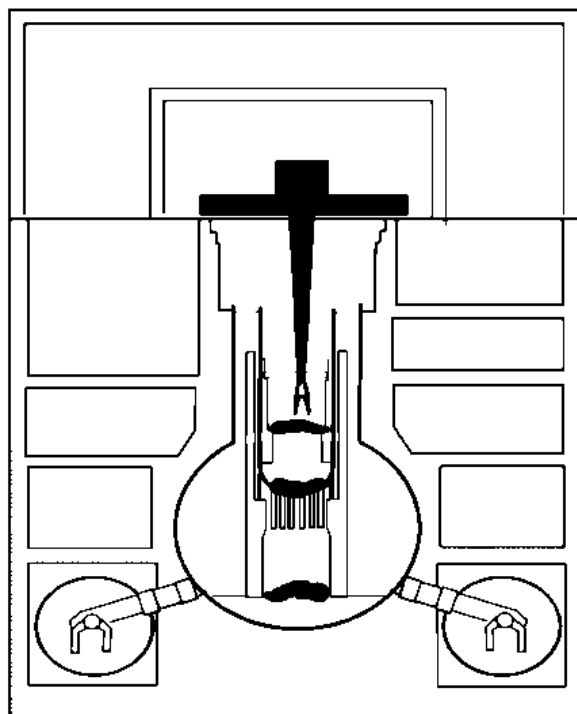
④ リスク低減の進め方

- 放射能の減衰や性状の変化 → 潜在的影響度を低減
- より安全・安定な施設への移動 → 閉じ込め機能喪失の起こりやすさを低減

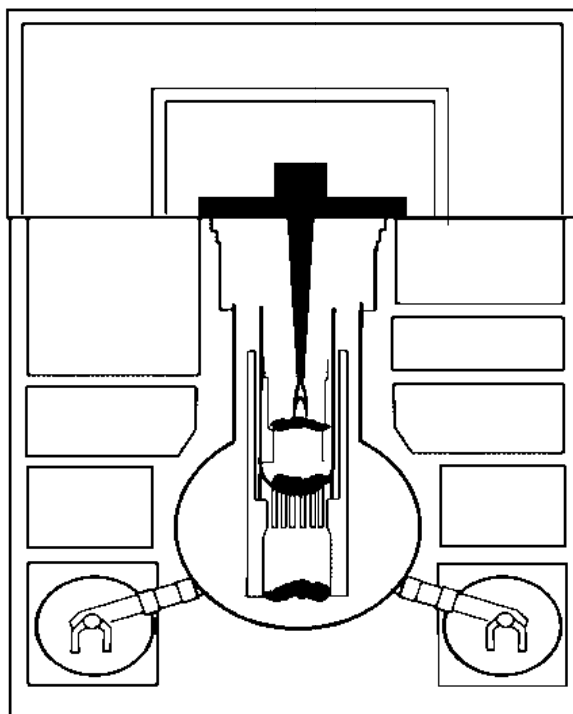
燃料デブリ取り出し（１）工法オプションの絞り込み

重点的に取り組む3つの燃料デブリ取り出し工法（イメージ）

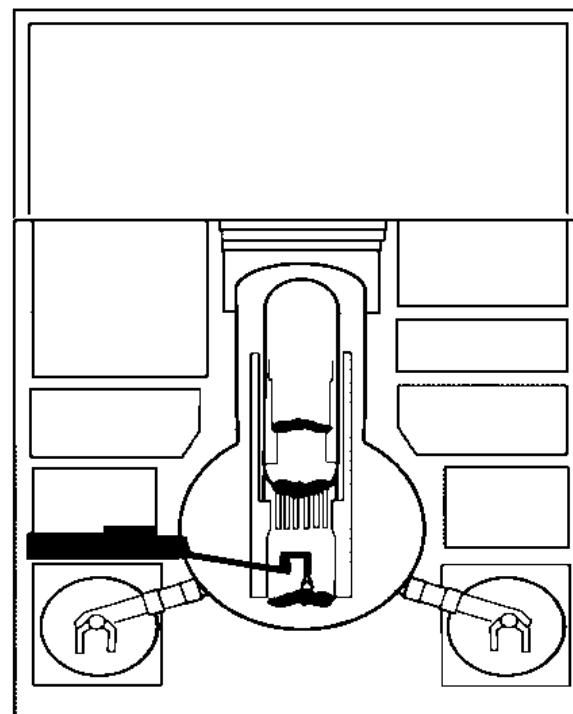
①冠水-上アクセス工法



②気中-上アクセス工法



③気中-横アクセス工法



①冠水-上アクセス工法

水中の燃料デブリを格納容器の上から取り出す工法。格納容器の止水、耐震性、臨界管理等が課題。

②気中-上アクセス工法

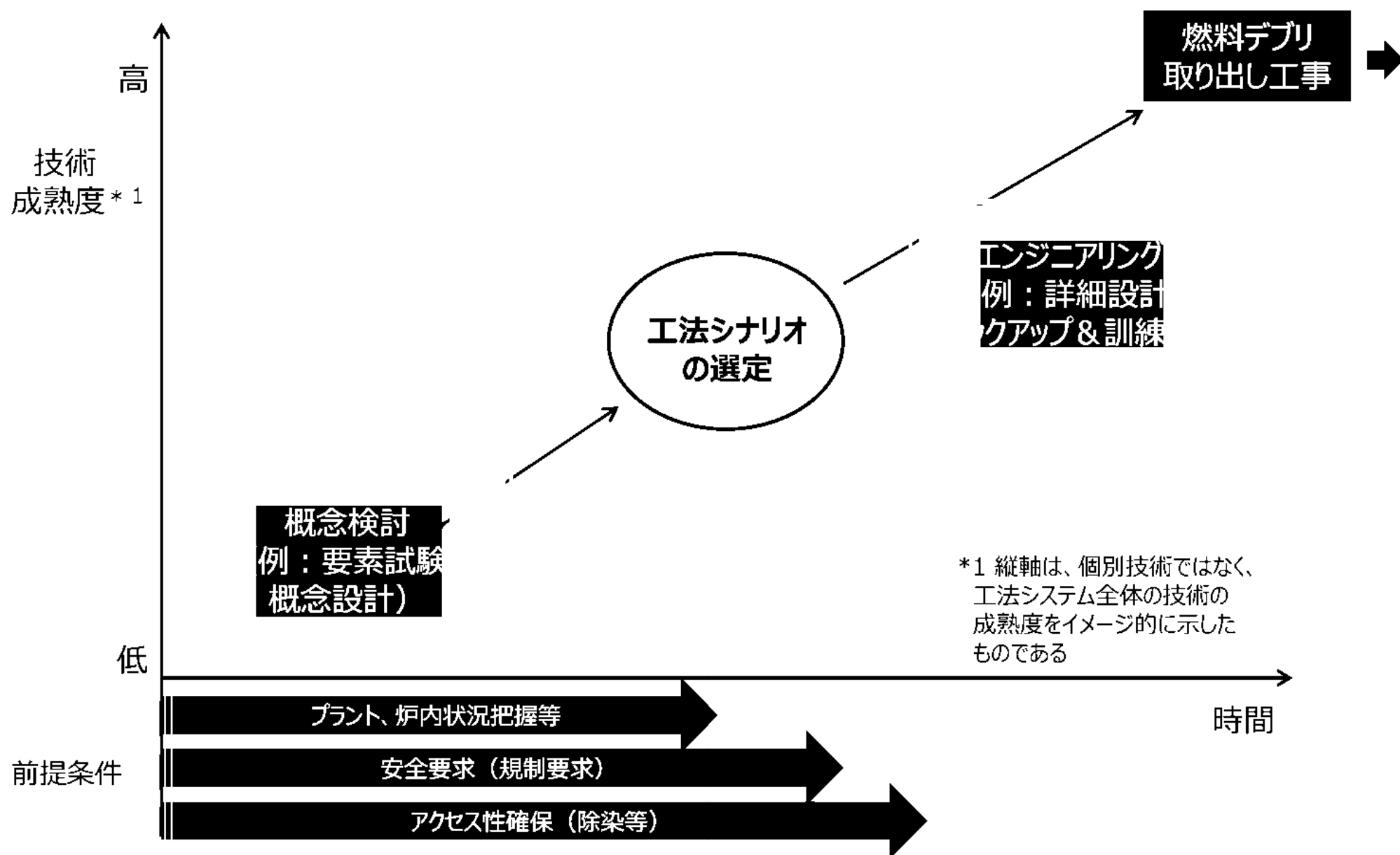
気中の燃料デブリを格納容器の上から取り出す工法。

③気中-横アクセス工法

気中の燃料デブリを格納容器の横（原子炉建屋1階）から取り出す工法。

放射性ダストの飛散、放射線の遮へい等が課題。

燃料デブリ取り出し（２）燃料デブリ取り出しに向けての道筋



廃棄物対策分野：対応方針

➤ 発生量低減と保管管理

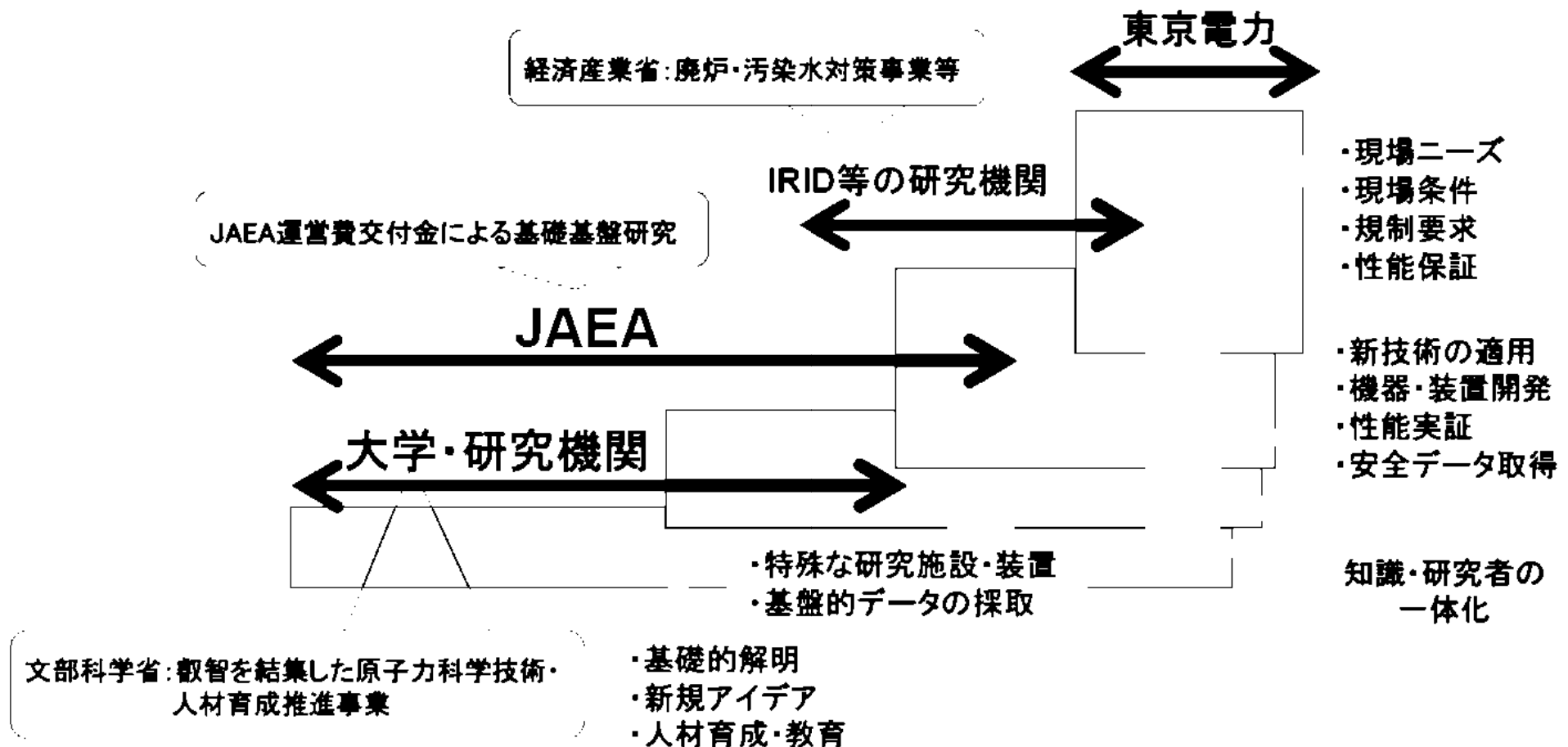
- ◆ 固体廃棄物について、持込抑制等の徹底及び構内再利用の促進により発生量を低減し、また減容等について二次廃棄物の発生による減容効果や処分への影響等に留意するとともに、保管管理に当たっては、工事等による廃棄物発生予測に基づいて限られた敷地を有効活用し計画的に対応していく。

➤ 性状把握と処理・処分方策に関する検討

- ◆ 建屋地下のスラッジのように試料採取が出来ていないものについては、計画的なサンプリングを実施するとともに、特に、性状把握のための分析の体制整備、能力増強が極めて重要である。
- ◆ 固体廃棄物の特徴の把握、それに適した処分方策、その処分方策を念頭においた処理のあり方など、総合的な検討を行うことにより、安全かつ合理的な処理・処分方策を具体化していくことが極めて重要であり、また、規制制度が円滑に整備されていくよう、必要な情報を規制機関に対して積極的に提供する。

研究開発：廃炉に関連する研究開発事業の全体像

- 東京電力による取り組みに加え、IRID（国際廃炉研究開発機構）、JAEA（日本原子力研究開発機構）等の研究機関や大学等が実施する研究開発等を一元的に把握・レビューし、各実施主体の特性や期待される成果を踏まえた上で、役割分担の明確化と関係機関の密接な連携により全体を最適化。



東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための
技術戦略プラン 2015

～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～

概要版

2015 年 4 月 30 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

目次

1. はじめに	1
2. 戦略プランとは	1
3. 戦略プランの基本的考え方	1
1) 基本方針	1
2) 5つの基本的な考え方	2
3) 放射性物質によるリスクの低減戦略	2
i. リスク源の特定	2
ii. リスクの分析	2
iii. リスク低減戦略	3
4) 現在の取組状況	4
4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン	5
1) 燃料デブリ取り出し分野の検討方針	5
2) 5つの基本的考え方に基づく燃料デブリ取り出し工法／適用技術検討	7
3) 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討	7
4) 炉内・燃料デブリの状況把握	8
5) 燃料デブリ取り出し工法オプションの検討	8
6) 冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討	10
7) 気中工法を前提とした取組評価と実現性の検討	11
8) 冠水工法・気中工法のいずれの工法においても共通で検討すべき課題	11
9) 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討	12
i. 燃料デブリ取り出し工法7つのシナリオ	12
ii. 燃料デブリ取り出し工法方針の決定	13
5. 廃棄物対策分野の戦略プラン	15
1) 廃棄物分野の検討方針	15
2) 国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方	15
i. 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方	15
ii. 放射性廃棄物の処理の在り方	16
3) 現行の中長期ロードマップに基づいた取組の現状と評価・課題	16
4) 廃棄物対策における中長期観点からの対応方針と今後の対応	17
6. 研究開発への取組と全体計画	18
1) 研究開発の概観	18
2) 研究開発プロジェクトの次期計画	19
3) 研究開発マネジメント	21
4) 研究開発の基盤としての取組	22
7. 今後の進め方	23

1. はじめに

原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「NDF」という。）は、中長期的な視点から、廃炉を適正かつ着実に進めるため技術的な検討を行う組織として、2014 年 8 月 18 日に既存の原子力損害賠償支援機構を改組する形で発足した。

NDF は、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法に基づき、法定業務である「廃炉等の適正かつ着実な実施の確保を図るための助言、指導及び勧告」および「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」の一環として、「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（以下「戦略プラン」という。）を取りまとめていくこととした。

2. 戦略プランとは

戦略プランは、政府の「東京電力㈱福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の着実な実行や改訂の検討に資すること、すなわち、中長期ロードマップにしっかりした技術的根拠を与えることを意図している。具体的には、事故炉の廃炉に関し、中長期的視点から重要な課題である溶融して固まった燃料（以下「燃料デブリ」という。）取り出し及び廃棄物対策について、取組計画を取りまとめる。

燃料デブリ取り出しに関しては、工法の判断にあたっての重要な視点や考え方（ロジック）と重要課題を示すとともに、現場の状況に関する事実認識に基づいて考えられる複数シナリオ（選択肢）を示す。廃棄物対策に関しては、対策の基本的考え方を検討するとともに、取組の現状を評価した上で今後の課題を整理する。さらに、これらの検討を踏まえ、研究開発や技術調査を含め必要な取組を明確にする。

戦略プランは、今後の現場状況の変化や研究開発成果等を踏まえて、継続的に評価・見直しを行う。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することとされている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示された時期に間に合うように燃料デブリ取り出し工法の複数シナリオからの絞り込みを行うこととし、これに向けて戦略プランの改訂等を行う。また、固体廃棄物の処理・処分については、2017 年度に基本的考え方の取りまとめを行うこととされている。これを踏まえ、中長期ロードマップで示された時期に向けて戦略プランの改訂等を行っていく。

3. 戦略プランの基本的考え方

1) 基本方針

福島第一原子力発電所は、事故を起こした特定原子力施設として原子力規制委員会が要求する安全上必要な措置を講じており、一定の安定状態で維持管理されている。しかしながら、現状のまま何もしなければ建物の損傷等に伴う放射性物質によるリスクが存在する状態が継続し、放射能の減衰によりリスクは徐々に下がるものの、中長期的な施設の劣化等によりリスクが上がる可能性もあり、リスクは必ずしも時間とともに単調に減少するとはいえない。

このため、福島第一原子力発電所の廃炉は、事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質によるリスクを、継続的、かつ、速やかに下げることが基本方針とする。したがって、戦略プランとは中長期の時間軸に沿った「リスク低減戦略の設計」といえる。

さらに、廃炉を進める上では、燃料デブリ取り出し等の作業に伴う「作業リスク」やプロジェクト自体の成功を脅かし得る「プロジェクトリスク」等が想定され、これらについても十分に考慮しておく必要がある。

2) 5つの基本的な考え方

福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で、リスク低減に向けての5つの基本的考え方を示す。

- 基本的考え方1：安全 放射性物質によるリスクの低減^{注)}及び労働安全の確保
注) 環境への影響及び作業員の被ばく
- 基本的考え方2：確実 信頼性が高く、柔軟性のある技術
- 基本的考え方3：合理的 リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用
- 基本的考え方4：迅速 時間軸の意識
- 基本的考え方5：現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義

上記の考え方には作業リスクやプロジェクトリスクの要素も含まれており、福島第一原子力発電所の廃炉では、これらのバランスを考慮に入れながら、一連のリスクを総合的に低減しつつ進めるプロジェクト・マネジメントが求められる。

3) 放射性物質によるリスクの低減戦略

i. リスク源の特定

事故により施設の閉じ込め機能が完全でない福島第一原子力発電所においては、対策を必要とする放射性物質をリスク源として特定し、そのリスクを分析し、リスク低減の優先順位を決定することが重要である。

検討すべき主要なリスク源として以下を対象とする。

- 燃料デブリ、1～3号機使用済燃料プール内燃料（以下「プール内燃料」という。）
- 建屋内汚染水、トレンチ内汚染水、タンク内汚染水
- 水処理設備二次廃棄物（水処理設備廃吸着塔及び水処理設備廃スラッジ^{*1}）、放射性固体廃棄物

ii. リスクの分析

リスクの大きさ「リスクレベル」は、ある「事象」の「結果」とその「起こりやすさ」の組合せとして表される。上記のリスク源が持つ放射性物質による影響については、「事象」としては地震、津波、故障、誤操作等の起因事象による閉じ込め機能の喪失等を、「結果」としては人や環境

^{*1} スラッジとは、放出性物質を含む泥状物質をいう。

への影響を、「起こりやすさ」としては「事象」の起こりやすさを考える。

本来、この「結果」については、「事象」によって放射性物質のある量が環境中に放出され、それが移行・拡散して人や環境に及ぼす影響を評価するものである。しかしながら、ここでは、事象が起こった際の放出量の評価は行わず、「結果」に相当するものとして、安全側に、リスク源が持つ放射性物質の全量に、漏えい又は移動のしやすさの観点から気体、液体、固体等の性状を加味したものを「潜在的影響度（又はハザードポテンシャル）」と定義し、これを用いることとする。現実には、対象のリスク源に含まれる放射性物質が全量放出される可能性は極めて小さいと考えられる。

「起こりやすさ」は、起因事象が、リスク源を閉じ込めている施設の健全性等に及ぼす影響を考慮した「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」とする。

対象とする各リスク源に対して、潜在的影響度と閉じ込め機能喪失の起こりやすさを考慮したリスクのイメージを図-1に示す。リスクレベルは二つの指標に関連し、図中右上ほどリスクレベルが大きい。

なお、この分析は、主要なリスク源に対するものであり、その他のリスク源や作業に伴うリスクは考慮していない。今後、その他のリスク源や作業リスクも含めたより詳細な分析についても、検討を進める。

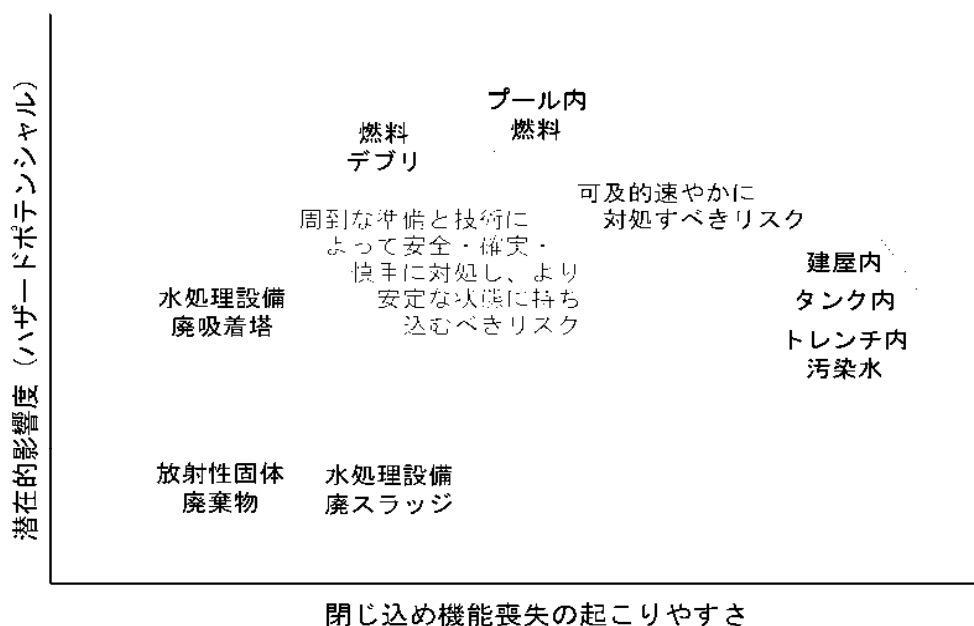


図-1 福島第一原子力発電所のリスクのイメージ

iii. リスク低減戦略

対象とする8つの主要なリスク源は、そのリスクレベルによって3分類し、各々以下のように対応すべきである。

(1) 可及的速やかに対処すべきリスク

図-1において右上の領域に位置する汚染水及びプール内燃料は、主として閉じ込め機能や性

状の点でリスクレベルが相対的に高く、また、その対策の実行は容易ではないものの中長期にわたる研究開発課題はないので、すでに進めている汚染水の対策及びプール内燃料の取り出しを着実に継続していくべきである。

- (2) 周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきリスク
燃料デブリは一定の安定状態にあり、上記の可及的速やかに対処すべきリスク源ほどにはリスクレベルが相対的に高くないものの、放射性物質の量が多く、位置や性状について不確かさも大きいため、周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきである。
- (3) 長期的な措置をすべきリスク

左下の領域に位置する水処理設備廃スラッジ、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物は、放射性物質の量は比較的少なく、また、すでに一定の安定状態にある。これらを更に安定な状態に持ち込むためには、長期的な視点に立った廃棄物戦略を構築すべきである。なお、水処理設備廃スラッジは、液体に近い状態にあることに留意して慎重な対応が必要である。

4) 現在の取組状況

福島第一原子力発電所における各リスク源の現状を以下に示す。汚染水及びプール内燃料は既に取組が進められている。一方で、燃料デブリ及び廃棄物はさらなる状況把握や検討が求められるため戦略プランを策定する。

- (1) 汚染水：建屋内等に滞留する汚染水、タンク内に貯水されている逆浸透膜濃縮塩水の浄化により、主要核種であるセシウム（Cs）、ストロンチウム（Sr）の量は、中長期ロードマップ開始（2011 年 12 月）時から十分に大きく低減しており、汚染水に対するリスク低減は着実に進捗している。
- (2) プール内燃料：プール内燃料については、各号機の放射性物質の量、発熱量、水素爆発による建屋損傷・ガレキ落下の状況等を勘案して、リスク低減の優先度で、4 号機、3 号機、1 号機、2 号機の順に取り出す計画に従い進めている。4 号機からの取り出しは 2014 年 12 月 22 日に終了した。
- (3) 燃料デブリ：炉内状況の把握は困難であるが、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内及び原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内温度は、継続的な冷却と崩壊熱の減少により、安定的に低下傾向を示している。また、PCV ガス管理設備のガス放射線モニタから臨界の徴候は見られておらず、安定な状態を維持している。燃料デブリを取り出すためには、PCV を開放し、極めて放射線量の高い燃料デブリにアクセスする必要があるため、作業員や環境への放射性物質によるリスクを最小化すべく、その計画・準備に時間をかけ慎重に進める。
- (4) 廃棄物：発生した廃棄物は、その性状、線量率等に応じて、貯蔵庫や一時保管施設に分別保管等が行われているほか、より適切な保管を行うための施設や減容のための焼却炉の建設などが進められている。水処理設備廃スラッジ、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物については、性状や特性の把握を着実に進め、それに基づき処理・処分方を検討していくことが重要である。中長期的には安全に保管管理していく必要があり、その際、処分方策との整合性を考慮することが重要である。

4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン

1) 燃料デブリ取り出し分野の検討方針

燃料デブリは、現在一定の安定状態にあるが、さらにそのリスクを低減するためには、周到な準備と技術によって取り出し、安定保管することが必要である。これは、①取り出しまでの間、燃料デブリの安定状態を維持・管理する、②燃料デブリを安全に取り出す、③取り出した燃料デブリを収納・移送した後、安定的に保管するというステップで進めることとなる。このうち、②燃料デブリを安全に取り出すためには、大きく分けて、「燃料デブリの量、位置、性状、核分裂生成物（以下「FP」という。）分布の把握」、「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討が必要となる。これらに関する検討は多岐にわたるため、全体像をとらえるべく、骨格となる必要な要件の構成を記した図（以下「ロジック・ツリー」という。）を図-2に示す。

「燃料デブリの量、位置、性状、FP分布の把握」は、燃料デブリ取り出し工法を検討する上で重要なインプット情報となるものであり、実機調査、解析、過去の知見及び実験等取得可能な情報に基づき総合的に推定を行う。

「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討は、燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件にあたるものであり、以下の9項目からなる。

- (1) PCV・建屋の構造健全性の確保
- (2) 臨界管理
- (3) 冷却機能の維持
- (4) 閉じ込め機能の構築
- (5) 作業時の被ばく低減
- (6) 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- (7) 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- (8) 系統設備^{*2}、エリアの構築
- (9) 労働安全の確保

現行の中長期ロードマップにおいては、冠水工法によるPCV上部からの燃料デブリ取り出しを基本として、2021年12月までに初号機の燃料デブリ取り出し作業を開始することを目標に、現場における作業・調査を進めるとともに、工法を実現するために必要な遠隔での除染・調査・作業用の装置・設備などの技術開発を進めている。また、上部までの冠水が困難になることを想定して、気中工法などの検討も併せて進めることとしている。

本戦略プランでは、考えられる燃料デブリ取り出し工法オプションを提示し、その中から重点的に検討する工法を選んだ上で、冠水・気中各工法の上述の9つの技術要件に対する取組の現状と今後の対応について整理する。さらに、工法オプションの組合せによる複数のシナリオから号機ごとの状況に応じたシナリオの選定計画を立案する。

^{*2}系統設備とは、循環注水冷却システム（汚染水回収機能含む）、放射性ガスの処理システム等のシステム関連設備に加え、建屋コンテナやセルを含むものである。

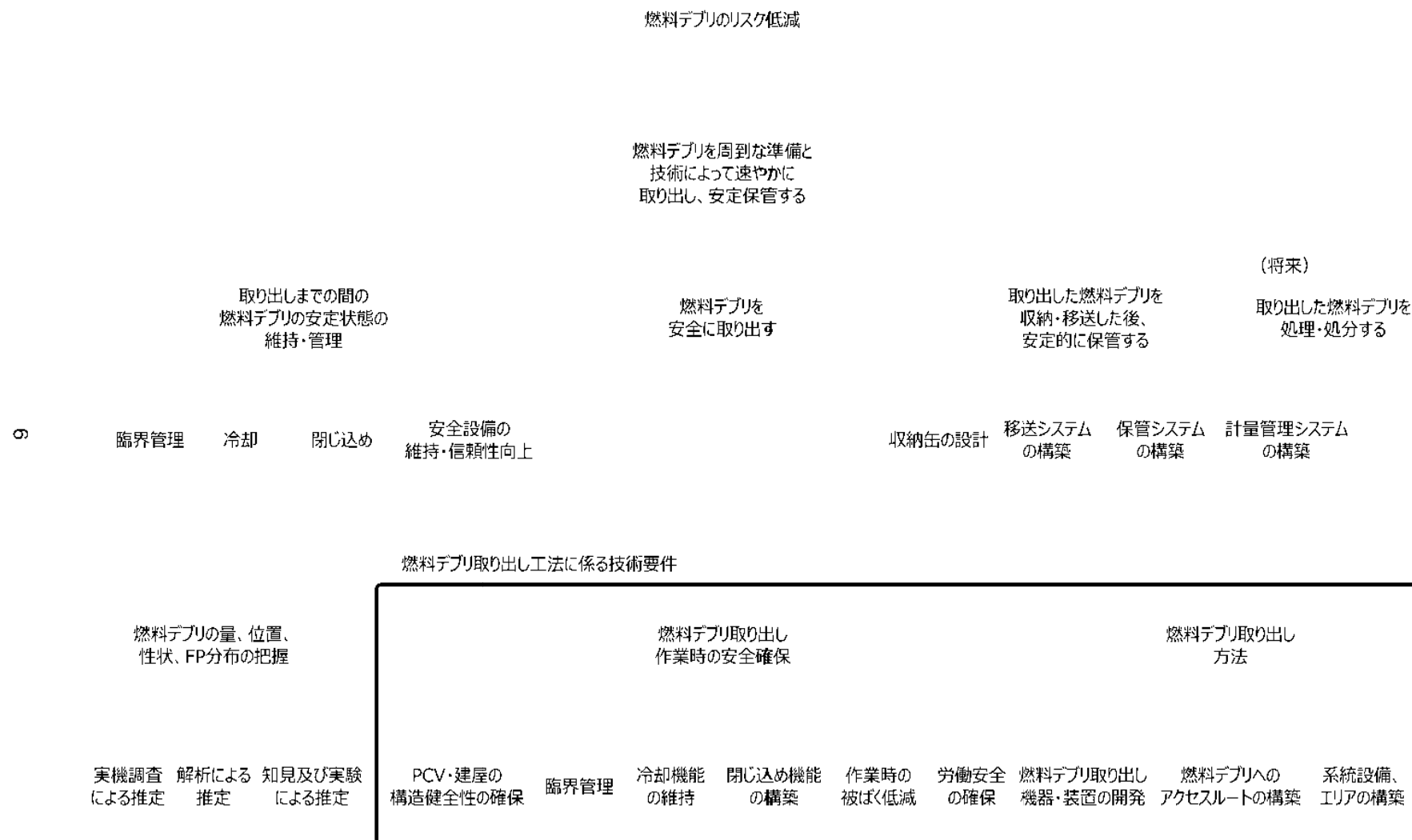


図-2 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

2) 5つの基本的考え方に基づく燃料デブリ取り出し工法／適用技術検討

燃料デブリの取り出し工法や適用技術を検討する際には、5つの基本的考え方の視点から表-1に示す評価の指標を定めて進める。

表-1 5つの基本的考え方に基づく評価の指標

評価の指標（5つの基本的考え方）	
安全	放射性物質の閉じ込め（環境への影響）
	作業員の被ばく（作業時間、環境）
	労働安全の確保
	リスク低減効果
確実	技術開発の難易度・技術成熟度
	要求事項への適合性
	不確実性に対する柔軟性・ロバスト性 ^{*3}
	代替策等の対応計画
合理的	要員の確保（研究者、エンジニア、作業員）
	廃棄物発生量の抑制
	コスト（技術開発、設計、現場作業）
	作業エリア、敷地の確保
	廃止措置の後工程への影響
迅速	燃料デブリ取り出しの早期着手
	燃料デブリ取り出しにかかる期間
現場指向	作業性（環境、アクセス性、操作性）
	保守性（メンテナンス、トラブル対応）
	各号機への適用性

特に、安全に関しては、特定原子力施設としての規制対象となるが、明確な基準が存在しないことから、燃料デブリ取り出しにおける安全確保の考え方を明確にし、規制機関とのコミュニケーションを開始する必要がある。

3) 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討

燃料デブリについては、循環注水冷却設備等の設置を完了し、設備の多重化等の信頼性向上策も講じられており、安定した冷却状態を維持している。引き続き、安定状態を管理・監視していくことは、安全上重要である。

このため、引き続き、放射性物質の放出抑制・管理機能、原子炉の冷却機能、臨界防止機能、水素爆発防止機能の維持・強化を図っていき、燃料デブリの冷却状況、放射性物質濃度及び量を

^{*3} ロバスト性とは、想定した条件が多少変わっても機能を発揮する頑健性を有することをいう。

監視する。

4) 炉内・燃料デブリの状況把握

燃料デブリ、Cs 等の FP の分布の状況把握については、PCV 内部の線量率が高く、カメラ等による光学的な観測が困難であり、これまで事故進展解析技術を用いて、原子炉内の燃料デブリの位置や原子炉・PCV の状況の推定・評価を実施してきているが、現状では得られる結果に大きな不確かさが残る状況にある。

燃料デブリ取り出し工法を検討する上では、燃料デブリの分布状況（位置と量）は、燃料デブリへのアクセス性に関わることから重要となる。このため、PCV 内部調査においては、RPV ペDESTAL の内外における燃料デブリの状況に重点を置く。RPV 内の燃料デブリの有無については、ミュオンによる燃料デブリ検知技術^{*4}が期待される。

燃料デブリ取り出し工法・装置の開発に必要な燃料デブリの性状（組成、機械的特性、化学形態等）、Cs 等の FP の分布、PCV/RPV 内の線量分布については、これまでに得られた調査結果も踏まえて、事故進展解析の結果や模擬燃料デブリを用いて把握していく。表-2 にプラント調査の状況及び推定される燃料デブリの位置を示す。

表-2 プラント調査状況と燃料デブリ推定位置

号機	プラント調査状況	燃料デブリ位置の推定
1号機	<ul style="list-style-type: none">● D/W 内水位は底部から約 3m 程度● S/C 内水位はほぼ満水● サンドクッションドレン管からの漏えいを確認● S/C 真空破壊ラインの伸縮継手カバーからの漏えいを確認● 原子炉建屋 1 階南東エリアに線量率高い（数 Sv/h）箇所有	<ul style="list-style-type: none">● 燃料デブリはほぼ全量下部プレナムへ落下、炉心部にほとんど燃料残存無● 下部プレナムに落下した燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下● RPV ペDESTAL 外側にも存在範囲が拡大（シェルアタックの可能性有り）
2号機	<ul style="list-style-type: none">● D/W 内水位は底部から約 30cm 程度● S/C 内水位は中央部付近であり、トラス室水位とほぼ同等● トラス室上部に漏えい痕跡なし● RPV ペDESTAL 開口部から内部を撮影した写真により RPV 下部の構造物が確認できたため、RPV 底部の破損は大規模ではない可能性有り	<ul style="list-style-type: none">● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ペDESTAL 外側には無い可能性有り）
3号機	<ul style="list-style-type: none">● D/W 内水位は底部から約 6.5m 程度（D/W と S/C の差圧より推定）● S/C はほぼ満水● 主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えいを確認	<ul style="list-style-type: none">● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ペDESTAL 外側には無い可能性有り）

（D/W：ドライウェル、S/C：サプレッションチェンバー）

5) 燃料デブリ取り出し工法オプションの検討

PCV 上部まで冠水することが困難な場合、水位を PCV 上部より下とした状態で燃料デブリ取り出しを行う工法や、空冷による完全気中工法が選択肢となる。また、達成できる水位により、燃料デブリ取り出し工法として異なる特徴を持つ。図-3 に PCV 内水位ごとの工法を示す。

^{*4} ミュオンによる燃料デブリ検知技術とは、宇宙や大気から降り注ぐミュー粒子（ミュオン）が物質を通り抜ける際に密度の違いにより粒子の数や軌跡が変化する特性を利用して燃料の位置や形状を把握する技術をいう。

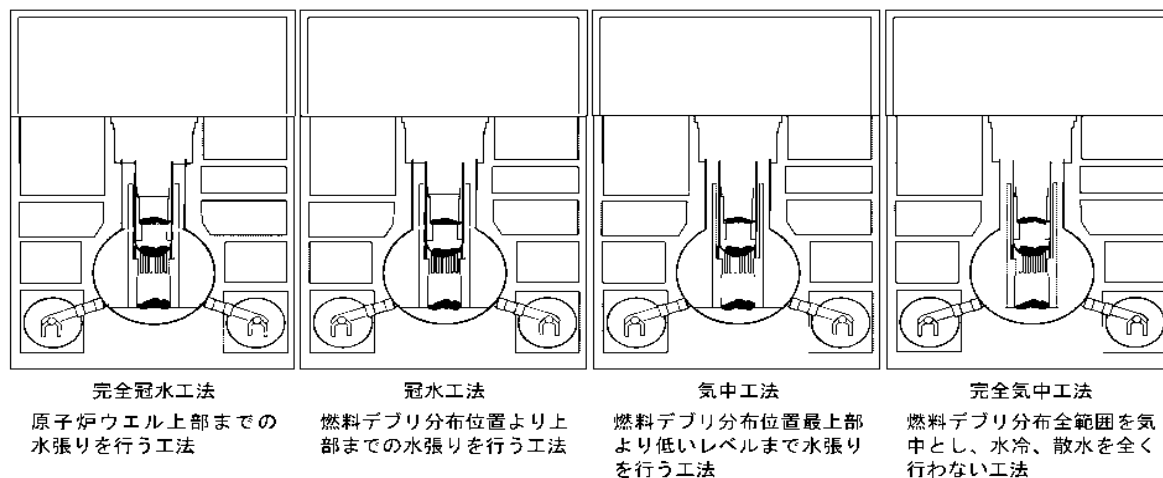


図-3 PCV 内水位ごとの工法の種類

また、水位による整理に加え、燃料デブリへのアクセス方向について考えると、上からアクセスする場合、横からアクセスする場合、下からアクセスする場合の3通りが考えられるが、燃料デブリの存在する位置に応じ、アクセス方向ごとの特徴が考えられる。水位とアクセス方向の組合せにより、複数の工法オプションが考えられる。

燃料デブリを取り出すための3通りのアクセス方向とPCV内水位の組み合わせに対して、実現可能性の観点から図-4に示すように重点的に取り組む工法を絞り込んでいる。

なお、重点的な検討範囲外としたが、下からアクセスする工法及び完全気中工法については、基礎的な検討を行っていくこととする。

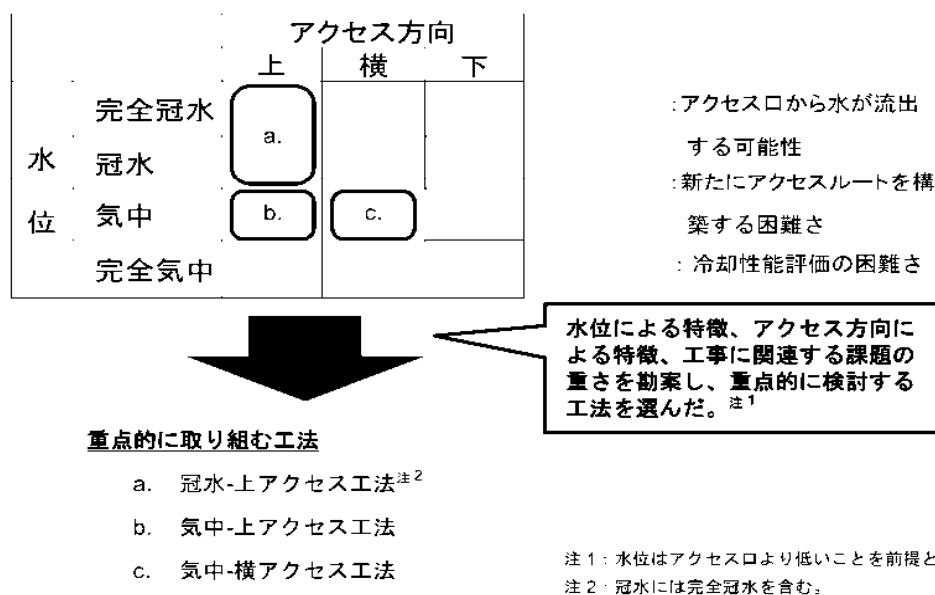


図-4 燃料デブリ取り出し工法オプションの絞り込み

重点的に取り組む3工法の具体的なイメージを図-5に示す。

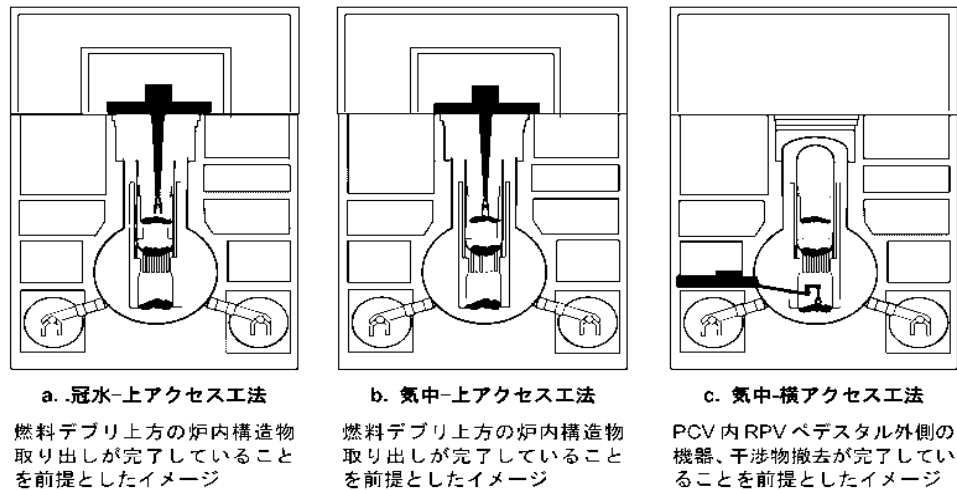


図-5 重点的に取り組む3工法（イメージ）

6) 冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討

冠水工法（水位：炉心領域上端部以上、完全冠水含む）による燃料デブリ取り出しの実現に必要な9項目の技術要件について、その実現性を判断するために必要な取組を検討し、研究開発、現地調査等における現在の取組状況（実績、計画）を踏まえて、新たに検討すべき事項も含め今後の対応方針を取りまとめた。

冠水工法は、PCV内に水を張ることにより、燃料デブリの冷却、放射線の遮へい、燃料デブリ取り出し時に発生する放射性ダストの飛散抑制が期待できる。しかしながら、水をPCVに張るためには、PCV漏えい箇所の補修により安定的に水位が維持できることが前提になる。この工法を実現する上で特に重要な課題は以下の3つである。

- PCV補修及び水位管理システムの構築
PCV漏えい箇所の補修方法、PCV循環冷却ループ、漏えい水回収・水位管理システムの開発・検討を実施し、PCV内水位を安全に管理できるシステムを構築する必要がある。また、PCV補修工事等の安全・品質及び長期信頼性の確保及び事故時の汚染水の外部への漏えい防止も検討する必要がある。
- 冠水時等の荷重及び経年劣化等を考慮したPCV・建屋の構造健全性の確保
冠水によりPCVにかかる荷重及び構造物の腐食等による劣化を考慮した地震時における構造健全性評価手法を開発するとともに、補強が必要な箇所を抽出し、その方策を検討する。
- 水位上昇時等の未臨界性の維持
燃料デブリ取り出し作業に伴い、水位や燃料デブリの形状が変化した場合でも、未臨界状態を維持する必要がある。このため、中性子吸収材の開発に加え、未臨界評価やモニタリング技術の開発を進めている。特に、原子炉内に反応度の高い燃料が残っていた場合、水張り時に臨界を起こす可能性がある。対策として、中性子吸収材であるホウ酸水を用いた場合、PCVの腐食に影響を与える可能性があり、PCV健全性も含めた未臨界性の維持を検討する必要がある。

7) 気中工法を前提とした取組評価と実現性の検討

気中工法（上及び横アクセス）に関しても燃料デブリ取り出しの実現に必要な 9 項目の技術要件について検討し、今後の対応方針を取りまとめた。

また、気中工法に関しては資源エネルギー庁による廃炉・汚染水対策補助事業の一環として、2014 年 6 月に「気中にて燃料デブリを安全かつ確実に取り出す代替工法の概念検討」、「代替工法のための視覚・計測技術の実現可能性検討」、「代替工法のための燃料デブリ切削・集塵技術の実現可能性検討」の 3 事業について国際公募が実施された。今後の検討結果を踏まえて、実現性等を評価し、2015 年度以降具体的な研究開発を継続することが期待されるテーマについては、実機適用への枠組みを検討することが必要である。

気中工法は、PCV 内の水位を現状程度に維持して、燃料デブリを取り出す工法であり、PCV 水位管理や臨界管理等が比較的容易である。一方、放射線の遮へい、放射性ダストの飛散防止が期待できない。このため、実現性に関し特に重要な課題として、以下の 3 つがあげられる。

- 燃料デブリ等による高放射線の遮へい
燃料デブリや FP、放射化物による放射線により、作業員や公衆に与える影響を考慮した遮へいを行う必要がある。また、遮へい材による重量等が原子炉建屋に与える影響を考慮する必要がある。
- 建屋外へのダスト飛散による作業員・環境への影響管理
放射性ダストが外部に飛散しないように、燃料デブリの取り出し方法や飛散防止対策を検討する必要がある。
- 燃料デブリ取り出し装置等の耐放射線性の確認
燃料デブリ取り出し装置等が高放射線量の燃料デブリ等にさらされるため、取り出し作業に大きな影響を与えない程度の耐放射線性が要求される。

なお、工事の方法によっては、燃料デブリの一部が冠水していない状態となることも想定されるため、その場合には、燃料デブリの空冷評価が必要となる。また、気中工法においても、冷却のために燃料デブリに接した水の漏えいを防止し、取り出し過程で生じる燃料デブリの小片を回収することで水を浄化することは必須であり、PCV 補修を含めた漏えい防止・浄化システムを構築する必要がある。

8) 冠水工法・気中工法のいずれの工法においても共通で検討すべき課題

冠水工法・気中工法のいずれにおいても共通で重要となる課題は以下の 4 つである。

- 除染等線量低減による原子炉建屋アクセス性確保
原子炉建屋内は依然として高線量状態にあるため、原子炉建屋内の状況調査を行い、汚染状況を推定・評価する。その上で、遠隔操作が可能な除染装置を活用するとともに、汚染機器の撤去や遮へいを組み合わせて線量低減を実施し、アクセス性を確保する。
- 燃料デブリへのアクセス性確保

燃料デブリ自体を取り出す前に、上アクセスであれば、ウェルシールド・プラグ^{*5}、PCV/RPVヘッド、炉内構造物等、横アクセスであれば、PCV内機器等の障害物の撤去が必要になる。これらを安全に実施する技術開発、検討も重要である。

- 保守/トラブル時の装置へのアクセス性の確保
燃料デブリ取り出し作業を行うためには、装置を構成する部品の交換や点検等の保守管理、トラブル発生時の対応をできるように、作業員がアクセスして対応できる環境を整備する必要がある。
- 燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築
多様な燃料デブリを想定し、条件設定を行った上で収納・移送・保管システムに関する検討を行う必要がある。また、計量管理方策の構築も必要である。

なお、燃料デブリ取り出し作業にあたっては、関連する系統設備の検討やそれらを含めた他工事との調整による作業エリアの確保及び発生する固体廃棄物に適した保管場所や保管方法について検討しておくことが重要である。さらに、労働安全を確保するため、事前の安全評価を実施するとともに、関係者全員で強い安全意識を共有し、作業環境、作業条件の改善を行うことが必要である。

9) 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討

i. 燃料デブリ取り出し工法7つのシナリオ

燃料デブリを取り出すシナリオとして、重点的に取り組む3つの工法（冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法）を単独で適用する場合と2つの工法を組み合わせる場合の合わせて7つのシナリオが導出される。また、各シナリオが対処可能な燃料デブリの位置を図-6に示す。

シナリオ	工法			各シナリオが対処可能な燃料デブリの位置		
	冠水 上アクセス	気中 上アクセス	気中 横アクセス	RPV内	RPV ペDESTAL内	RPV ペDESTAL外
(1)	○	—	—	NG		NG
(2)	—	○	—			NG
(3)	—	—	○			
(4)	①	—	②			
(5)	②	—	①			
(6)	—	①	②			
(7)	—	②	①			

○内の数字は施工順を示す。

図-6 燃料デブリ取り出し工法シナリオと対処可能なデブリ位置

^{*5} ウェルシールド・プラグとは、PCVの上部にある遮へい用のコンクリート製の上蓋をいう。運転中は原子炉建屋最上階の床の一部となっている。

複数シナリオを構成する工法の実現に向けて鍵となる技術開発、検討の進捗を踏まえて、各工法の実現性を見極めるとともに、各号機の PCV 内部調査他により得られる号機ごとの燃料デブリの位置、分布状況等のプラント状況の推定確度の向上に伴い、号機ごとに実際に実機に適用するシナリオを段階的に選定していく。

ii. 燃料デブリ取り出し工法方針の決定

中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設定されている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示されたポイントに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うこととする。初号機のシナリオ選定以降、実機適用準備を行って必要な検証を加えたうえで、初号機の燃料デブリの取り出し方法を確定する。その際、実現可能と判断されるシナリオが複数ある場合には、安全・確実・合理的・迅速・現場指向の 5 つの基本的考え方に基づく評価項目により比較評価して、優先シナリオを選定する。図-7 に、その選定フローを示す。

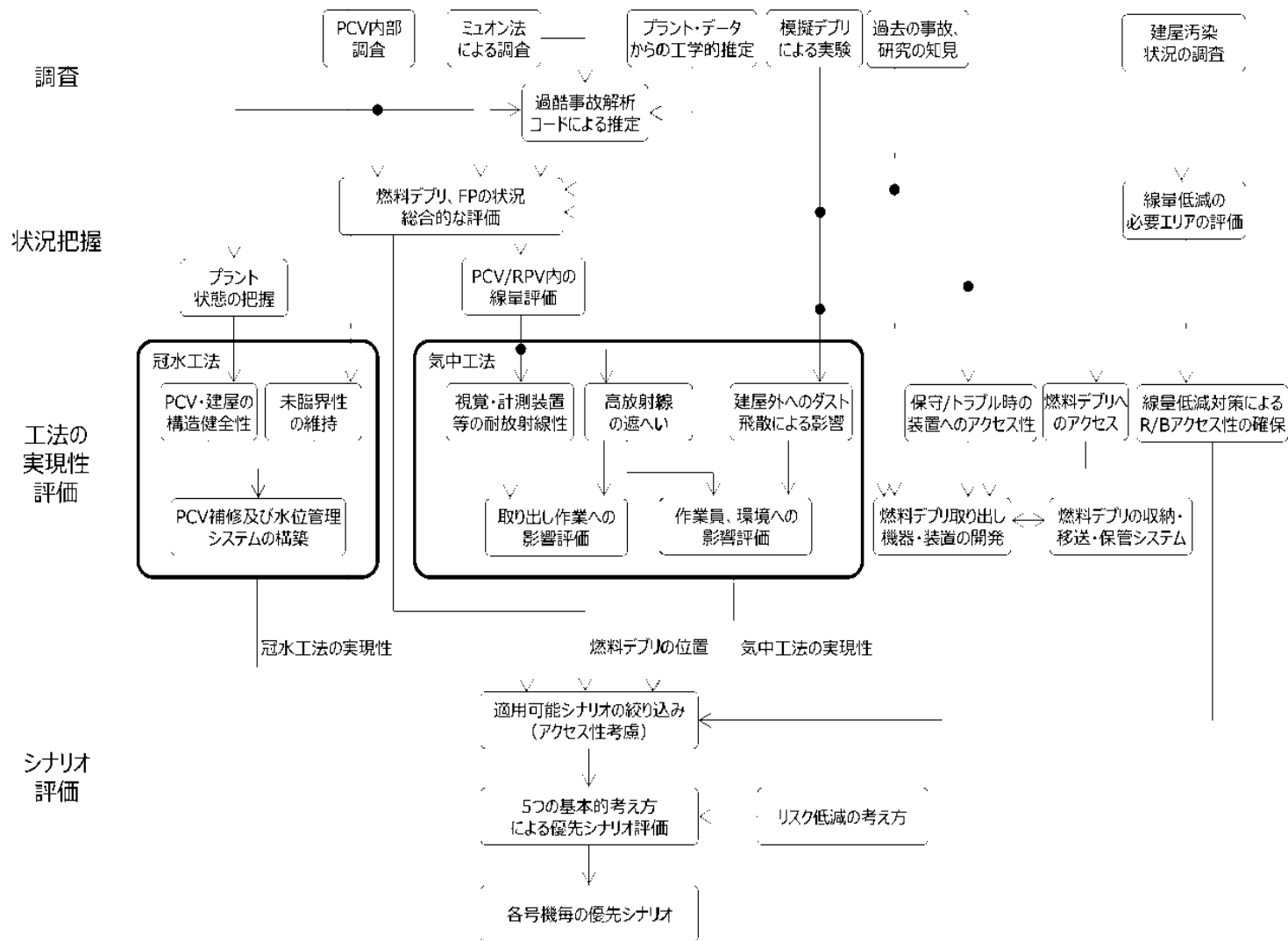


図-7 燃料デブリ取り出しシナリオ選定フロー

5. 廃棄物対策分野の戦略プラン

1) 廃棄物分野の検討方針

福島第一原子力発電所廃炉に向けては、施設全体のリスク低減及び最適化を図るために必要な措置の迅速かつ効率的な実施が求められている。廃棄物対策としては、事故等で発生した固体廃棄物^{*6}は、破損した燃料に由来した放射性物質等の付着、塩分の含有等、従来の原子力発電所で発生していた廃棄物とは特徴が異なるが、その安全かつ安定な保管管理とともに、中長期を見据えた処理方法や処分概念の検討が重要である。

現行中長期ロードマップにおいては、2017年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめ、2021年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設定されている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示されたポイントを目標に検討を実施する。

このため、廃棄物対策分野の戦略プランとしては、以下の手順で検討を実施した。

- (1) 今後、固体廃棄物の処分方策を具体化していくに当たり、国際的に取りまとめられている一般的な放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方を整理しておくとともに、それに関連して留意すべき処理のあり方も整理する。
- (2) 固体廃棄物に関する現行ロードマップの記載事項について、取組の現状を評価するとともに、今後の廃棄物対策の取組の内容又はスケジュールに影響を与え得る課題を抽出する。
- (3) 上記(1)の基本的考え方、上記(2)で抽出された課題等を踏まえ、中長期的な固体廃棄物対策において、現時点から対応又は留意すべき事項について記載する。
- (4) 上記(2)(3)を踏まえ、研究開発も含めて、固体廃棄物対策に関わる今後の対応について述べる。

なお、今後の進展に応じて、適宜この戦略プランを見直し、内容の充実を図っていくこととする。

2) 国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方

国際放射線防護委員会（ICRP）や国際原子力機関（IAEA）において国際的に取りまとめられている一般的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方をまとめると以下のとおりである。

i. 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方

放射性廃棄物について、以下の基本的考え方を単独で又は組み合わせることにより、有意な健康影響を与えないよう措置される。

^{*6} 中長期ロードマップにおいて「固体廃棄物」は、「事故後に発生したガレキ等には、敷地内での再利用等により廃棄物あるいは放射性廃棄物とされない可能性があるものもあるが、これら及び事故以前から福島第一原子力発電所に保管されていた放射性固体廃棄物を含めて、「固体廃棄物」という。」とされている。

- (1) 廃棄物を閉じ込める。
- (2) 廃棄物を生活環境から隔離することにより、意図せずに人が接触する可能性を減らす。
- (3) 放射性物質の生活環境への移行を抑制し、遅らせることにより、放射性物質濃度を減らす。
- (4) 放射性物質が移行し生活環境に到達する量が、有意な健康影響を与えないほど低いことを確保する。
- (5) 有意な健康影響を与えない放射性物質濃度であることを確保するよう管理放出する。

ii. 放射性廃棄物の処理の在り方

- (1) 放射性廃棄物の処理の主な目的は、廃棄物の安全な処理そのもの、輸送、貯蔵及び処分のための受入れ規準を満たすように廃棄物形態を作製することにより安全を高めることであり、廃棄物処分の安全性を確保するものである。
- (2) 処理は、廃棄物の特性及び管理段階（前処理、処理、廃棄体化、輸送、貯蔵及び処分）の要求を適切に反映しなければならない。処理の決定を行う際に、各管理段階で将来的に予想されるあらゆる要求が、可能な限り考慮されなければならない。その際、放射線による健康影響だけでなく、非放射性の含有物質による環境影響や社会的及び経済的要因も含む様々な要因が考慮されるべきである。
- (3) 廃棄物をどの程度まで処理するか決定する際には、処理の対象となる放射性廃棄物の量、放射能及び物理的・化学的性質、利用できる技術、貯蔵容量、及び処分施設の利用可能性が考慮される。
- (4) 上記(3)の場合であっても、処分の要件が定まっていない時点で処理を行う場合は、処分の要件が定まった際に、それに適合する処理が可能でなければならない。
- (5) 処理を実施する前に、一定の放射能レベルに減衰するまで貯蔵してもよい。その結果、規制上の管理からクリアランス^{*7}することもできる。

放射性廃棄物対策では、安全に処分することが最終的な目的であるため、処理は、安全性向上の観点から保管管理における含水物の漏えいや飛散の危険性の低減のための対策等を施す場合でも、処分方策と整合できる柔軟性が求められる。また、減容処理についても、処分方策との整合性を確保しつつ、貯蔵容量の制約や経済合理性の観点からその実施が検討されるべきである。

3) 現行の中長期ロードマップに基づいた取組の現状と評価・課題

現行の中長期ロードマップに基づいた取組の現状と課題について述べる。

(1) 発生量低減

敷地内へ持ち込む梱包材や資機材等の持込抑制、再使用、再生利用などの固体廃棄物の発生量低減対策が行われている。減容処理については、2015年に焼却炉を設置し、使用済保護衣等の焼却可能なものの処理を開始する計画が進められている。

(2) 保管管理

発生した固体廃棄物の保管対策として、その線量率に応じて、貯蔵庫や一時保管施設への

^{*7} クリアランスとは、我が国では、原子力施設で用いた資材等について、含まれる放射性物質が人の健康への影響を無視できる濃度以下であることを国が確認した場合、原子炉等規制法の規制から解放される（廃棄物・リサイクル関係法令の規制を受ける）ことをいう。

分別保管等が行われている。水処理二次廃棄物の保管については、腐食抑制等の対策の必要性について引き続き検討していくことが重要である。

(3) 性状把握

固体廃棄物の性状把握に関して、ガレキの分析、水処理二次廃棄物の性状評価、難測定放射性物質の分析手法の開発等が行われている。また、放射性物質の量を評価するための手法の検討が進められている。しかしながら現時点では、高線量等の理由で、まだサンプリングできていない箇所がある。

(4) 処理及び処分方策に関する検討

固体廃棄物に関して、廃棄体化を含めた既存の処理技術の調査、廃棄体化技術の基礎試験、既存の処分概念や安全評価手法の調査・検討などが行われている。

廃棄物の性状把握等を踏まえつつ、上記取組を着実に実施し、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方として、取りまとめていく。

4) 廃棄物対策における中長期観点からの対応方針と今後の対応

放射性廃棄物対策における安全確保の基本的な考え方や現行の中長期ロードマップに基づいた取組から抽出された課題を踏まえ、福島第一原子力発電所の中長期的な固体廃棄物対策において、現時点から対応または留意すべき事項について述べる。

(1) 発生量低減

固体廃棄物の発生量低減の観点から、サイト外から持ち込まれる梱包材、予備品等の持込抑制の一層の徹底が合理的であり、また、構内再利用などの促進も検討すべきである。

固体廃棄物の減容設備の導入や除染方法の選択をする場合、二次廃棄物の発生に留意し、二次汚染抑制はもとより、発生する二次廃棄物の性状や処分への影響を評価し、適切な技術を選択することが重要である。

(2) 保管管理

今後の工事に伴い発生する固体廃棄物の発生時期、量及び性状の予測を行い、それに基づく保管管理計画を策定することが現在予定されており、敷地を有効活用して計画的に保管管理を実施していく観点から重要である。

燃料デブリ取り出し作業の際に発生する固体廃棄物に関して、適した保管場所や保管方法について、燃料デブリ取り出し工法の検討と並行して検討しておくことが必要である。

(3) 性状把握

建屋地下スラッジのように固体廃棄物の処理・処分等に影響を与える可能性がある廃棄物はその性状把握が極めて重要である。その中で試料が採取できていないものについて、採取方法を調査検討し、適用性を確認しつつ、サンプリング計画を早期に策定することが重要である。

性状把握のための分析に関して、現時点では利用されていない既存の分析施設の活用、新規の分析・研究施設の整備及びそれらの運用体制の強化・整備により、分析能力の増強を図ることが極めて重要である。

(4) 処理及び処分方策に関する検討

固体廃棄物の処理及び処分方を安全かつ合理的なものとするため、廃棄物の特徴の把握、それに適した処分方策、その処分方策を念頭においた処理のあり方など、総合的な検討を行うことにより、処理及び処分方を具体化していくことが極めて重要である。

固体廃棄物の発生履歴等の属性、汚染履歴、包含される放射性物質濃度等の情報を保存・管理し、それに基づき区分管理を行うことが重要である。

固体廃棄物に関する規制制度が円滑に整備されていくためには、必要な情報を規制機関に適宜積極的に提供していくことが重要である。

6. 研究開発への取組と全体計画

1) 研究開発の概観

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的難易度が極めて高い課題を多く伴うものであり、政府による補助事業等を通じ、現場への適用を目指した信頼性が高い技術の研究開発が国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）等の研究機関によって進められている。

また、日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）を中心として研究拠点施設の整備や基盤的な研究が進められるとともに、大学・研究機関を中心とした人材育成の拠点化に向けた取組が開始されている。

こうした中、NDFは法定業務として「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」を行うこととしており、設立の際に「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発に関する業務を実施するための方針（以下「研究開発業務実施方針」という。）」を策定し、研究開発の企画、調整及び管理のあり方（研究開発マネジメントのあり方）を明確化した。

NDFは、研究開発を推進するために、これらの研究開発を一元的に把握・レビューするとともに、各々の実施主体の特性や期待される成果を踏まえた上で、役割分担の明確化と関係機関の密接な連携により、全体最適化に取り組んでいく。研究開発の段階と中心となる実施機関を図-8に示す。

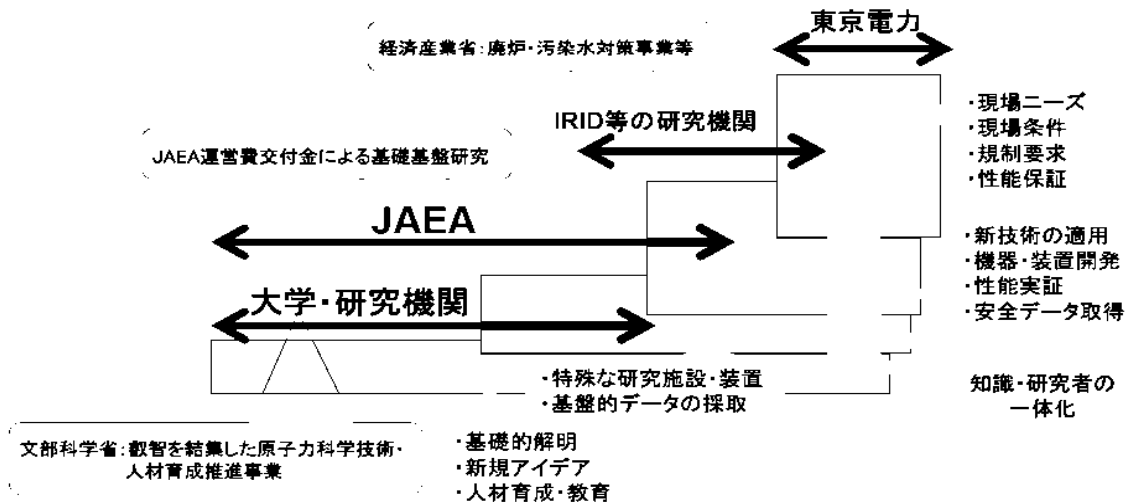


図-8 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発事業の全体像

2) 研究開発プロジェクトの次期計画

燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランに提示される研究開発課題は、重要度や難易度を踏まえ、目標達成に向けて迅速かつ的確に実行に移すことが重要である。特に、現場への適用を念頭に「廃炉・汚染水対策事業」において取り組まれている研究開発プロジェクトの次期計画の策定や実行にあたっては、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランで提示される優先的に取り組むべき研究開発課題を反映していく。以下に検討のステップ及び視点を示す。

(1) 検討のステップ

- a. 現場の最新状況等を踏まえ、現行の研究開発プロジェクトについて妥当性等の確認・検討を行い、課題を抽出・特定
- b. 「戦略プラン」等の検討を通じ、優先的に取り組むべき事項を特定・整理
- c. 上記を踏まえ、新たな課題への対応を含め、個別の研究開発の見直しの方角を提示

(2) 研究開発に共通の重要な視点

- a. 研究開発の目的・目標、役割分担の明確化
 - 現場工事や現場工事等に関する技術的検討などからの要求、プラントの状況など最新状況を適時に反映する。
- b. 主な目標工程
 - 中長期ロードマップで定める燃料デブリ取り出し方法の確定時期に間に合うような工法の実現性評価及び工法方針の決定
 - 中長期ロードマップで定める時期までの固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の提示

(3) テーマごとの重要な視点（燃料デブリ取り出し）

- a. 炉内状況把握の高度化
 - 炉内・燃料デブリの状況を可能な限り具体的に把握し、安定状態にあることを継続的に確認していくために、複数の個別プロジェクトごとの目的・目標を明確にするとともに、現場等で得られるデータ・情報や研究成果を適時に反映しながら連携・調整を図る。
 - 特に、カメラ・センサー等計測装置を活用して燃料デブリ等の状況を直接的に視認する PCV 及び RPV の内部調査・サンプリングについては、調査すべき特定の箇所の優先順位を考慮した調査計画を常にアップデートし、更なる技術の開発・活用を検討する。
 - 燃料デブリの取り出し工法の検討にも資するべく、燃料デブリの位置・FP 分布を把握する。
- b. 燃料デブリ取り出し工法の実現性評価及び取り出し作業時の安全確保

- 中長期ロードマップで定める時期までの燃料デブリ取り出し方法の確定に資するよう、冠水工法及び気中工法（上方、側面からのアクセス）について、各技術要件の実現性を評価するために必要なデータ・情報を取得する。
- 特に、格納容器の補修・止水の技術的成立性、格納容器の健全性、遮へい及び閉じ込め機能などを適切に評価・確認する。
- 燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実現するための技術開発を着実に進める。

(4) テーマごとの重要な視点（廃棄物対策）

- 中長期ロードマップで定める時期までに固体廃棄物の処理・処分の基本的な考え方を取りまとめ、その上で、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することを目標として、必要なデータ・情報を取得する。
- 特に、固体廃棄物の性状把握、処理方法、処分方法に関する検討を行い、発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物管理・取扱いに関する全体シナリオ（廃棄物ストリーム）の候補を提示することを目指す。
- 水処理の過程で発生する二次廃棄物については、長期間安定的な保管・処理を的確に行うための方策を検討する。

(5) 研究開発プロジェクトの次期計画

以上のステップ及び視点を踏まえた検討の成果は、2015年2月26日に開催された廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（第15回）で決定された研究開発プロジェクトの次期計画に反映された。

a. 燃料デブリ取り出し分野

- 除染・線量低減
 - ①原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
- 補修
 - ②-1 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発
 - ②-2 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験
- 内部調査
 - ③-1 原子炉格納容器内部調査技術の開発
 - ③-2 原子炉圧力容器内部調査技術の開発
 - ③-3 事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化
 - ③-4 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）
- 燃料デブリ取り出し工法
 - ④-1 燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発
 - ④-2 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
 - ④-3 原子炉圧力容器／原子炉格納容器の健全性評価技術の開発
 - ④-4 燃料デブリ臨界管理技術の開発

- 燃料デブリ分析
 - ⑤燃料デブリ性状把握（模擬デブリを用いた性状把握、実デブリ分析）

b. 廃棄物対策分野

- 固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発
 - ・ 研究開発成果の統合（処理・処分に係る基本的考え方の提示）
 - ・ 性状把握
 - ・ 処理に関する検討及び長期保管対策の検討
 - ・ 処分に係る検討

3) 研究開発マネジメント

NDF は、研究開発実施方針を踏まえて研究開発の企画、調整及び管理に取り組むこととしている。

特に、現場への適用を目指した「廃炉・汚染水対策事業」の研究開発プロジェクトを適確に進めていくためには、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランにおいて提示された優先事項や現場の最新状況等を踏まえた課題や達成すべき目標を適時に確認・調整することが重要である。また、例えば RPV/PCV の内部の状況を把握することを目標とする研究開発プロジェクトが複数あるが、これらは燃料デブリの取り出し工法の検討などに資することを「共通の目的」とする研究開発プロジェクトであるから、この目的の達成に直結する合理的な目標を各々の研究開発プロジェクトに設定することが重要である。これに加えて関連する現場工事や現場工事等に関する技術的検討を含めた取組を全体的に捉える研究開発マネジメントの仕組みの構築を目指すべきである。

具体的には、以下のとおり研究開発業務実施方針の項目ごとに示す視点を重視しつつ、研究開発プロジェクト開始前の企画段階のマネジメントを適確に行うことに加えて、研究開発プロジェクト開始後においても、定期的に、課題や達成すべき目標を確認し、必要に応じて調整するためのマネジメントを目指す。

(1) 実用化を念頭に置いた業務の実施

- 冠水工法に加え、気中工法も想定した工法・技術の適用性の検討
- 現場ニーズを踏まえた達成目標や優先順位の設定
- 各プラント共通の技術やシステムにおける研究開発プロジェクトの効率化
- 機器・設備等の維持・運用、作業安全等のための基準設定、運用に資する評価手法の開発

(2) 安全確保を重視した取組

- 研究開発課題や目標設定においても安全確保に配慮
- 被ばく低減の取組を優先的に進めることにより作業員の安全確保を最大限考慮

(3) 適確なマネジメントの実行

- 多様な複数の研究開発プロジェクトを統合的にマネジメントするための手法の導入と体制の構築

(4) 円滑な廃炉作業を進めるための国内外の叢智の結集

- 国内外で活用されている技術、知見、経験の取り込みと関連機関、専門家との連携
 - 技術調査、国際公募（RFI/RFP）を通じた技術成熟度の高い技術の活用
 - 基盤的な研究における研究機関、大学との効果的な連携の強化
- (5) 人材の確保に向けた取組
- 研究機関、大学と連携した基盤研究の推進を通じた人材育成・確保の強化
- (6) 原子炉施設の安全高度化に資する事故究明への貢献を含め、事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等の保存記録化・情報発信
- 情報等の収集・整理を効果的に進め、統合的に管理・情報発信するための仕組みの構築

4) 研究開発の基盤としての取組

(1) 研究拠点施設の整備

現在、JAEA において、モックアップ試験施設、放射性物質分析・研究施設に加え、廃炉国際共同研究センターを整備する構想が進められている。拠点の整備にあたっては、異なる分野、役割、専門性を持つ人材や組織が、成果等の情報を共有し、それらの枠を超えて各自の能力を互いに補完しながらチーム力を発揮して行くことにより効果的・効率的な研究を進めるとともに、研究開発の成果を廃炉の現場に繋げていくことが重要である。このため、国内外の資源や叡智を結集して研究や成果の現場での活用を進めるため、中核となる拠点を形成していくことが期待される。

(2) 基盤となる研究

JAEA は、IRID を通じた廃炉の現場への適用を念頭に置いた研究開発活動を実施するほか、それらの活動を円滑に進めるための基礎基盤研究を実施してきている。

JAEA をはじめとする研究機関や大学での研究は、廃炉工程を大幅に改善する可能性のある代替的で革新的な技術、廃炉作業や研究開発を確実かつ円滑に進めるための知見やデータ、顕在化していない課題を発見・抽出し廃炉作業や研究開発への提案など観点から、期待される役割が大きい。このため、廃炉に関する研究について、現場等における課題の共有や対策等を議論する場を構築していくことなどにより、広範な研究開発活動の活性化や研究者の創意工夫を促していくことが重要である。その上で、優れた研究成果や知見が得られたものについては、現場工事や研究開発プロジェクトに適時に適用されていくことが期待され、NDF はこれを円滑に進められるように関係機関とともに取り組んでいく。

(3) 人材育成

中長期にわたる廃炉に向けた取組を進めていく上では、人材の育成・確保を継続的に進めていくことが重要である。このため、大学や研究機関に期待される役割は大きく、文部科学省による「叡智を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（2014 年度までは、廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム）」を通じ、中核拠点（2014 年度の採択拠点は、東京工業大学、東京大学、東北大学）を形成することにより、基盤研究と人材育成を組み

合わせて進めていく取組が開始されたところである。

廃炉工程全体を俯瞰したうえで、必要な人材を具体的に明らかにしつつ、キャリアパスにも留意しながら、企業や研究機関における研修などの取組に加え、大学等の教育機関における取組を実施していくことが重要であり、人材の受け入れ側と輩出する側の双方の関係機関が一体となった人材育成・確保のための取組を推進していくべきである。

7. 今後の進め方

本戦略プランは、その初版（2015 年）として、福島第一原子力発電所の廃炉に係る技術的判断を行う上で重要な課題である①燃料デブリ取り出し、②廃棄物対策の 2 分野について、取り組むべき課題とその対応の考え方、それらに対する関係機関も含めた取組計画を取りまとめたものである。

今後、これらの 2 分野について、より具体的に取り組むべき事項を見える化し、関係機関との共有化を図り、マネジメントを行っていく。また、事業の評価として PDCA サイクルを回すとともに、現場や研究の状況等を踏まえて、戦略プランも定期的に見直しを行っていく。

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の廃炉のための
技術戦略プラン 2015
～2015 年中長期ロードマップの改訂に向けて～

平成
27
年
4
月
30
日

平成 27 年 4 月 30 日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

当資料に関する一切の権利は、引用部分を除き原子力被害賠償・廃炉等支援機構に属し、いかなる目的であれ当資料の一部または全部を無断で複製、編集、加工、発信、販売、出版、デジタル化、その他いかなる方法においても、著作権法に違反して使用することを禁止します。

ごあいさつ

2011年3月に発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故から4年余りが経過しました。これまでの関係者の尽力により4号機の使用済燃料プールからの燃料の取り出し完了など、事故直後と比較すると状況は大きく改善しています。適正かつ着実に廃炉を進めていくことが福島復興の大前提であり、廃炉作業の進捗に対する地元の皆様の関心と期待は非常に高いものではありますが、一方で、過去に類を見ない過酷事故を起こした原子炉の廃炉作業を進める上で解決すべき課題は多数残されています。

これまでの取り組みの中では、現地関係者が緊急の課題への対応に追われ、中長期的視点に立った課題に関して十分な検討がなされておりました。こうした問題意識の下、事故炉の廃炉を安全かつ着実に進めるために、国内外の叡智を結集し、戦略の策定と技術的支援を行う専門組織として、昨年8月に原子力損害賠償支援機構が原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）に改組され、発足いたしました。以来、中長期的視点から廃炉の主な課題に関する具体的な戦略を検討し、このたび「戦略プラン」の初版を策定いたしました。

この「戦略プラン」は、政府の福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップにしっかりとした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資することを目的としています。

そのため

- 最新のプラント状況や研究開発の成果等の技術的根拠を明確化する
- わかりやすい表現に留意しつつも、技術的に正確な記述を行う

ことを策定方針といたしました。

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、事故に由来する通常の原子力発電所にはない放射性物質によるリスクを継続的に下げるための取り組みであり、この戦略プランは中長期のリスク低減戦略の設計と言えます。策定に当たり、安全、確実、合理的、迅速、現場指向という5つの基本的考え方を定め、リスク低減の優先順位付けをして今後の取り組みをまとめています。

この戦略プランをまとめるに当たり、廃炉等技術委員会委員、各種専門委員会委員、海外特別委員等から助言を受けるとともに、経済産業省、文部科学省、東京電力、日本原子力研究開発機構（JAEA）、国際廃炉研究開発機構（IRID）等の関係機関との議論や協議も参考にいたしました。各位のご協力に厚く御礼申し上げます。

戦略プランの内容につきましては、プラント内部調査や詳細な検討状況を反映して、今後とも継続して見直して参ります。

NDFは、福島第一原子力発電所に係る廃炉の安全かつ着実な進捗という福島県民並びに国民の皆さまからのご期待に応えられるように引き続き努めて参ります。

なにとぞ、皆さまのご理解、ご鞭撻を賜りますようお願い申し上げます。

2015年4月

原子力損害賠償・廃炉等支援機構
副理事長 山名 元（ヤマナ ハジム）

東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2015（戦略プラン） 要 約

戦略プランの位置づけ

戦略プランは、福島第一原子力発電所の廃炉を適正かつ着実に実施する観点から、政府の「東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の着実な実行や改訂の検討に資することを目的とし、中長期ロードマップにしっかりとした技術的根拠を与えるものである。具体的には、事故炉の廃炉を行う上で重要な課題である溶融して固まった燃料（以下「燃料デブリ」という。）取り出し及び廃棄物対策について、研究開発を含む取組計画をとりまとめている。今後、現場状況の変化や研究開発成果等を踏まえて、継続的に評価・見直しを行う。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定するとされており、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法の複数シナリオからの絞り込みを行うこととし、これに向けて戦略プランの改訂等を行っていく。また、廃棄物の処理・処分については、2017 年度に基本的考え方のとりまとめを行うとされており、これに向けて戦略プランの改訂等を行っていく。

なお、戦略プランは、その内容が多岐に及ぶことから、内容の網羅性を担保し、論理展開の理解を促すことを目的に文書全体の論理展開を「ロジック・ツリー」形式で表現している。

戦略プランの基本的考え方

戦略プランでは「福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクを継続的、かつ、速やかに下げる」ことを基本方針とし、燃料、汚染水、廃棄物等の様々な放射性物質（リスク源）の潜在的影響度（ハザード・ポテンシャル）と閉じ込め機能喪失の起こりやすさにより表されるリスクの低減戦略を策定している。

主要なリスク源を優先順位により 3 分類し、そのうち、可及的速やかに対処すべき汚染水等のリスクについては既に対策が進められているため、戦略プランでは周至な準備が必要であり、数多くの課題にチャレンジしなければならない燃料デブリ取り出し及び長期的な措置を要する廃棄物対策の検討を実施する。

リスク低減に向けて、5 つの基本的考え方 1:安全 放射性物質によるリスクの低減及び労働安全の確保、2:確実 信頼性が高く、柔軟性のある技術、3:合理的 リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用、4:迅速 時間軸の意識、5:現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義、に基づき、燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策に関する技術検討を行う。

燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン

● 燃料デブリ取り出しの検討の進め方

燃料デブリは、現在一定の安定状態にあるが、さらにそのリスクを低減するためには、周至な準備と技術によって取り出し、安定保管することが必要である。これは、①取り出しまでの間、燃料デブリの安定状態を維持・管理する、②燃料デブリを安全に取り出す、③取り出した燃料デブリを収納・移送した後、安定的に保管するというステップで進めることとなる。このうち、②は大きく分けて、「燃料デブリの量、位置、性状、核分裂生成物（以下「FP」という。）分布の

把握」、「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討から構成される。

「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討は、燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件にあたるものであり、次の 9 項目からなる。1:PCV・建屋の構造健全性の確保、2:臨界管理、3:冷却機能の維持、4:閉じ込め機能の構築、5:作業時の被ばく低減、6:燃料デブリ取り出し機器・装置の開発、7:燃料デブリへのアクセスルートの構築、8:系統設備、エリアの構築、9:労働安全の確保。

- 工法の特徴

冠水工法：格納容器の上部まで水を張って、燃料デブリを水没させて、取り出す工法であり、燃料デブリの冷却、放射線の遮へい、放射性ダストの飛散防止等に優れるものの、格納容器の止水、耐震性、臨界管理等に課題がある。

気中工法：水を張らずに、燃料デブリが気中に露出した状態で、取り出す工法であり、燃料デブリの取り出しに向けて、上からに加え、横からのアクセスが可能になるものの、放射性ダストの飛散防止、放射線の遮へい等に課題がある。

- 工法オプションとオプションから導出されるシナリオの選定計画の立案

本戦略プランでは、冠水工法、気中工法のそれぞれで達成できる水位と燃料デブリへのアクセス方向より考えられる燃料デブリ取り出し工法オプションを提示し、その中から重点的に取り組む工法を選んだ上で、上述の 9 つの技術要件に対する取組みの現状と今後の対応について整理する。さらに、各工法の組合せによる複数のシナリオから号機ごとの状況に応じたシナリオ選定計画を立案する。

工法の実現に向けて鍵となる技術開発の進展、号機ごとの燃料デブリの位置・分布状況等プラント状況の推定確度向上等に伴い、実機へ適用するシナリオを段階的に選定していく。号機ごとのシナリオを確定するために必要な調査、研究開発計画の見直しを必要に応じ行う。

燃料デブリ取り出しシナリオを選定した後、実機適用準備を着実に進めることを目標とする。号機ごとに実現可能と判断されるシナリオが複数ある場合には、5 つの基本的考え方に基づき、安全性、確実性、合理性、迅速性、現場適用性の評価項目により比較評価して、優先シナリオを選定する。

廃棄物対策分野の戦略プラン

- 廃棄物対策の検討の進め方

福島第一原子力発電所廃炉に向けては、施設全体のリスク低減及び最適化を図るために必要な措置の迅速かつ効率的な実施が求められている。廃棄物対策としては、事故で発生した固体廃棄物の安全かつ安定な保管管理とともに、中長期を見据えた処理方法や処分概念の検討が重要である。

現行中長期ロードマップにおいては、2017 年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめ、2021 年度に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設定されている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示されたポイントを目標に検討を実施する。

- 発生量低減と保管管理

固体廃棄物について、持込抑制等の徹底及び構内再利用の促進により発生量を低減し、また減容等について二次廃棄物の発生も考慮した減容効果や処分への影響等に留意するとともに、保管管理に当たっては、工事等による廃棄物発生予測に基づいて限られた敷地を有効活用し計画的に対応していく。

- 性状把握と処理・処分方策の検討

建屋地下のスラッジのように試料採取が出来ていないものについては、計画的なサンプリングを実施するとともに、特に、性状把握のための分析の体制整備、能力増強が極めて重要である。

固体廃棄物の特徴の把握、それに適した処分方策、その処分方策を念頭においた処理のあり方など、総合的な検討を行うことにより、安全かつ合理的な処理・処分方策を具体化していくことが極めて重要であり、また、規制制度が円滑に整備されていくよう、必要な情報を規制機関に対して積極的に提供する。

研究開発への取組と全体計画

様々な制度で複数の実施主体により実施されている研究開発を一元的に把握し、それらの特性や期待される成果を踏まえた上で、全体最適化に取り組む。

- 現場での必要性に応える研究開発

IRID（国際廃炉研究開発機構）等の研究機関を中心として、燃料デブリの取り出しと廃棄物対策に向けた具体的必要性に基づく研究開発が行われるように取り組むとともに、現場での状況や工程の変化、研究機関、大学等の最新の研究成果に応じて不断の見直しを推進する。

- 研究開発の基盤の重要性

JAEA（日本原子力研究開発機構）をはじめとする研究機関、大学等における廃炉技術の基盤となる独自の研究開発や研究者の創意工夫を促すとともに、得られた研究成果や知見を廃炉現場や現場適応を目指す研究開発への橋渡しを推進する。

国内外のリソースや叡智を結集して研究開発を推進するため、モックアップ試験施設や放射性物質分析・研究施設、廃炉国際共同研究センター等を中核とした研究開発拠点の整備に積極的に協力するとともに、中長期にわたる廃炉を担う人材の産学官一体となった育成・確保に取り組む。

目次

1. はじめに	1-1
2. 戦略プランについて	2-1
2.1 戦略プランの目的	2-1
2.2 戦略プランを取り巻く状況と課題	2-2
2.2.1 これまでの中長期ロードマップの取組	2-2
2.2.2 戦略プラン策定の背景	2-3
3. 戦略プランの基本的考え方	3-1
3.1 基本方針	3-1
3.2 5つの基本的考え方	3-1
3.3 放射性物質によるリスクの低減戦略	3-5
3.3.1 用語の定義	3-6
3.3.2 リスク分析の手順	3-7
3.3.3 福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクの分析	3-9
3.3.4 リスク低減戦略	3-14
3.4 現在の取組状況	3-16
3.5 戦略プラン検討方針の概要	3-18
4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン	4-1
4.1 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン検討方針	4-1
4.1.1 燃料デブリ取り出し検討の進め方	4-1
4.1.2 燃料デブリ取り出し工法や適用技術評価における5つの基本的考え方の適用	4-5
4.1.3 燃料デブリ取り出しに係る役割分担の基本的考え方	4-7
4.2 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討	4-8
4.2.1 これまでの情報に基づくプラント・燃料デブリの状況	4-8
4.2.2 燃料デブリの安定状態維持・管理に必要な検討項目及び検討アプローチ	4-8
4.2.2.1 臨界管理	4-11
4.2.2.2 冷却	4-13
4.2.2.3 閉じ込め	4-17
4.2.2.4 安全設備の維持・信頼性向上	4-20
4.2.3 安定状態の維持・管理に向けた活動	4-22
4.3 燃料デブリを安全に取り出すための工法に関する検討	4-24
4.3.1 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討	4-24
4.3.1.1 燃料デブリ・FP分布の状況	4-24
4.3.1.2 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に必要な検討項目及び検討アプローチ	4-24
4.3.1.2.1 実機調査による推定	4-26
4.3.1.2.2 解析による推定	4-28

4.3.1.2.3	知見及び実験による推定	4-29
4.3.1.3	これまでの検討から推定される燃料デブリ・FP 分布の状況	4-32
4.3.2	燃料デブリ取り出し工法オプションの検討	4-39
4.3.2.1	PCV 水位レベルと燃料デブリへのアクセス方向を考慮した燃料デブリ取り出しの工法オプションの検討	4-39
4.3.2.2	工法オプション別 燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出し適合性の検討	4-44
4.3.2.3	燃料デブリ取り出しに係る現地作業ステップの検討	4-47
4.3.3	冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討	4-50
4.3.3.1	概要	4-50
4.3.3.2	技術要件を用いた取組評価	4-50
4.3.3.2.1	PCV・建屋の構造健全性の確保	4-51
4.3.3.2.2	臨界管理	4-53
4.3.3.2.3	冷却機能の維持	4-58
4.3.3.2.4	閉じ込め機能の構築	4-60
4.3.3.2.5	作業時の被ばく低減	4-69
4.3.3.2.6	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	4-73
4.3.3.2.7	燃料デブリへのアクセスルートの構築	4-75
4.3.3.2.8	系統設備、エリアの構築	4-77
4.3.3.2.9	労働安全の確保	4-79
4.3.3.3	冠水工法の実現性を判断する道筋	4-80
4.3.4	気中工法（気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法）を前提とした取組評価と実現性の検討	4-82
4.3.4.1	概要	4-82
4.3.4.2	各技術要件に係る取組	4-82
4.3.4.2.1	PCV・建屋の構造健全性の確保	4-84
4.3.4.2.2	臨界管理	4-86
4.3.4.2.3	冷却機能の維持	4-88
4.3.4.2.4	閉じ込め機能の構築	4-89
4.3.4.2.5	作業時の被ばく低減	4-90
4.3.4.2.6	燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	4-94
4.3.4.2.7	燃料デブリへのアクセスルートの構築	4-96
4.3.4.2.8	系統設備、エリアの構築	4-99
4.3.4.2.9	労働安全の確保	4-101
4.3.4.3	国際公募を通じた新たな工法提案の活用	4-103
4.3.4.4	気中工法の実現性を判断する道筋	4-104
4.3.5	号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討	4-106
4.3.5.1	プラント適用シナリオの検討	4-108
4.3.5.2	号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの提示と今後検討の方法論	4-111

4.3.5.3	複数シナリオに対して検討を進めていく方法論と検討ゴール	4-119
4.4	取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する検討	4-121
4.4.1	取り出し後の燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築	4-122
4.4.2	燃料デブリに係わる計量管理方策の構築	4-124
4.5	まとめ	4-126
5.	廃棄物対策分野の戦略プラン	5-1
5.1	廃棄物対策分野の戦略プランの検討方針	5-1
5.2	国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方	5-2
5.2.1	放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方	5-2
5.2.2	放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方の適用例	5-3
5.2.3	放射性廃棄物の処理の在り方	5-4
5.3	現行中長期ロードマップにおける取組の現状と評価・課題	5-5
5.3.1	保管管理	5-5
5.3.2	処理・処分	5-6
5.4	福島第一原子力発電所廃棄物対策における中長期的観点からの対応方針	5-9
5.4.1	保管管理	5-9
5.4.2	処理・処分	5-10
5.5	福島第一原子力発電所の廃炉に向けた廃棄物対策に関わる今後の対応	5-12
5.5.1	保管管理	5-12
5.5.2	処理・処分	5-13
6.	研究開発への取組と全体計画	6-1
6.1	研究開発の検討方針	6-1
6.2	研究開発の概観	6-1
6.2.1	研究開発の分類	6-1
6.2.2	政府の研究開発事業の全体像	6-2
6.3	研究開発プロジェクトの次期計画	6-3
6.3.1	検討のステップ	6-4
6.3.2	検討に当たって考慮すべき重要な視点	6-4
6.3.3	分野ごとの次期計画	6-5
6.4	研究開発マネジメント	6-10
6.4.1	研究開発業務実施方針を踏まえて重視すべき事項	6-10
6.4.2	研究開発の各段階におけるマネジメント	6-11
6.5	研究開発の基盤としての活動	6-13
6.5.1	研究開発拠点の整備	6-13
6.5.2	廃炉技術の基盤となる研究開発	6-14
6.5.3	人材育成・確保	6-16
7.	今後の進め方	7-1

1. はじめに

東京電力㈱福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）事故を受け、2011年12月に政府が策定した「東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」という。）の下、廃炉への取組が開始された。その後、約3年にわたり、汚染水対策等の差し迫った課題を最優先として対応が行われてきた。しかし、短期的対応と併せて、事故炉には「長期にわたり、放射性物質によるリスクを低減し廃炉を進めていく」という中長期的な廃炉戦略の検討が不可欠である。そこで、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下「NDF」という。）は、中長期的な視点から、廃炉を適正かつ着実に進めるための技術的な検討を行う組織として、2014年8月18日に既存の原子力損害賠償支援機構を改組する形で発足した。

NDFは、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法に基づき、法定業務である「廃炉等の適正かつ着実な実施の確保を図るための助言、指導及び勧告」および「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」の一環として、「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」（以下「戦略プラン」という。）を取りまとめていくこととした。

国内外の叡智を結集し、戦略プランを策定するに当たって、様々な技術分野の専門家集団による意思決定するための廃炉等技術委員会及び専門的知見を有する有識者や関係機関の代表者から特定課題への意見を聴取するための専門委員会を設置した。海外の有識者を海外特別委員に任命し、廃炉等技術委員会に招聘するとともに、国際機関や研究機関との協力関係を構築している。

図1-1に福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトに係る関係機関の役割分担及びNDFの位置付けを示す。

NDFは、政府から重要課題の提示を受けて検討を行い、その結果を報告する。東京電力に対しでは、廃炉工程の着実な推進に向けて、技術的見地から助言、指導を行う。また、国際廃炉研究開発機構（以下「IRID」という。）や日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）等の研究開発機関と密接に連携して、進捗状況及び課題を共有して研究開発の円滑な推進を図る等、技術面での中核を担っていくことが期待されている。

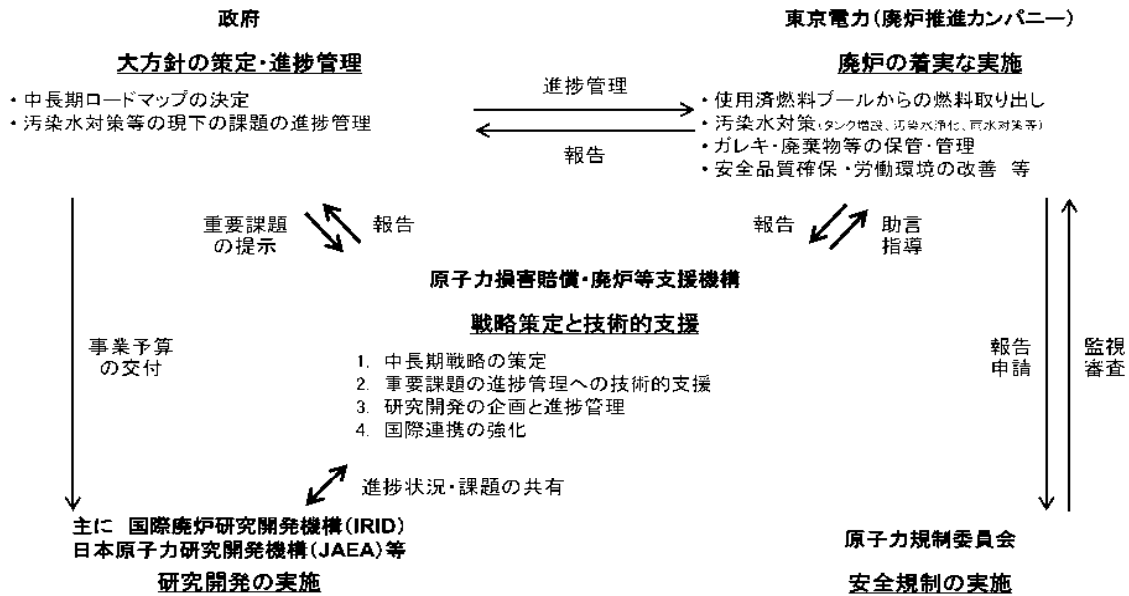


図 1-1 福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトに係る関係機関の役割分担

2. 戦略プランについて

2.1 戦略プランの目的

戦略プランは、福島第一原子力発電所の廃炉を適正かつ着実に実施する観点から、政府の中長期ロードマップの着実な実行や改訂の検討に資すること、すなわち、中長期ロードマップにしっかりと技術的根拠を与えることを意図している。

具体的には、事故炉の廃炉に関し、中長期視点から重要な課題である溶融して固まった燃料（以下「燃料デブリ」という。）取り出し及び廃棄物対策について、取り組むべき項目とその対応の考え方、それらに対する関係機関の役割分担を含む全体的な取組計画を取りまとめる。（図 2-1）

燃料デブリ取り出しに関しては、工法の判断に当たっての重要な視点や考え方（ロジック）と重要課題を示すとともに、現場の状況に関する事実認識に基づいて考えられる複数シナリオ（選択肢）を示す。なお、厳しい放射線環境下で原子炉建屋内部へのアクセスが制限されること、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）及び原子炉内部の状況が十分にわからないことを踏まえ、不確実性のある中で工法を判断するための考え方についても明確にする必要がある。また、最新の現場状況を踏まえつつ、採用する工法を適切に調整しながら進めていくことが必要である。

廃棄物対策に関しては、処理・処分に關する基本的考え方を整理するとともに、発生量低減、保管管理、性状把握、並びに処理及び処分方策について、取組の現状を評価した上で今後の課題を整理する。さらに、これらの検討を踏まえ、研究開発や技術調査を含め必要な取組を明確にする。

今回の戦略プランは、中長期ロードマップの改訂が 2015 年春に予定されていることを念頭において、2015 年 2 月末時点の不確実な状況もある中で取りまとめたものである。そのため、戦略プランは、今後の現場状況把握の進捗や研究開発成果等を踏まえて、継続的に評価・見直しを行っていく。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することとされている。本戦略プランにおいても、中長期ロードマップで示された時期に間に合うように燃料デブリ取り出し工法の複数シナリオからの絞り込みを行うこととし、これに向けて戦略プランの改訂等を行う。また、固体廃棄物の処理・処分については、2017 年度に基本的考え方の取りまとめを行うこととされている。これを踏まえ、中長期ロードマップで示された時期に向けて戦略プランの改訂等を行っていく。

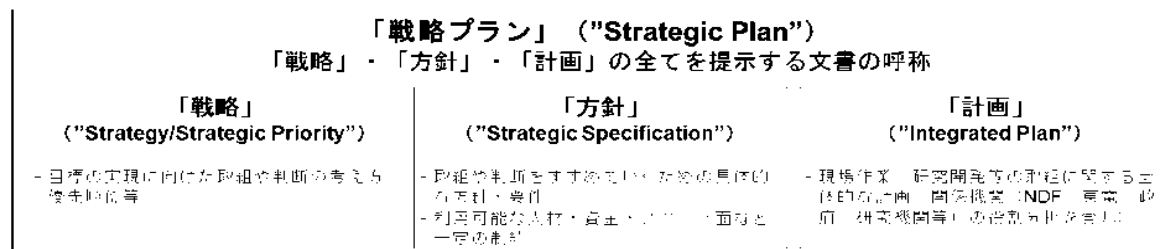


図 2-1 「戦略」、「方針」、「計画」と戦略プラン

2.2 戦略プランを取り巻く状況と課題

2.2.1 これまでの中長期ロードマップの取組

福島第一原子力発電所の廃炉は、政府の定める大方針である中長期ロードマップに従って推進されている。中長期計画を示すものとしては、原子力委員会に設置された東京電力㈱福島第一原子力発電所中長期措置検討専門部会による報告書「東京電力㈱福島第一原子力発電所における中長期措置に関する検討結果」（2011年12月7日付）が、最初のものである。その後、2011年12月21日に中長期ロードマップの初版が決定され、2度にわたり改訂されて現在に至る。（表2-1）その特徴は、下記に示すとおりである。

- 燃料デブリ取り出し工法については、米国スリーマイルアイランド2号機（以下「TMI-2」という。）と同様な方法（冠水工法）を想定した原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書を基本的に踏襲
- PCVに水を張らずに燃料デブリを取り出す気中工法の検討についても述べているが、具体的な研究開発計画の提示はなく、あくまでもバックアップの位置付け
- 廃棄物対策については、固体廃棄物の処理・処分にに関する基本的考え方等を検討するスケジュールが示されているが、今後の課題という位置付け

表 2-1 中長期ロードマップの変遷

2011年12月7日付 原子力委員会中長期 措置検討専門部会報告書	原子力委員会に設置された東京電力㈱福島第一原子力発電所中長期措置検討専門部会から発表された報告書である。福島第一原子力発電所の中長期計画について検討、記述された最初のものである。
2011年12月21日付 中長期ロードマップ （初版）	政府・東京電力中長期対策会議は、「東京電力㈱福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋 当面の取組のロードマップ」ステップ2の目標（注）を達成したことを受け、2011年12月21日付で中長期ロードマップ（初版）を決定。このロードマップは、原子力委員会中長期措置検討専門部会報告を受け、東京電力、資源エネルギー庁、原子力安全・保安院（当時）によってまとめられたものである。 （注）ステップ2の目標とは、「放射性物質の放出が管理され、放射線量が大幅に抑えられている」ことである。
2012年7月30日付 中長期ロードマップ （改訂第1版）	ステップ2完了以降に東京電力が策定した中長期的な信頼性向上のために取り組むべき優先的事項に関する具体的な計画（以下「信頼性向上計画」という。）やそれまでの取組の進捗状況を反映して、2012年7月30日付で中長期ロードマップ（改訂第1版）が策定された。
2013年6月27日付 中長期ロードマップ （改訂第2版）	2013年2月8日、原子力災害対策本部において、東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議が設置。廃炉を加速していくために、政府、東京電力に加え、関係機関の参加を得て、現場の作業と研究開発の進捗管理を一体的に進めていくこととされた。この会議において、2013年6月27日付中長期ロードマップ（改訂第2版）が策定された。

現行の中長期ロードマップ(改訂第2版)は、福島第一原子力発電所廃炉戦略という意味では、いまだプラント状況も不明確な段階で作成した原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書をベースとしている。つまり、その後の作業の進展、次第に明らかになってきたプラントの状況、研究開発により新たに明確になった課題等が十分に反映されたものとなっていない。このような背景から、プラント状況等の新たな知見や課題を踏まえた戦略プランの策定が求められるようになったものである。

2.2.2 戦略プラン策定の背景

戦略プランの策定が求められた背景を下記に整理する。

(1) 状況の変化

2013年11月に4号機の使用済燃料プールから燃料の取り出しが開始され、中長期ロードマップにおける第2期(燃料デブリ取り出し開始まで:目標はステップ2完了から10年以内)に入った。これにより、燃料デブリ取り出し工法について、より具体的な戦略の検討が必要な時期となった。

現行の中長期ロードマップは、プラント状況も不明確な段階で作成された原子力委員会中長期措置検討専門部会報告書における提言を踏まえ、TMI-2と同様な燃料デブリ取り出し工法(冠水工法)を想定して策定されている。

第2期に至るまでに、号機ごとのプラントの状況が多少なりとも明らかになるとともに、中長期ロードマップに沿って研究開発やプロジェクトも進捗した。これにより、原子炉建屋内除染、建屋止水、PCV補修、循環冷却ループ短縮化等の技術的難しさや課題も分かってきた。

例えば、1号機でサンドクッションドレン管からの漏えいが見つかったことで、PCVシェル部の損傷も懸念され、著しい損傷があればPCVの補修が困難になると予想される。この場合、冠水工法が適用できないため、燃料デブリ取り出し工法として、気中工法も単なるバックアップとしてではなく、有力なオプションとして検討する必要性が生じてきている。

さらに、5、6号機についても廃炉することが決定されたことや、これまでの地元との対話とこれに伴う地元の理解にも変化があること等、プロジェクトを進める上で重要な環境も徐々に変化している。

このように、炉内状況把握の進展とこれによる新たな技術課題の確認、様々な現場作業の進捗、技術開発の進捗や開発した装置の現場適用性に関わる情報の獲得、国内外の関連技術調査の進展、社会的環境の変化等を背景に、PDCAを回しながら最新の技術的判断を行う必要性がますます高まっている。

すなわち、様々な困難な技術課題を伴う燃料デブリ取り出しを確実に実行するためには、最新の状況に基づく技術根拠のしっかりした戦略的な検討・判断を行うことが必要になってきている。

(2) 不確実性への対処

福島第一原子力発電所の廃炉は、通常の原子力発電所の廃炉とは異なり、これまで国内外で経験したことのないプロジェクトである。炉心損傷、水素爆発を経験したプラントが4基あり、既

に放射性物質によるリスクが顕在化した厳しい環境下にある。(軽水炉で類似の事故を起こした TMI-2 と比較しても、損傷の程度、基数、環境等は、はるかに厳しい状況である。)

プラント状況(特に PCV 内部)に不明な点が多く、それらが不確実要素となるため、様々なリスクに対する様々な視点からの検討が欠かせない。さらに、それぞれが相互にトレード・オフの関係になるものもあるため、対応には戦略的な判断が必要となる。

(3) 厳しい現場状況への対応

福島第一原子力発電所の現場は、約 4 年経った現在も依然厳しい環境・状況下であり、実施すべき作業項目は膨大なものとなっている。今後は、原子炉建屋内の更に厳しい環境における作業が増加してくるため、「現場の安全確保」と「現場作業を担う人的リソースの長期的確保」はますます重要な課題となる。特に、人的リソースについては、作業員やエンジニア等技術的指導層の数のみならず、福島第一原子力発電所の現場を把握している管理・監督者の累積被ばく線量に制限があることを念頭に置く必要がある。

また、固体廃棄物や処理水の保管や、作業スペースの確保の自由度にも制限が生じるため、サイト内における利用可能な場所の広さの限界についても考慮する必要がある。

このように、技術及びリソース(ヒト、モノ、カネ、スペース等)制約の観点から、有限のリソースを現場で最も有効に使うために、優先度を明確にした上で実行可能な戦略プランを策定する必要がある。

(4) 時間軸上の考え方

福島第一原子力発電所の廃炉や廃棄物対策は、汚染水対策のように 1~2 年程度で主要な対策を実施する短期的な取組と数年~40 年程度のスパンを視野に入れた中期~長期の取組を進めながら、将来の在り方も視野に入れた取組を進める必要があり、短期から将来までを俯瞰した戦略設定が必要であるといえる。

時間軸に沿うこれらの取組が、相互に強く関連していることに注意が必要である。すなわち、「短期」の取組が不十分であれば「中長期」や「将来」にも影響を与える、「将来」に対する先見性が「中長期」の取組の条件や内容を制約する可能性がある等の時間軸上の因果関係が複雑に影響しあうことに注意が必要である。例えば、取り出した燃料デブリの取扱いや燃料デブリ取り出しに伴い発生する廃棄物の扱いについては、廃止措置シナリオとも関連するため、燃料デブリ取り出しの検討と併せて考える必要があること等、時間軸上の全体最適な戦略プランを策定することが求められている。

(5) 戦略の共有

中長期ロードマップは、2011 年 12 月に初版を制定して以来改訂を重ねてきたが、この過程では、リスク面での検討というよりも、課題解決という観点での検討が中心であった。その中で、現行の中長期ロードマップの、「高いハザードを可及的速やかに除去する」「必要となる技術開発を計画的に進める」「汚染水対策等の緊急的に重要な課題に取り組む」という骨格を成す基本的姿勢は極めて妥当である。しかし、最新の改訂から 2 年近く経過し、また、中長期ロードマップの第 2 期に入ってから 1 年以上経過した今、①徐々に判明しつつある現場の最新の状況を反映させ

る、②時間軸に沿ったリスク低減の考え方をより戦略的に深化させる、③技術開発の進捗に対する PDCA の結果をフィードバックする等の視点から、廃炉戦略を再構築する時機に至ったと考えられる。

上記①～③への対応として廃炉戦略を再構築するに当たって、政府・NDF・東京電力・関係開発機関・関係事業者等の間で、廃炉全体の戦略的考え方や技術的な認識を共有することが極めて重要である。すなわち、今後燃料デブリ取り出し等の技術的難易度の高い研究開発、現場工事等に関わる技術的検討、作業が本格化するに当たり、現場状況・研究開発状況の把握・変化に対応した技術的根拠のしっかりとした実行可能な戦略プランを明示することにより、現場における実務者を含め関係者の間でプロセスや技術の選定・判断の考え方（技術戦略）を共有する必要がある。

例えば、英国においては、原子力廃止措置機関（以下「NDA」という。）の戦略策定の取組経験からも、現場で廃炉作業を実行する事業実施会社（SLC：Site Licensing Company）と NDA が戦略を共有し、共通の判断を行うことが不可欠であると言われている。

戦略プランの視点とスコープ（対象）としては、地元・社会との関係や資金・財務面への影響は考慮すべき要因の一つであるが、1 章で述べた戦略策定と技術的支援という NDF の役割に沿って、技術的な観点からの検討を中心に行うものとする。また、現場における作業だけでなく、必要な研究開発、現場工事等に関わる技術的検討等も含めた全体的な計画とする。

検討対象には、福島第一原子力発電所内の取組に加え、サイト近くで JAEA が整備中の研究開発拠点施設（モックアップ試験施設及び放射性物質分析・研究施設）を含む。また、廃炉が決定した 5、6 号機を活用した実証・訓練も含むものとする。

3. 戦略プランの基本的考え方

3.1 基本方針

福島第一原子力発電所は、事故を起こした特定原子力施設として原子力規制委員会が要求する安全上必要な措置を講じており、一定の安定状態で維持管理されている。

しかしながら、建物の損傷、燃料デブリ及び使用済燃料の存在、放射性物質を含む汚染水の発生、種々の放射性廃棄物の存在等通常の原子力発電所とは異なる状態にあるため、今後廃炉作業を進める上で放射性物質によるリスクが顕在化する可能性があることは否定できない。したがって、福島第一原子力発電所の廃炉は、通常の原子力発電所の廃炉よりも放射性物質によるリスクが高いことを認識する必要がある。

現状のまま何もしなければ、放射性物質によるリスクが存在する状態が継続し、放射能の減衰によりリスクは徐々に下がるものの、中長期的な施設の劣化等によりリスクが上がる可能性もあり、リスクは必ずしも時間とともに単調に減少するとはいえない。

このため、福島第一原子力発電所の廃炉は、事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質によるリスクを、継続的、かつ、速やかに下げることが基本方針とする。したがって、戦略プランとは中長期の時間軸に沿った「リスク低減戦略の設計」といえる。

さらに、廃炉を進める上では、燃料デブリ取り出し等の作業に伴う「作業リスク」やプロジェクト自体の成功を脅かし得る「プロジェクトリスク」等が想定され、これらについても十分に考慮しておく必要がある。

下記に主な「プロジェクトリスク」を示す。

- 技術開発に失敗するリスク
- 要員が確保できなくなるリスク
- スペースが確保できなくなるリスク
- コストが大幅に増加するリスク
- 規制内容が不確実なことによる手戻り発生のリスク

3.2 節では、作業リスク及びプロジェクトリスクも考慮に入れた、戦略プランを策定する上での 5 つの基本的考え方を述べる。続いて、3.3 節では福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクの低減戦略を示し、3.4 節の現在の取組状況を踏まえた上で、最後に 3.5 節において戦略プラン検討方針の概要を述べる。

3.2 5 つの基本的考え方

福島第一原子力発電所の廃炉を進める上で、リスク低減に向けての 5 つの基本的考え方を示す。

基本的考え方 1：安全	放射性物質によるリスクの低減及び労働安全の確保
基本的考え方 2：確実	信頼性が高く、柔軟性のある技術
基本的考え方 3：合理的	リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用
基本的考え方 4：迅速	時間軸の意識

基本的考え方 5：現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義

(1) 基本的考え方 1：安全 放射性物質によるリスクの低減^{注)}及び労働安全の確保

注) 環境への影響及び作業員の被ばく

安全がファースト・プライオリティであることは、いうまでもない。国際原子力機関（以下「IAEA」という。）等で定められている安全原則である「人と環境を放射性物質によるリスクから守ること」は変わらない。

しかしながら、福島第一原子力発電所の場合、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」における特定原子力施設に指定されており、通常の原子力発電所に求められる安全基準を満たしていない事故炉であることから、廃炉過程も含めて、自ずとその安全確保の方策は通常の原子力発電所とは異なる。したがって、その現場の状況に応じた対応を図っていくことが認められているという趣旨を踏まえて廃炉を進めることが期待される。

すなわち、事故炉としてのリスクの高さを認識した上で、「その低減を速やかに進めて安全で安定した状態に持ち込む」という優先度を重視する視点が必要である。時間軸に沿ったトータル・リスクの低減を意識した上で、福島第一原子力発電所事故の教訓を受けて見直された深層防護等の新規基準の基本的な考え方に従いながらも、実効的な安全の確保やリスク低減を進めていく姿勢が重要である。

また、作業員の安全確保の観点からは、アクセス性が悪く作業スペースも十分でない現場での作業となるため、事故や怪我がないよう労働安全への十分な配慮が必要である。加えて、厳しい放射線環境下での作業となるため、作業時間の管理、遮へい物の設置、防護装備の着用等の徹底により被ばく低減に努めなければならない。

(2) 基本的考え方 2：確実 信頼性が高く、柔軟性のある技術

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的に難易度が高く、開発要素が多いという点においても、これまで経験したことのないものである。

比較的短期間に実現する必要がある対策については、開発が失敗するリスクを最小化し、確実に進めるために、新たな開発は最低限に抑えることが重要である。

そのためには、国内外から可能な限り実現性のある技術、すなわち、技術成熟度の高い優れた技術・知識を応用・適用し、福島第一原子力発電所の現場に適合するようにシステム化等の改良を加えるとともに、厳しい現場で確実に作業が実施できるように、あらかじめ検証・実証していく必要がある。

また、現場の状況に不確実性が高いことを考慮すると、想定外の状況や状況の変化に柔軟に対応できるようロバストな技術を選択するとともに段階的に作業を進めて適宜軌道修正すべきである。さらに、選択した技術が適用できない等の万一の場合を想定して、代替策等の対応計画を準備しておくことが重要である。

一方、全く新たな技術の実現が、廃炉を推進する上でクリティカルとなる場合も想定される。その実現に必要な中長期的な開発課題に対しては、基礎・基盤研究も含めて、ニーズ、目的、関係機関（大学、公的研究機関、民間等）の役割分担等を明確にした研究開発計画を策定し、その計画に基づき実施する必要がある。

例として、放射線環境の厳しい現場で目的を達成するために、①遠隔ハンドリング技術、②ロボット技術、③開発技術による除染や遮へいの実現、④人的直接操作、⑤関連する基礎研究、への取組の組合せを挙げることができる。①～③や⑤の技術成熟度が比較的低い場合、それらをどのレベルまで開発して、④の人的操作と組み合わせることで実現に持ち込むかが、技術戦略として問われる。

なお、遠隔ハンドリング技術及びロボット技術の定義・活用法としては、下記のとおり。

- 遠隔ハンドリング（remote handling）技術は、自立的、大型固定化の遠隔操作（remote manipulation）で、作業（operation）に活用
- ロボット技術は、携行型（mobile）、遠隔制御（remote control）による調査等に活用

(3) 基本的考え方3：合理的 リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用

福島第一原子力発電所の廃炉は、複雑で膨大な作業と開発を長期にわたり実施する必要がある。このため、ヒト、モノ、カネ、スペース等のリソースが制約条件となる。これらを合理的かつ有効に活用することは成功のための重要なファクターである。

ヒトとしては、放射線環境の厳しい現場での作業となることから、実際に作業する人員を長期にわたって確保するためにも、工事に係る全作業員が工事期間中に受ける総被ばく線量を計画管理していく必要がある。また、多くの研究開発や現場工事等に関わる技術的検討が必要になることから、ムリ・ムダを排除して、効率的な業務を目指す必要がある。また、研究者、エンジニア、作業員等、廃炉を完遂するために不可欠な人材を確保するとともに、人材育成・技術伝承を継続的に行うことも重要である。

モノとしては、福島第一原子力発電所の現場では、持ち込んだ設備、物品は放射性廃棄物として扱わざるを得なくなる可能性が高いことから、必要ないものは持ち込まない、持ち込んだものは積極的に活用する、3R（リデュース、リユース、リサイクル）を意識して、廃棄物発生量を低減すべく有効活用を目指すことが合理的である。

カネについては、膨大な作業と開発が長期にわたって必要なことから、ヒトの有効活用とも関連するが、作業に伴って発生する費用対効果及び技術開発や設備に対する投資対効果を常に意識した活動が求められる。

スペースについては、国内原子力発電所では比較的地面積が広い福島第一原子力発電所でも、汚染水タンクや廃棄物一時保管・貯蔵施設等で膨大なスペースが必要である。今後このようなスペースの増加により作業エリアが圧迫されかねないことも考慮して、輸送ルートの整備・確保も含めて、敷地を有効活用することも重要である。

これら、ヒト、モノ、カネ、スペース等の有効活用については、個別の作業や開発における検討も大切だが、個別最適に陥らないように、後工程への影響も考慮に入れた長期的視野に立って全体最適の観点から優先順位をつけることが重要である。

(4) 基本的考え方4：迅速 時間軸の意識

福島第一原子力発電所の廃炉へ、必要以上に時間をかけることは放射性物質によるリスクの高い状態を継続することになるため、速やかにリスクを低減するという「迅速さ」を意識することも重要である。「迅速さ」は確実性を重視することとトレード・オフの関係にもなるが、判断を遅

らせて高いリスク状態を放置することは本末転倒でもあるため、慎重に作業を実施しながら考えて、適切なタイミングでその都度、最適な判断をするという進め方が必要になる。

「迅速さ」を意識するためには、可及的速やかに達成すべき「極めて急ぐべき対応」と、「着実に取り組むべき対応」と、「長期的達成を目指す対応」のそれぞれについて、一定の時間目標を設定することが重要である。さらに、燃料デブリ取り出しについては、「開始段階」「中間段階」「完遂段階」の3段階に分け、「開始段階」と「中間段階」の達成時期にステップ・バイ・ステップの中間的目標を設定することも必要である。ここで、「開始段階」は、信頼できる工法の準備を終えて作業を開始する段階のことであるから、技術的にも社会的にも大きな意味を持つ。また、「中間段階」であっても、成果が目に見えて感じられ着実な進捗を示すことは極めて重要である。

また、時間的なロスや手戻りを防止する観点から、プロジェクトリスクに対して予防的・重層的に対応することも重要である。その際、どの程度のリスクに対して、どこまで予防的に対応するか、重層的な対策を施すかという判断もポイントになる。また、安全評価の内容・レベルを事前に明確にしておくことも、時間的なロスや手戻りを防止するために重要である。

他方、廃棄物対策・廃止措置のように長期的な課題については、目の前の迅速性を求められるものではない。一方、事故で損傷した発電所、あるいは、事故に由来する廃棄物というこれまでにないものを対象とするため、新たな制度・基準を作る必要性が出てくることも想定される。これには、相応の期間を要すると考えられることから、リードタイムを意識した検討が必要である。

(5) 基本的考え方5：現場指向 徹底した三現（現場、現物、現実）主義

福島第一原子力発電所の廃炉は、現場の放射性物質によるリスクを低減する活動であるため、徹底した三現主義に基づき現場志向で進めることが重要である。

三現主義というのは、現場の状況、現物の姿、現実起こっていること、それに基づく真のニーズを的確に把握した上で、現場適用性を重視した技術の選択を実施することである。特に、技術に対する開発サイドの認識と、その成果を実用化していく現場の認識がかい離する危険性や、設計サイドやプロジェクトマネジメントサイドにおける認識と、現場の認識がかい離する危険性については、特に注意が必要である。

ここで、現場適用性とは、採用検討中の技術が、福島第一原子力発電所の現場の状況、環境において適用できるかどうかを見定めることである。

現場適用性としては、主に下記の観点から検討するものである。

- 対環境性（放射線、温湿度、照度等）
- アクセス・搬入性（狭隘、ガレキ等障害物、揚重機、線量率等）
- 作業スペース（建屋内、ヤード等）
- インフラ整備（電気、空気、通信、水等）
- 廃液・廃棄物処理可能性
- メンテナンス性、トラブル対応性
- 現場操作性

また、現場の状況を把握することは、軽水炉の安全をより高めるための知見を得ることにもつながるため、廃炉の本来の目的ではないにしても、そのような意識も常に持つことが望まれる。

一方、三現主義であれ軽水炉安全の高度化であれ、福島第一原子力発電所の厳しい現場環境の下では、現場の状況把握には多大な困難や被ばくが伴うため、十分な調査をするために時間をか

けることが、トータル・リスク低減の観点から許容されるのかというトレード・オフが存在する。したがって、ある程度の想定を基に計画を策定する必要もある。その場合には想定外に備えた重層的な対策を準備しておくことも重要である。

福島第一原子力発電所の廃炉では、トレード・オフの関係にある様々なリスクのバランスを考慮に入れながら、一連のリスクを総合的に判断しながら進めるプロジェクトマネジメントが重要である。このため、判断においては、リスク情報に基づいて様々な関係者を巻き込んだリスク・インフォームド・ディシジョン・メイキングを実施することが必要である。

プロジェクトを推進する上で、安全規制との関連も極めて大きい。安全に係るリスク情報の活用は規制当局においても検討されており、規制対応においてもリスク・インフォームド・ディシジョン・メイキングという視点が必要であるとともに、研究開発段階から安全確保の在り方について、規制当局とのコミュニケーションも不可欠である。

また、このような様々なリスクや現実的な制約の中で最善を尽くしていることを社会に伝えていくこと、いわゆるリスク・インフォームド・コミュニケーションも重要である。

福島第一原子力発電所の事故は、その規模、その深刻さにおいて世界に類を見ないものであり、その廃炉の対応技術は、我が国において蓄積されてきた軽水炉の建設・運転・保守・廃炉の知見の域を大きく越える。一方、海外においては、事故施設や汚染施設の廃止措置に関する多くの経験があり、これらの類似の経験を積極的に利用することは、福島第一原子力発電所の廃炉の加速と安全確保に有益である。すなわち、原子炉施設、再処理施設、燃料製造施設の廃止措置あるいは核兵器製造施設のクリーンアップ作業における「経験」を利用することが極めて重要であり、これらを保有する海外関連機関との関係強化を積極的に進める必要がある。なお、これら海外の経験は、個々の技術としてだけでなく、想定外の異常な状態に対してダイナミックに対応する現場における対応・対策の経験としての価値も高い。そのような海外の廃止措置技術やそのプロジェクト経験の取得が、我が国の優れた軽水炉技術を支えてきた国内の体制や仕組みの中でも円滑に進むような配慮や対策が必要である。すなわち海外の優れた経験・技術を導入する最適な環境作りも検討することが必要である。

国際的には、燃料デブリや使用済燃料の取扱いに関して、核物質防護の観点からの配慮が強く求められていることにも留意する必要がある。

5つの基本的な考え方に従って、個別分野の検討を進める一方で、常に全体最適を考えるとこの観点から、各分野相互の関係や全体プロジェクトにおける各分野の位置付けを常に意識することが非常に重要である。

3.3 放射性物質によるリスクの低減戦略

事故により施設の閉じ込め機能が完全ではない福島第一原子力発電所においては、対策を必要とする放射性物質をリスク源として特定し、そのリスクを分析した上で、リスク低減の優先順位を決定し、各々のリスク源に対する対応方針を決定することが重要である。

以下では、リスクの低減戦略を検討する上で必要となる用語の定義及び基本的な考え方を整理した上で、リスクの分析を実施し、その結果に基づくリスク低減戦略について述べる。なお、ここで行う分析は、福島第一原子力発電所に現存するリスクの全体像を掴むことを目的としたものであり、今後、より詳細な分析を実施する予定である。また、時間の経過に伴うリスクの変化や作業リスクは考慮していないため、これらについても今後検討を進める。

3.3.1 用語の定義

リスクに関する一般的な用語を ISO 31000:2009 に準拠した JIS Q 31000:2010「リスクマネジメント-原則及び指針」に基づいて整理した上で、ここでの検討に用いる用語を定義する。

(1) リスクレベル

リスクの大きさ「リスクレベル」は、ある「事象」の「結果」とその「起こりやすさ」の組合せとして表される。放射性物質による影響については、「事象」としては地震、津波、故障、誤操作等の起因事象による閉じ込め機能の喪失等を、「結果」としては人や環境への影響を、「起こりやすさ」としては「事象」の起こりやすさを考える。今回の戦略プランでは、「結果」及び「起こりやすさ」に相当するものとして、以下に述べる「潜在的影響度」及び「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」を各々用いることとする。

(2) 放射性物質による影響

閉じ込め機能を喪失した場合にリスク源が外部にもたらす影響を下記に述べる。

- 放射性物質による直接的な影響
 - 環境への影響
 - ✓ 公衆の被ばく（外部被ばく、内部被ばく）
 - ✓ 環境汚染、広域拡散
 - 作業員の被ばく（外部被ばく、内部被ばく）
- 社会的混乱（国内外の専門家・メディア、等）
- 風評被害（地元産業、等）

今回の戦略プランでは、主に放射性物質による直接的な影響について検討する。

(3) 潜在的影響度

本来「結果」としての人や環境への影響については、「事象」によって放射性物質のある量が環境中に放出され、それが移行・拡散して人や環境に及ぼす影響を評価するものである。しかしながら、ここでは、事象が起こった際の放出量の評価は行わず、「結果」に相当するものとして、安全側に、リスク源が持つ放射性物質の全量に、漏えい又は移動のしやすさの観点から性状を加味したものを「潜在的影響度（ハザードポテンシャル）」と定義し、これを用いることとする。現実には、対象のリスク源に含まれる放射性物質が全量放出される可能性は極めて小さいと考えられる。

放射性物質の量を表す言葉としては、インベントリ（Bq）を用いることとする。インベントリに代えて、人体への影響をより直接的に表す実効線量（Sv）等を用いることもある。

物質の代表的な性状は、気体、液体、固体であり、その相違によって、閉じ込め機能を喪失した際の漏えいのしやすさや移動拡散のしやすさ等が異なり、その程度は、気体＞液体＞固体の順である。その他の性状として、粉末やスラッジ¹等があり、中間的な位置を占める。

なお、「潜在的影響度」には、「事象」の「起こりやすさ」は加味されていない。

(4) 閉じ込め機能喪失の起こりやすさ

「起こりやすさ」は、起因事象が、リスク源を閉じ込めている施設の健全性等に及ぼす影響を考慮した「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」とする。これは、起因事象（下記に示す内部事象及び外部事象）の発生頻度とリスク源を閉じ込めている施設（建屋、設備等）の損傷しやすさに依存する。

- 内部事象（電源喪失、内部火災、溢水、水素爆発、故障、誤操作（ヒューマンエラー）、内部飛来物、サボタージュ等）
- 外部事象（地震、津波、火山、竜巻、外部火災、台風、大雨、洪水、外部飛来物、不法な侵入等）

「リスクレベル」は、図 3-1 に示すように、「潜在的影響度」と「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」に依存し、図中右上ほど大きく左下ほど小さい。また、リスクの低減とは下記の 2 つにあるといえる。

- 例えば、PCV 又は原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）から燃料デブリを取り出してより安全・安定な場所で管理することによる「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の低減
 - 放射能の減衰によるインベントリの減少又は性状の変化による「潜在的影響度」の低減
- リスク低減戦略では、これらの組合せによって、図中右上の領域に位置するリスク源だけでなく、右下又は左上の領域に位置するリスク源、さらに左下の領域に位置するリスク源について、リスクレベルを低減させる優先順位と方針を策定する。

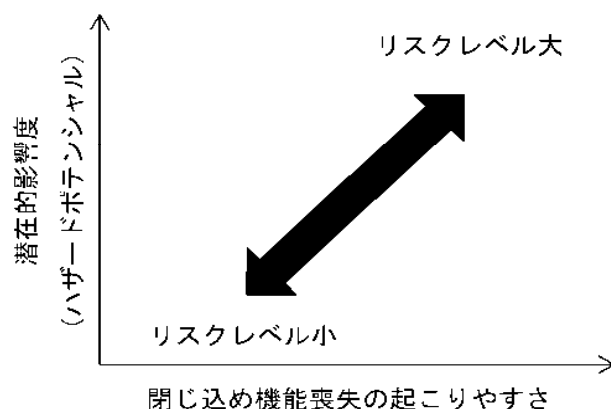


図 3-1 リスクレベル

3.3.2 リスク分析の手順

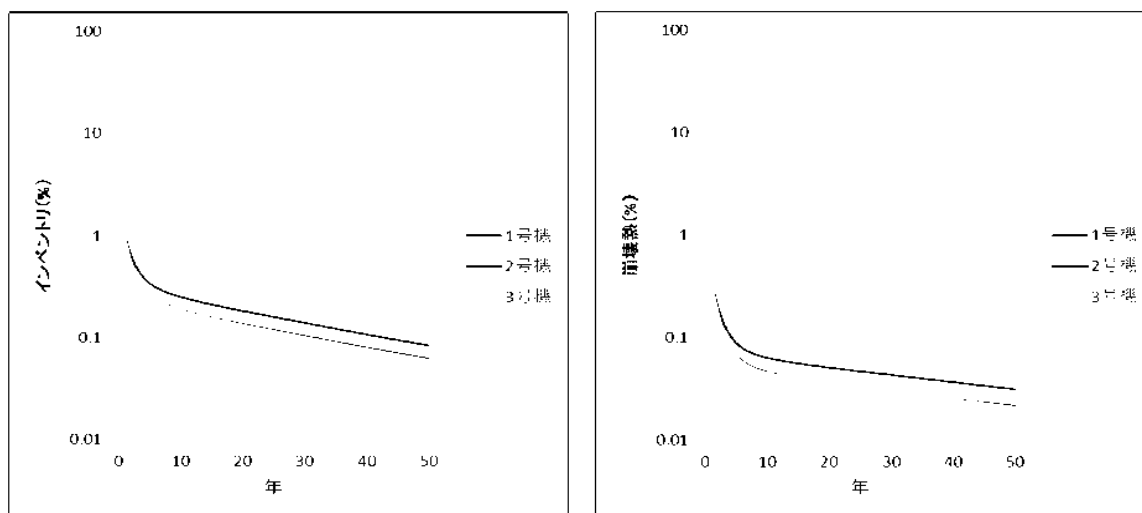
事故炉に対するリスク分析並びにリスク管理手法に定まったものではなく、それ自体が開発すべき課題である。3.3.1 項の定義に従って、おおむね下記のような手順が考えられる。

¹ スラッジとは、放射性物質を含む泥状物質をいう。

(1) リスク源の特定とインベントリの評価

ウラン、プルトニウム等のアクチノイド核種（以下「重核」という。）及び Cs 等環境中に放出されやすい核分裂生成物（以下「FP」という。）、長期の運転によって炉内に蓄積されている放射化生成物（Co-60、Fe-55 等）等は、外部への影響を考慮すべき主要な放射性物質である。これらを含むリスク源のインベントリや性状、及びこれらの所在を特定することが重要で、具体的には、燃料デブリ、炉内の汚染・放射化構造物、使用済燃料プール内の使用済燃料、汚染水、その他の建屋内の汚染部位や機器、様々な放射性廃棄物等がある。

なお、既に事故から 4 年が経過し、放射能や崩壊熱が減少していることを考慮するとともに、廃炉作業が想定される今後の期間において、放射性物質が更に減衰する効果も考慮しなくてはならない。各号機の炉心のインベントリ及び崩壊熱を図 3-2 に示す。いずれも事故発生時の値に対する相対値であり、放射性物質の外部への放出は考慮していない。図 3-2 からわかるように、現在のインベントリは事故発生時の 1%以下、崩壊熱は約 0.1%にまで減少している。



出典：JAEA-Data/Code 2012-018

図 3-2 炉心のインベントリ（左）と崩壊熱（右）

(2) 放射性物質の性状の特定

上記のリスク源は、燃料デブリや燃料内のペレット等の固体、汚染水等の液体、燃料内の希ガス等の気体のように様々な性状を有している。また、スラッジ、機器や建物の表面に固着している放射性物質の複雑な化合物（表面付着物）、化学的な反応性を内在している物質、化学物質と放射性物質の混在物（混合廃棄物等）、サイト内での環境汚染の原因物質（粘土微粒子や放射性物質を吸着した岩石等）等の様々な形態も考えられる。これらの性状の違いは、現在閉じ込められているものについては閉じ込め機能を喪失した際の漏えいのしやすさに影響し、既に環境中に暴露しているものについては環境中での移動拡散のしやすさに影響する。

(3) 閉じ込め機能の評価

上記リスク源の閉じ込め機能喪失の起こりやすさについては、外部事象（地震、津波等）及び内部事象（作業ミス等）を想定し、PCV からの継続的な放射性物質の漏えい、建屋等に滞留している高濃度汚染水の漏えい、施設の損傷等、現状において完全ではない閉じ込め機能を評価する。

3.3.3 福島第一原子力発電所における放射性物質によるリスクの分析

上記の手順に沿って、福島第一原子力発電所における主要なリスク源について分析を実施する。なお、現状は、事故直後に比べると、原子炉内にあった燃料に起因するインベントリは 1%以下に減少しており、また、閉じ込め機能についても特定原子力施設として要求される安全上必要な措置を講じている。したがって、以下で実施する分析は、事故直後に比べてリスクレベルが大きく減少した状況において存在するリスクの相対的な比較である。

(1) リスク源の特定

福島第一原子力発電所に現存する主要なリスク源のうち、燃料に関連するものは下記のとおりであり、これらは放射性物質として重核及び FP を含む。

- PCV 内の燃料デブリ
- 各号機使用済燃料プール内に貯蔵されているプール内燃料
- 共用プール内に貯蔵されている燃料
- 乾式キャスクに保存されている燃料

下記の汚染水及び廃棄物は、放射性物質として FP を含む。

- 建屋及び海水配管トレンチ内に滞留している高濃度の汚染水（以下「建屋内汚染水」及び「トレンチ内汚染水」という。）
- タンクに貯蔵されている浄化前の汚染水（以下「タンク内汚染水」という。）
- セシウム及び第二セシウム吸着装置の二次廃棄物（以下「水処理設備廃吸着塔」という。）
- 除染装置のスラッジ貯槽内の二次廃棄物（以下「水処理設備廃スラッジ」という。）
- ガレキ、伐採木等及び作業等により発生する放射性固体廃棄物（なお、放射性固体廃棄物には、事故前の運転時に発生した Co、Mn 等の腐食生成物を主体とした廃棄物を含む。）
- その他、汚染土壌、溜まり水等

下記の構造物や建屋等には、放射性物質として FP のほか、放射化物が含まれる。

- RPV 及び PCV 内で、放射化物を内包し、また、飛散した FP により汚染を受けている機器（蒸気乾燥器・気水分離器・炉心シュラウド・上部格子板・炉心支持板、配管、バルブ等）
- 建屋内で飛散した FP により汚染を受けている機器や配管、建物の一部

これらのうち、検討すべき主要なリスク源としては、下記を対象とする。

- 燃料関係（燃料デブリ、プール内燃料）
- 汚染水関係（建屋内汚染水、トレンチ内汚染水、タンク内汚染水）
- 廃棄物関係（水処理設備廃吸着塔、水処理設備廃スラッジ、放射性固体廃棄物）

プール内燃料のうち 4 号機については、事故発生時には 1,535 体の燃料が保管されていたが、既に共用プール等への移送が完了しているため、ここでは対象から除外した。

なお、共用プール内及び乾式キャスク内に貯蔵されている燃料については、これらの設備の健全性は通常の原子力発電所と大きくは変わらず、また、構造物や建屋についても、放射化物のインベントリは通常の原子力発電所と同程度であり、FPによる汚染は多いものの作業としては通常の原子力発電所の廃炉の延長上にあると考えられるため、今回の戦略プランでは検討対象としない。ただし、いずれも、廃炉作業の進展に伴って、ある段階から検討を開始する必要がある。

(2) 評価対象同位体の選定

特定したリスク源について、対象期間における量的変化を考慮した上で人体への影響が大きい同位体を抽出し、実効線量を評価する。

例として、2号機の炉心及びプール内燃料について、廃炉完了までの数十年を含む事故発生から100年後までの重核及びFPの実効線量を、図3-3及び図3-4に示す（インベントリの出典はJAEA-Data/Code 2012-018）。ここでは、実効線量の全量に対する寄与が1%を超える同位体を抽出した。これら抽出した同位体とその特徴を表3-1に整理した。線量係数は経口摂取による内部被ばくに対する係数を用いている。

これらのうち、事故発生から数年以降における寄与に着目して、重核としてはPu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Am-241、Cm-244を、FPとしてはSr-90、Cs-134、Cs-137を評価対象とする。これらは炉心及びプール内燃料共通とする。

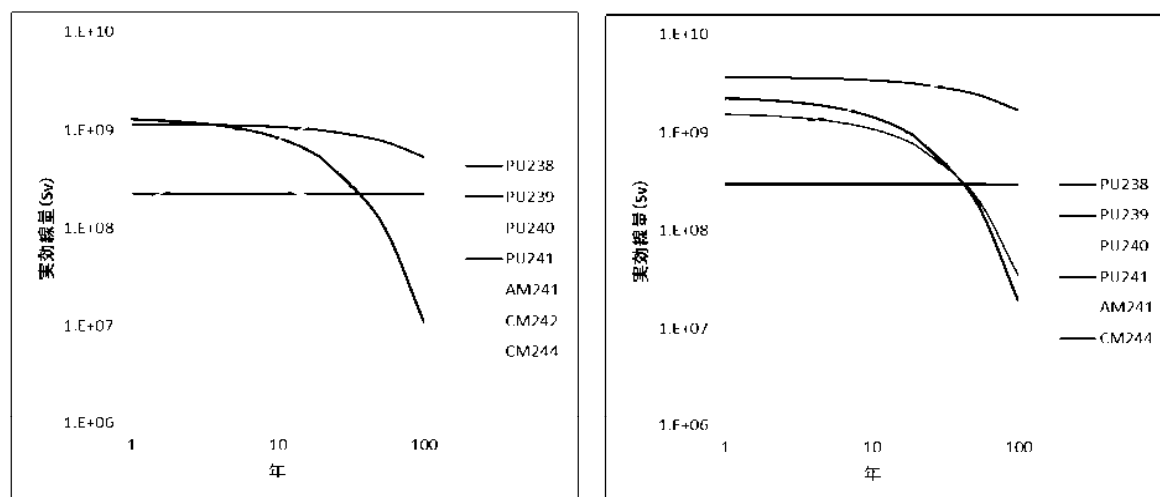


図 3-3 重核の実効線量（左：2号機炉心、右：2号機プール内燃料）

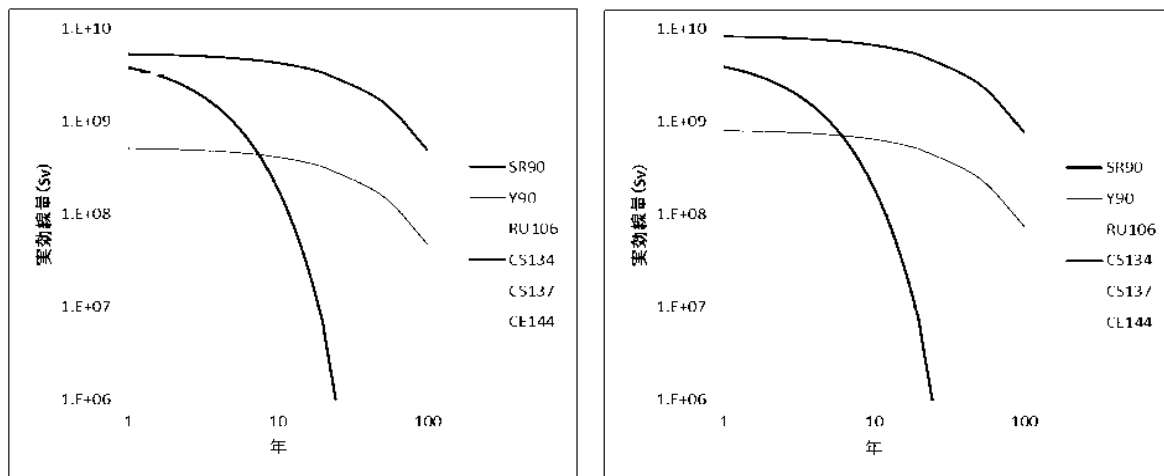


図 3-4 FP の実効線量（左：2号機炉心、右：2号機プール内燃料）

表 3-1 主要な同位体とその特徴

同位体	半減期	線量係数 (Sv/Bq)		特徴
		経口摂取	呼吸	
Pu-238	87.7 年	2.3×10^{-7}	1.1×10^{-4}	—
Pu-239	2.41×10^4 年	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}	—
Pu-240	6.54×10^3 年	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}	—
Pu-241	14.4 年	4.8×10^{-8}	2.3×10^{-8}	—
Am-241	4.32×10^2 年	2.0×10^{-7}	9.6×10^{-5}	Pu-241 の崩壊により生成
Cm-242	163 日	1.2×10^{-8}	5.9×10^{-8}	—
Cm-244	18.1 年	1.2×10^{-7}	5.7×10^{-5}	—
Sr-90	29.1 年	2.8×10^{-8}	1.6×10^{-7}	骨に取り込まれ人体への影響が大きい
Y-90	2.67 日	2.7×10^{-8}	1.5×10^{-8}	Sr-90 の崩壊により生成、放射平衡
Ru-106	1.01 年	7.0×10^{-9}	6.6×10^{-8}	—
Cs-134	2.06 年	1.9×10^{-8}	2.0×10^{-8}	揮発性が高く、環境中に放出されやすい
Cs-137	30.0 年	1.3×10^{-8}	3.9×10^{-8}	揮発性が高く、環境中に放出されやすい
Ce-144	284 日	5.2×10^{-9}	5.3×10^{-9}	—

出典：ICRP Publication 72

(3) 「潜在的影響度」の評価

各々のリスク源について、放射性物質のインベントリ及び実効線量を評価し、それらの性状を考慮して、潜在的影響度を評価する。

各リスク源のインベントリ、実効線量及び性状を表 3-2 に示す。汚染水、水処理設備二次廃棄物及び放射性固体廃棄物のインベントリは、限られた試料についての測定でありしかもデータ間にバラツキがあるため、概略の数値として表示した。なお、FP の中では Cs-137 が特に重要であるが、Sr-90 も、水処理設備二次廃棄物や放射性固体廃棄物では少ないが、汚染水中では重要である。

実効線量は、経口摂取と呼吸による内部被ばくの線量係数のうち大きい係数を用いて最大の影響度を評価した²。特に呼吸に対する重核の線量係数が大きいため、実効線量は燃料デブリとプール内燃料が他のリスク源より有意に大きくなった。

性状は、汚染水は液体、燃料デブリ、プール内燃料、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物は固体であり、水処理設備廃スラッジは固体と液体の中間に位置する。

潜在的影響度は、固体については実効線量に従って、燃料デブリとプール内燃料は大、水処理設備廃吸着塔は中、放射性固体廃棄物は小とした。他のリスク源は性状を考慮して、液体である汚染水は中、水処理設備廃スラッジは小とした。

なお、プール内燃料には希ガス Kr-85（半減期 10.7 年）が残っているが、上記評価には影響しない。また、燃料デブリの再臨界の可能性については、取り出し作業時のように水位や形状に変化を与えない限り、安定的に未臨界状態を維持すると考えられるため、特別に考慮していない。

表 3-2 「潜在的影響度」の評価

リスク源	インベントリ*			実効線量 (Sv)	性状	潜在的 影響度
	(時期)	重核 (Bq)	FP (Bq)			
燃料デブリ	1号機	2015年3月	2×10^{17}	4×10^{17}	5×10^{12} (1~3号機合計)	固体 大
	2号機	2015年3月	2×10^{17}	5×10^{17}		
	3号機	2015年3月	3×10^{17}	5×10^{17}		
プール内燃料	1号機	2015年3月	2×10^{17}	3×10^{17}	1×10^{13} (1~3号機合計)	固体 大
	2号機	2015年3月	5×10^{17}	8×10^{17}		
	3号機	2015年3月	4×10^{17}	7×10^{17}		
トレンチ内汚染水	2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	液体	中
建屋内汚染水	2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	液体	中
タンク内汚染水	2014年11月	—	$\sim 10^{16}$	$\sim 10^9$	液体	中
水処理設備廃吸着塔	2014年9月	—	$\sim 10^{17}$	$\sim 10^{16}$	固体	中
水処理設備廃スラッジ	2014年9月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^7$	スラッジ	小
放射性固体廃棄物	2014年11月	—	$\sim 10^{15}$	$\sim 10^8$	固体	小

* 燃料デブリ及びプール内燃料：JAEA-Data/Code 2012-018

水処理設備廃吸着塔及び水処理設備廃スラッジ：日本原子力学会 2014 年秋の大会総合講演・報告「IRID における福島第一原子力発電所廃炉に係る技術開発 (5)放射性廃棄物の処理・処分に関わる技術開発」(2014 年 9 月 10 日)

他は、経済産業省及び東京電力ウェブサイトに掲載されているデータを元に推定

(4) 「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の評価

「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」を詳細に評価するためには、各々の起因事象の発生頻度とそれによって施設が損傷を受ける確率等の一連の評価が必要である。ここでは簡易的に、建屋や設備の損傷状態及び管理の必要性等に基づいて、リスク源の「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の比較を行った。結果を表 3-3 に示す。水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物は、廃棄物を保管するために設計され、特別な管理を必要としないことから最も小さい分類Ⅰとし、基本的にⅠ～Ⅲの 3 段階に分類した。

² “NDA Prioritisation – Calculation Of Safety and Environmental Detriment Scores”, EGPR02, Rev, 6, April 2011.

表 3-3 「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の評価

リスク源	特徴	閉じ込め機能喪失の起こりやすさ
燃料デブリ	PCVに重大な損傷は認められておらず、臨界管理、冷却、水素爆発防止が多重化されているため、閉じ込め機能喪失は比較的起こりにくいと考えられる。ただし、不確かさを考慮して評価に幅を持たせる。	I ~ II
プール内燃料	使用済燃料プールについては、一部の号機において、ガレキや重量物の落下、建屋天井の欠損、海水注入の経験等があるため、閉じ込め機能喪失の起こりやすさは中程度と考えられる。	II
トレンチ内汚染水 及び建屋内汚染水	建屋及びトレンチでは、地下水との水位のバランスにより汚染水の閉じ込めを維持しており、閉じ込め機能の喪失は他のリスク源に比べて相対的に起こりやすいと考えられる。	III
タンク内汚染水	汚染水タンクは、現実には誤操作が発生しており、またタンクは溶接型に更新中であるもののフランジ型が一部残っているため、閉じ込め機能喪失は他より相対的に起こりやすいと考えられる。	III
水処理設備廃吸着塔	水処理設備廃吸着塔は、Csを吸着したゼオライトを炭素鋼遮へい容器に収納したものであり、遮へい容器に収納され、堰内又は架台に据置されている。また、崩壊熱除去等の管理を必要としていない。	I
水処理設備廃スラッジ	水処理設備廃スラッジは、プロセス主建屋と一体のビット構造の造粒固化体貯槽に貯蔵されており、漏えい監視、崩壊熱除去、水素排気を実施しているため、閉じ込め機能喪失は比較的起こりにくいと考えられる。	I ~ II
放射性固体廃棄物	ガレキ等のうち放射性物質濃度が高いものは、容器に詰められ固体廃棄物貯蔵棟に保管されている。特別な管理は必要としていない。	I

(5) リスクの分析

「潜在的影響度」及び「閉じ込め機能喪失の起こりやすさ」の評価から、福島第一原子力発電所における主要なリスク源のリスクレベルは図 3-5 のように表すことができる。

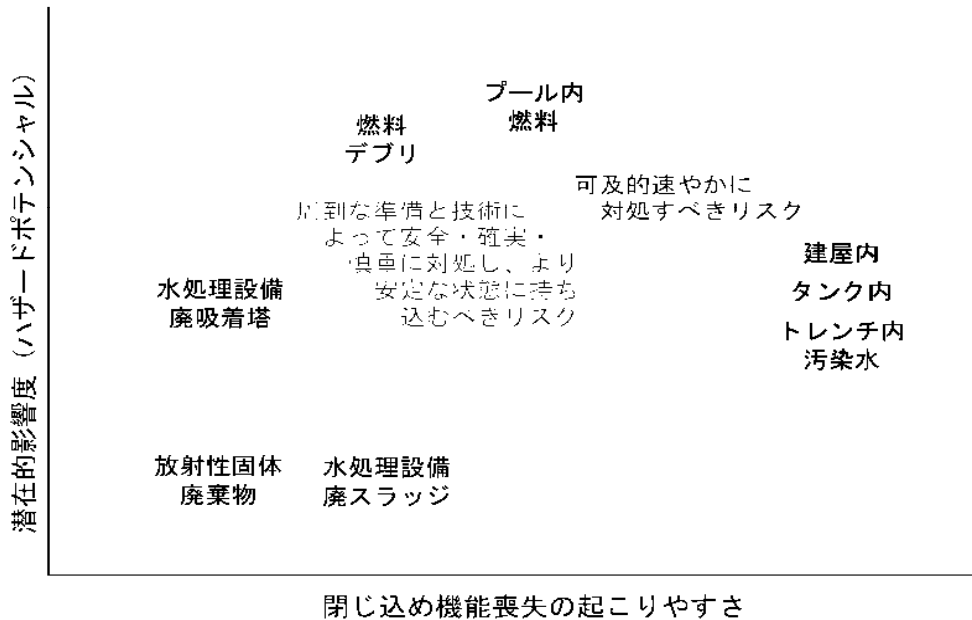


図 3-5 福島第一原子力発電所のリスクのイメージ

3.3.4 リスク低減戦略

分析結果を基にリスク低減戦略を構築する。まず、リスクレベルに基づいて優先順位を決定し、これを低減する方針を立案する。次に、リスク低減を具体的に実施する上で注意すべき事項として、作業中のリスク及び地域とのリスクコミュニケーションについて述べる。

(1) リスク低減の優先順位

放射性物質によるリスクを着実に低減するためには、リスク源を洗い出し、そのリスクを分析した上で優先順位を付けて対応すべきである。福島第一原子力発電所に現存する主要なリスク源は、そのリスクレベルによって3分類し、各々下記のように対応すべきである。

- 可及的速やかに対処すべきリスク
 - トレンチ内汚染水
 - 建屋内汚染水
 - タンク内汚染水
 - プール内燃料
- 周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきリスク
 - 燃料デブリ
- 長期的な措置をすべきリスク
 - 水処理設備廃スラッジ
 - 水処理設備廃吸着塔
 - 放射性固体廃棄物

これらを優先順位に従って並べたものが図3-6のリスク低減戦略であり、対策の実施に伴ってリスクが段階的に減少していく様子を示している。

リスク低減第1期では、図3-5において右上の領域に位置するリスクレベルが相対的に高いリスク源を対象とする。その対策の実行は容易ではないものの中長期にわたる研究開発課題はないので、可及的速やかにリスク低減を図る。

リスク低減第2期では、一定の安定状態にあるもののインベントリが多い燃料デブリを対象とする。第1期の間から並行して様々な課題を検討し、周到に準備を進めて万全な体制を整え、安全・確実・慎重に対策を実行し、より安定な状態に持ち込むことによってリスクを低減する。このとき、十分に注意しながら調査及びサンプリングを実施することによって、デブリ取り出し作業中のリスクを低減しつつ、燃料デブリをより安定な状態に持ち込むことが重要である。

リスク低減第3期では、既に貯蔵されている廃棄物だけでなく、第1期及び第2期における対策の実行によって新たに加わった廃棄物をも対象とする。これらは、あるリスクに対して対策を実施した結果生ずるリスクであるため残留リスクとも呼ばれ、長期的な視点に立った廃棄物措置戦略を講ずる必要がある。なお、水処理設備廃スラッジは、その性状が固体と液体の中間に位置することに留意して、慎重な対応が必要である。

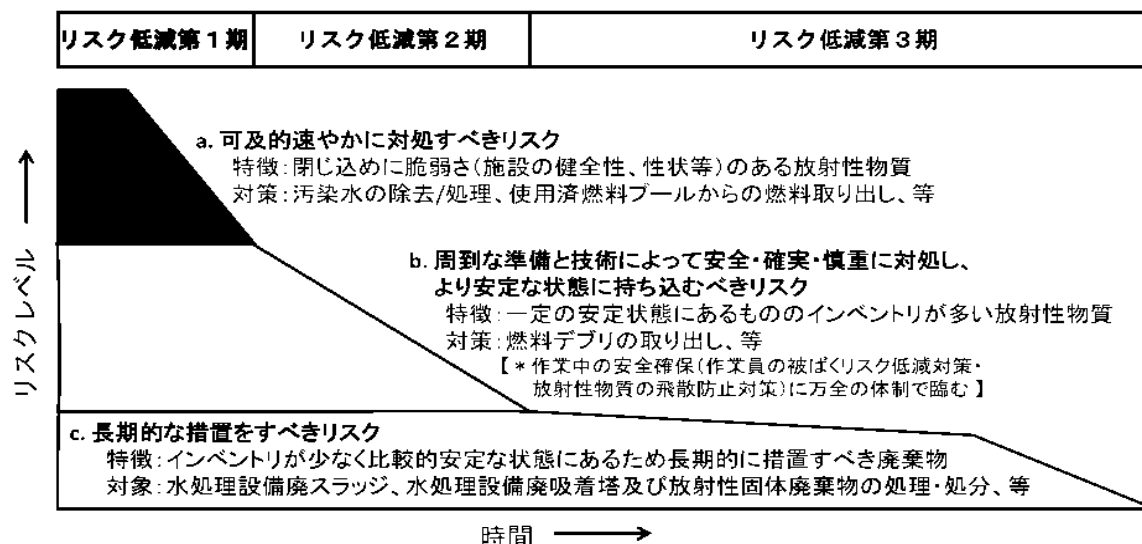


図 3-6 リスク低減戦略

(2) 作業中に考慮すべき放射性物質によるリスク

リスク低減第1期及び第2期における対策のうち、プール内燃料と燃料デブリの取り出しについては、作業中の放射性物質によるリスクへの注意が必要であり、主なリスクを表3-4に整理した。表3-4には、取り出し作業開始までに実施される高線量ガレキの撤去作業時のダスト飛散についても、取り出し作業に係るリスクの一環として記載した。また、取り出し作業期間が長ければ、各リスクが顕在化する可能性が増大するとともに、要員確保等のプロジェクトリスクの増加をもたらす可能性がある。

表 3-4 作業中の主なリスク

リスク源	作業員被ばく	ダスト飛散	落下による破損	再臨界性	ガレキ撤去時のダスト飛散	(所要期間)
プール内燃料	小	無	中	小	大	～1年
燃料デブリ	大	大	中	中	小	～10年

(3) 地域とのリスクの共有

福島第一原子力発電所の廃炉の進捗は、避難されている地元住民の方々の帰還に深く関わり、また軽微なトラブルや環境影響であっても風評被害等を通じて周辺地域の住民の皆様には大きなインパクトを与えかねない。したがって、社会に対して廃炉の見通しを明確に伝えるとともに、地元住民の皆様や環境に対するリスクを確実に低減することが極めて重要である。技術戦略を担うNDFとしては、廃炉工程の節目においてリスクの状況を説明し、リスクコミュニケーションを通じてリスクレベルの目標像に対する共通理解を得ていく必要がある。このようなリスクレベルの目標像は安全規制上及び国際標準で見た安全目標の考え方と整合することが期待され、その目標像に到達することが地元住民の皆様にとっての有力な安心材料になると考えられる。

また、多量のインベントリを内包する燃料デブリは、現在も一定の閉じ込め状態にあり、安全で確実な取り出し工法が準備されれば重大なトラブルを発生させることなくリスクを低減するこ

とができる。しかしながら、取り出しを急ぐ余り、周到的準備をしないまま着手すると、予期しないトラブルが発生する可能性が取り出し完了まで続くことになる。このように、リスク低減戦略においては、迅速さは慎重さとトレード・オフ関係にあることを認識し、可及的速やかに除去すべきリスクと慎重に取り組むべきリスクを分ける必要があり、この認識を地元住民の皆様にも理解していただくことが重要である。

3.4 現在の取組状況

検討してきたリスク源に対する対策について、現在の取組状況を示す。可及的速やかに対策すべきリスクである汚染水及びプール内燃料については既に進んでいる取組状況を、現時点では準備段階にある燃料デブリ及び廃棄物についてはリスク源としての現状と対策方針を示す。

(1) 汚染水対策

汚染水については、福島第一原子力発電所港湾外への環境影響は見られていないものの、建屋への地下水流入により増加し続け、それを貯蔵しているタンクから、万一汚染水が漏えいした場合には環境影響が懸念されることから、優先度の高いリスクであると認識されている。東京電力においては、汚染水処理対策委員会における予防的、重層的対策の取りまとめを受け、下記に示す3つの基本方針に沿って順次対策を実施している。

- a. 汚染源を取り除く
 - i) 多核種除去設備、逆浸透膜濃縮水処理設備等による汚染水浄化
 - ii) トレンチ内の高濃度汚染水の除去 等
- b. 汚染源に水を近づけない
 - iii) 地下水バイパスによる地下水の汲み上げ
 - iv) 建屋近傍の井戸（サブドレン）での地下水の汲み上げ
 - v) 凍土方式の陸側遮水壁の設置
 - vi) 雨水の土壌浸透を抑える敷地舗装 等
- c. 汚染水を漏らさない
 - vii) タンク堰のかさ上げ、二重化
 - viii) 水ガラスによる地盤改良
 - ix) 海側遮水壁の設置
 - x) タンクの増設（溶接型タンクへのリプレイス等） 等

これらのうち、b. iii)、c. vii)及び viii)は既に完了・運用開始しているほか、a. i)、ii) の汚染水の浄化処理や汚染水の除去は着実に進められ、その他の対策についても鋭意整備・調整中であり、高濃度汚染水に対するリスク低減は着実に進んでいる。特に、多核種除去設備による汚染水の浄化により、2015年3月時点のタンク内汚染水は、表3-2の評価を実施した2014年11月時点の半分以上に減少している。また、この処理によって発生した沈殿物や使用済吸着材等の二次廃棄物は高性能容器に収容され、性状及び閉じ込め機能の双方の観点でリスクレベルの低い状態で保管されている。

一方、対策が進捗し、リスクが低減していく中で、雨水排水など比較的风险の低い問題も、相対的に重要度が増してきているため、あらためてリスクの総点検が実施されている。

(2) プール内燃料取り出し

プール内燃料については、各号機の放射性物質のインベントリ、発熱量、水素爆発による建屋損傷・ガレキ落下の状況等を勘案して、リスク低減の優先度で、4号機、3号機、1号機、2号機の順に取り出す計画に従って進めている。

a. 4号機

プール内燃料取り出しを2014年12月22日に終了。

b. 3号機

建屋上部のガレキ撤去が終了し、プール内ガレキの撤去やオペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）除染、追加遮へいを進めつつ、プール内燃料取り出し準備を実施中である。

c. 1号機

建屋カバー解体時の放射性物質飛散のリスク低減を優先し、建屋カバー内部のガレキ飛散状況等を分析中。今後、飛散防止対策を講じつつ、カバーを取り外し、ガレキの撤去を行う予定。

d. 2号機

水素爆発が発生していないため、プール内燃料のリスクは通常の原子力発電所と大きな差はない。今後のプール内燃料の取り出しに向け、原子炉建屋上部の活用可能性、燃料デブリ取り出しとの兼用可能性を含め、トータルでよりリスクの低い計画を検討しつつ、ヤード整備等を実施中である。

(3) 燃料デブリ

1～3号機 PCV 内の燃料デブリについては、発熱量が減衰し、現在 0.1MW 程度と事故直後の 1/100 以下であり、多重化された冷却設備により十分低い温度に保たれている。また、燃料デブリは一度熔融した燃料であるため、FP は気体状では残っておらず、ダスト等の放出については PCV ガス管理設備により十分抑制されている。この設備により、臨界時に発生する希ガス（キセノン）が常時モニタリングされており、これまで再臨界が生じていないことを確認している。燃料デブリ自体は、冷却により固体化していると想定されており、比較的安全な状態にあるため、臨界のリスクも低いものと評価される。

しかし、燃料デブリを取り出すためには、PCV を開放し、極めて放射線量の高い燃料デブリにアクセスする必要があるため、作業員や環境への放射性物質によるリスクを最小化すべく、その計画・準備に時間をかけて慎重に進める。

(4) 廃棄物

発生した廃棄物は、その性状、線量率等に応じて、貯蔵庫や一時保管施設に分別保管等が行われているほか、より適切な保管を行うための施設や減容のための焼却炉の建設などが進められている。水処理設備廃スラッジ、水処理設備廃吸着塔及び放射性固体廃棄物については、性状や特性の把握を着実に進め、それに基づき処理・処分方策を検討していくことが重要である。また、

中長期的に安全に保管管理していく必要があり、その際、処分方策との整合性を考慮することが重要である。

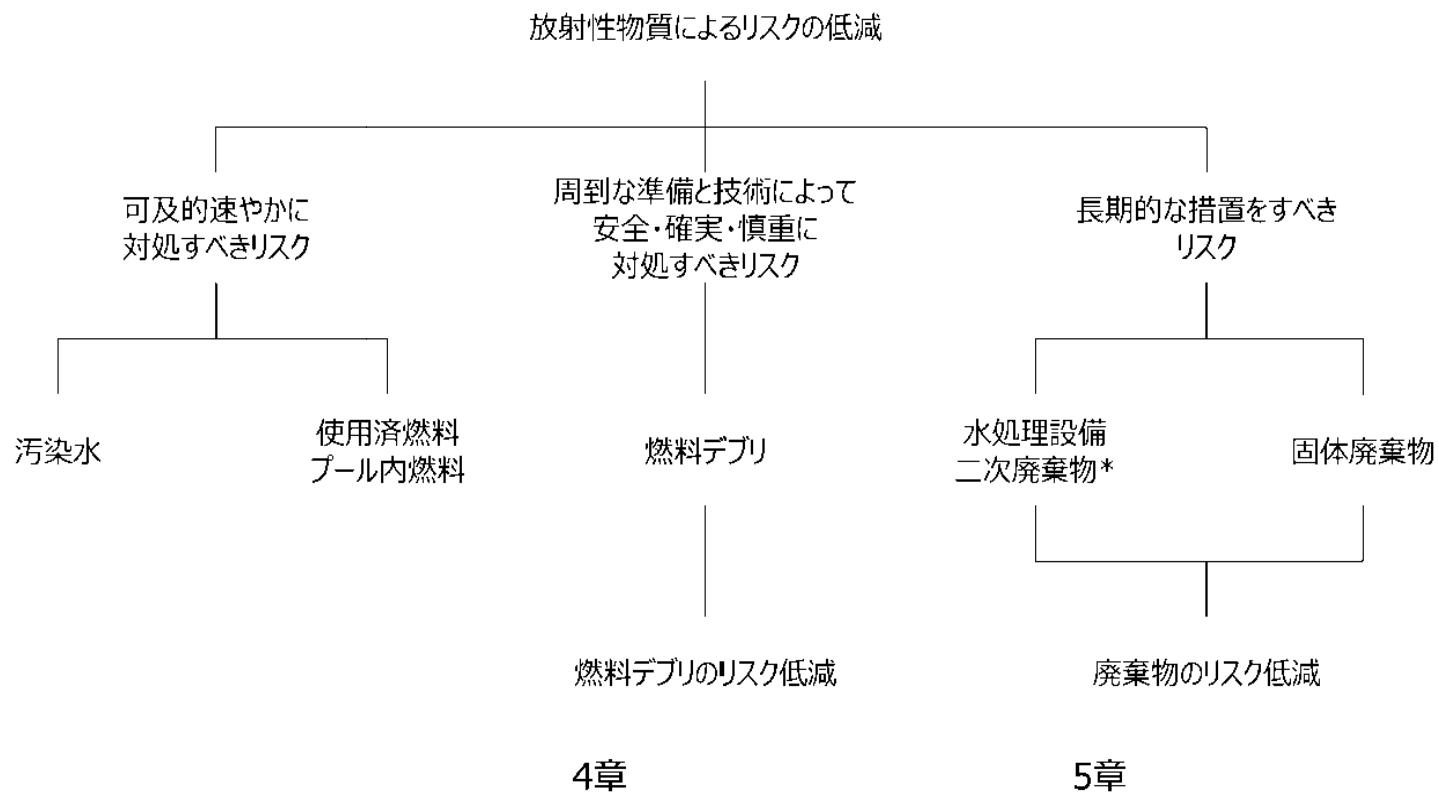
3.5 戦略プラン検討方針の概要

放射性物質によるリスク分析を実施し、福島第一原子力発電所のリスク源に対するリスク低減戦略を立案した。図 3-7 は、その結果を整理し骨格となる構成を記した図（以下「ロジック・ツリー」という。）である。現存する主要なリスク源は優先順位により 3 分類され、そのうち可及的速やかに対処すべきリスクについては、既に対策が進められているが、その実行においては種々の課題があるため NDF も技術支援を行っている。

燃料デブリを安全・確実に取り出すためには周到な準備が必要であり、数多くの難題にチャレンジしなければならない。このため、4 章において、燃料デブリ取り出しの戦略プランを詳しく検討する。これを実行するためのロジック・ツリーを図 3-8 に示す。4 章では、燃料デブリを取り出して安定的に保管することを当面の目標として、準備期間、取り出し、取り出し後の保管の 3 つのフェーズに分けて検討する。

水処理設備二次廃棄物及び放射性固体廃棄物は、長期的な視点を踏まえた廃棄物対策の戦略プランとして 5 章で詳しく検討する。今回の戦略プランでは、図 3-9 のロジック・ツリーに示すように、当面の課題として保管管理と処理・処分方策について検討する。

3章



*水処理設備廃吸着塔
及び廃スラッジをいう

図 3-7 放射性物質によるリスクの低減に向けたロジック・ツリー



図 3-8 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

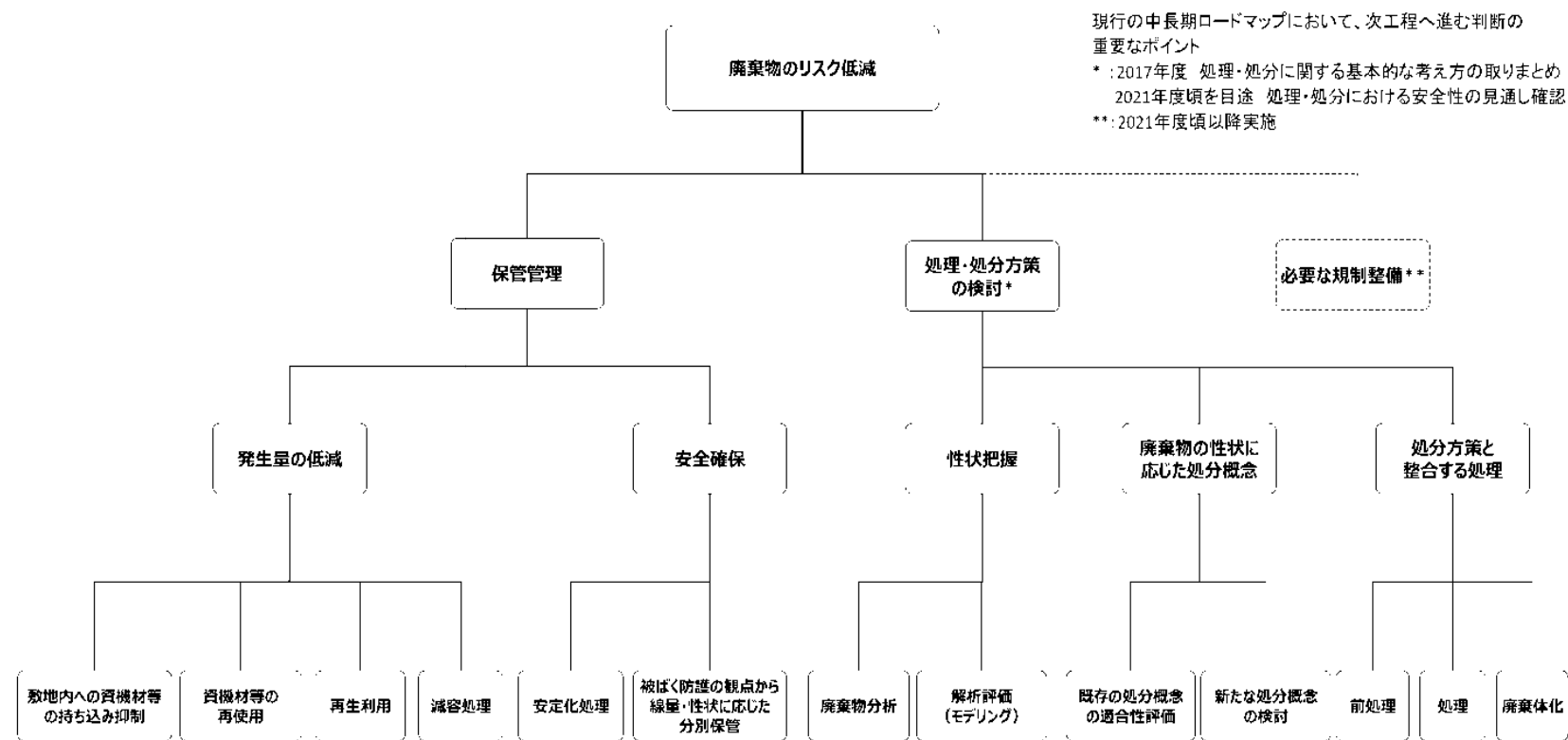


図 3-9 廃棄物のリスク低減に向けたロジック・ツリー

4. 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン

4.1 燃料デブリ取り出し分野の戦略プラン検討方針

周到な準備と技術によって安全・確実・慎重に対処し、より安定な状態に持ち込むべきリスクである燃料デブリ取り出しのための戦略プランを検討するに当たっての検討方針を述べる。

具体的には、検討の進め方、燃料デブリ取り出し工法や適用技術評価への5つの基本的考え方の適用、燃料デブリ取り出しの役割分担を述べる。

4.1.1 燃料デブリ取り出し検討の進め方

燃料デブリは、現在一定の安定状態にあるが、さらにそのリスクを更に低減するためには、周到な準備と技術によって取り出し、安定保管することが必要である。これは、①取り出しまでの間燃料デブリの安定状態を維持・管理する、②燃料デブリを安全に取り出す、③取り出した燃料デブリを収納・移送した後、安定的に保管するというステップで進めることとなる。このうち、②燃料デブリを安全に取り出すためには、大きく分けて、「燃料デブリの量、位置、性状、FP分布の把握」、「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討が必要となる。これらに関する検討は多岐にわたるため、全体像をとらえるべく、骨格となる必要な要件の構成を記した「ロジック・ツリー」を図4.1-1に示す。

「燃料デブリの量、位置、性状、FP分布の把握」は、燃料デブリ取り出し工法を検討する上で重要なインプット情報となるものであり、実機調査、解析、過去の知見及び実験等取得可能な情報に基づき総合的に推定を行う。

「燃料デブリ取り出し作業時の安全確保」、「燃料デブリ取り出し方法」についての検討は、燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件にあたるものであり、下記の9項目からなる。

- PCV・建屋の構造健全性の確保
- 臨界管理
- 冷却機能の維持
- 閉じ込め機能の構築
- 作業時の被ばく低減
- 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- 系統設備、作業エリアの構築
- 労働安全の確保

現行の中長期ロードマップにおいては、冠水工法によるPCV上部からの燃料デブリ取り出しを基本として、2021年12月までに初号機の燃料デブリ取り出し作業を開始することを目標に、現場における作業・調査を進めるとともに、工法を実現するために必要な遠隔での除染・調査・作業用の機器・設備等の技術開発を進めている。また、上部までの冠水が困難になることを想定して、気中工法等の検討も併せて進めることとしている。

本戦略プランでは、考えられる燃料デブリ取り出し工法オプションを提示し、その中から優先的に検討する工法を選んだ上で、冠水・気中各工法の9つの技術要件に対する取組の現状と今後の対応について整理する。さらに、各工法の組合せによる複数のシナリオを提示し、号機ごとの状況に応じたシナリオの選定計画を立案する。

各工法の実現に向けて鍵となる技術開発、検討の進捗を踏まえて、各工法の実現性を見極めるとともに、各号機のPCV内部調査等により得られる号機ごとの燃料デブリの位置、分布状況等のプラント状況の推定確度の向上に伴い、号機ごとに実機に適用するシナリオを段階的に選定していく。

中長期ロードマップにおいては2018年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが判断ポイントとして設定されているため、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うこととする。

図4.1-2に燃料デブリ取り出しに向けた道筋の全体的なイメージを示す。現在の取組は、概念調査・概念検討を実施し、フィジビリティ・スタディ（以下「FS」という。）や要素試験の一部を進めているところである。工法シナリオ選定以降、初号機については、実機適用に向けた基本・詳細設計及び機器・装置の実用化・検証試験のフェーズへと進んでいくことになる。

この取組において、①対象（燃料デブリ等）、②手法（適用技術）、③要求（規制要求や必要な条件等）、④目標（最終目標像）のいずれについても、情報不足や条件設定の難しさがあるのが現実である。

そこで、確認済の現場情報や対象物の情報を起点とし、シミュレーションや理論的な推測を組み合わせた最尤法により対象の状況を推定した上で、推定の幅を考慮した技術仕様を暫定的に設定することが必要である。この暫定仕様については、その後の新たな情報に従って適宜変更を加え、工法や適用技術の技術仕様に対しても修正を加えることが必要である。

暫定仕様については、工学的な確からしさを確保する視点だけでなく、安全規制やその他の現場条件に整合するための要求事項を予見して反映しておくことが重要である。規制要求については、規制当局の判断が定まらない時期にこれを予見することになるが、規制当局との対話等を通じて現実的なものを想定する必要がある。

この暫定仕様に沿って、概念的な工法や適用技術について、工学的な判断を前提に複数のオプションを提案し、相対的なオプション比較を行う。各暫定的オプションについて、4.1.2項に示すように5つの基本的考え方の視点から評価を行い、それぞれのオプションの「基本特性」としての「長所・短所・その他の特徴」を踏まえて比較評価を行う。

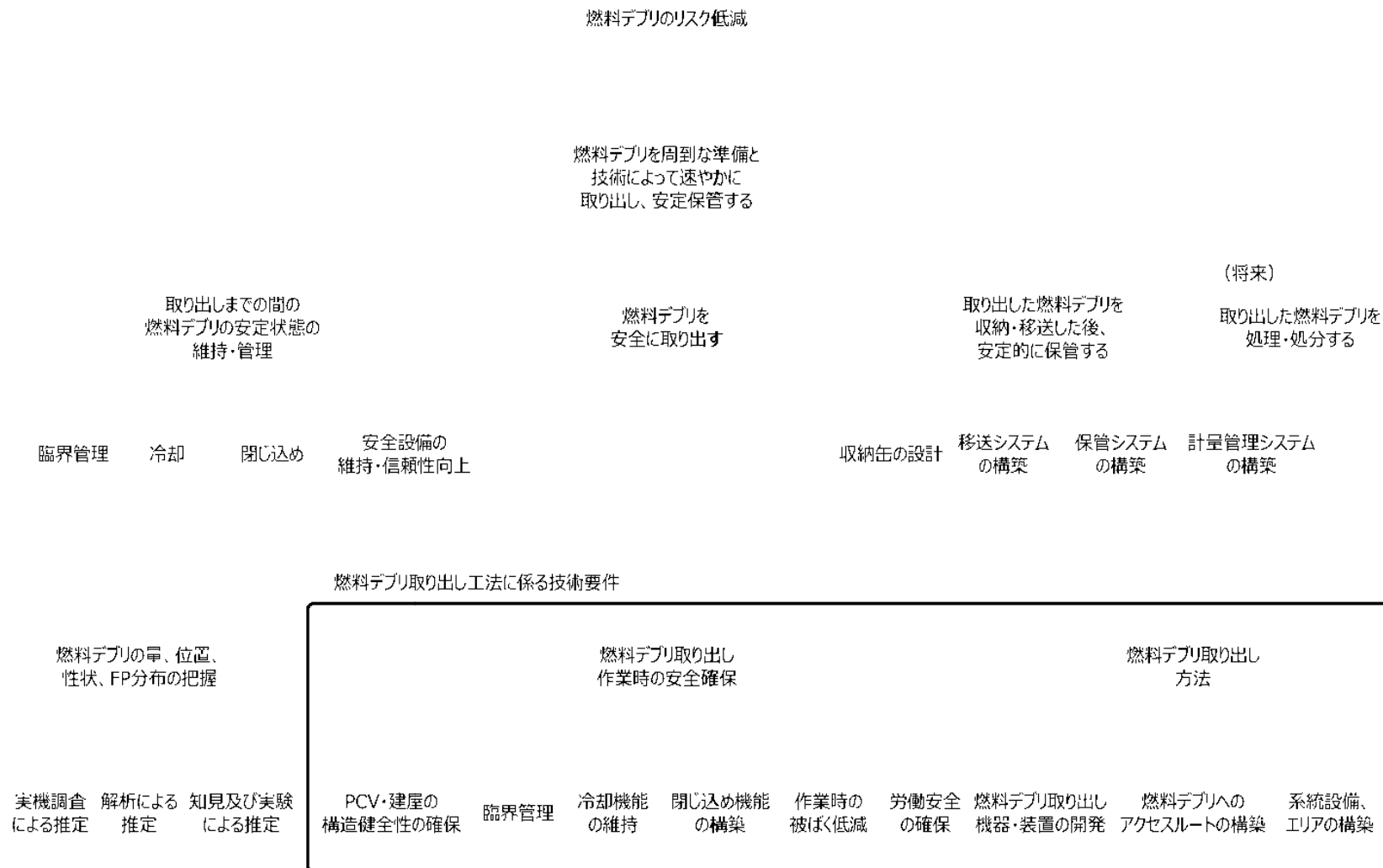


図 4.1-1 燃料デブリのリスク低減に向けたロジック・ツリー

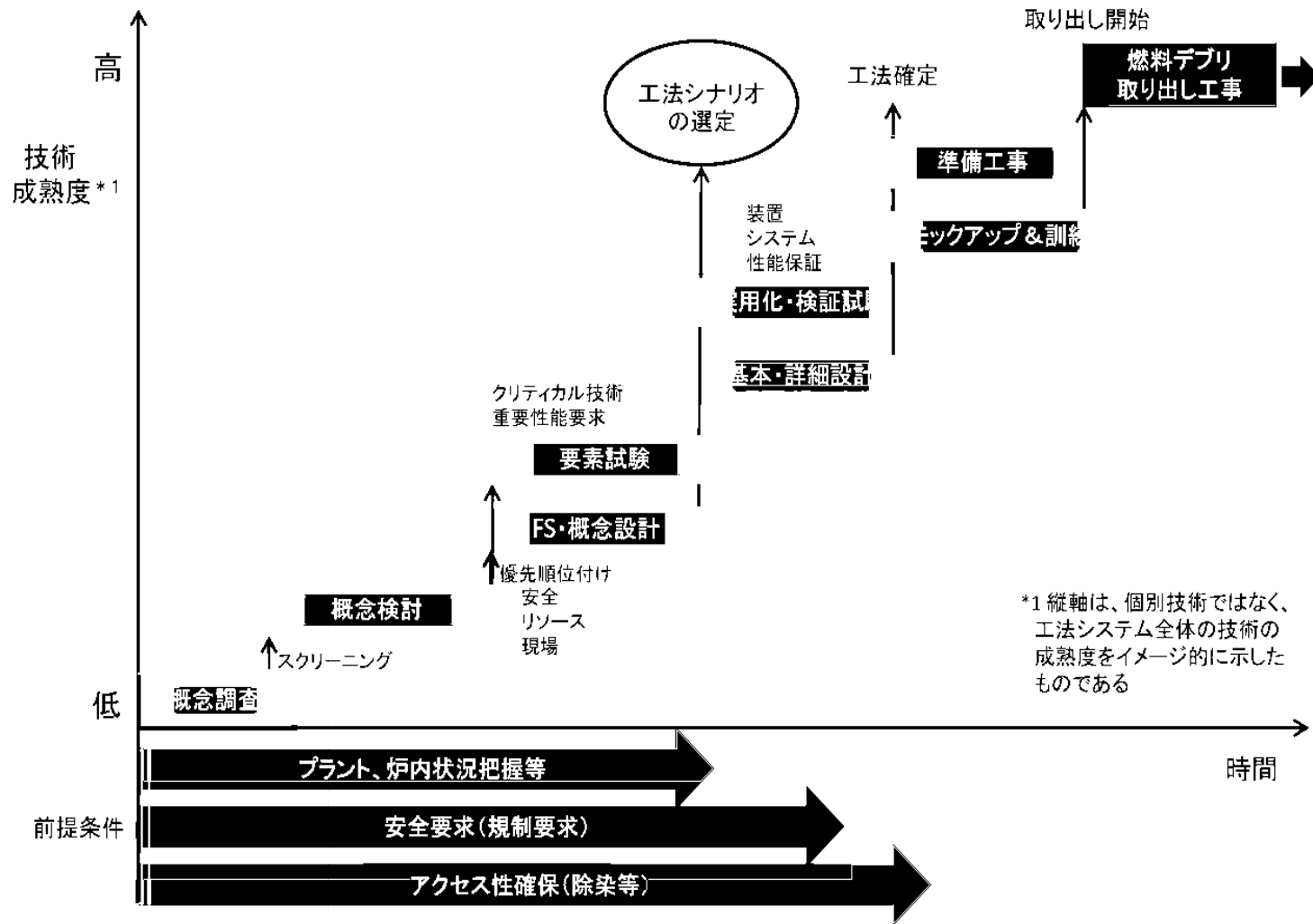


図 4.1-2 燃料デブリ取り出しに向けた道筋

4.1.2 燃料デブリ取り出し工法や適用技術評価における 5 つの基本的考え方の適用

燃料デブリ取り出し工法や適用技術の評価、判断するには、5 つの基本的考え方に基づき、下記の事項に留意し、取り組むものとする。

「安全」は、最優先の条件として評価することが基本である。「安全」については、安全規制や自主的な安全確保の視点から予見される目標レベルを設定し、これを保守的に満たす概念設計を描くことが最初に求められる。この概念設計を実現するために必要とされるリソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）に対し、「合理的」・「現場指向」の 2 つの視点から現実的制約条件を探り、現場作業での調整により、実現可能と判断される概念のみが、選択すべき「優位のオプション」とされる。「合理的」・「現場指向」の 2 つの視点から「実現性が厳しい」と判断されるオプションについては、低位にランク付けし、重点的な取組の対象から外すことが適切である。ただし、技術的な革新や現場条件の画期的な改善が後に発生する可能性も否定はできないため、必要な範囲で概念の可能性検討を継続することには意義がある。

「迅速」は、「安全」や「合理的」、「現場指向」の条件を満たしたオプションの中での優先付けに使うことが基本であり、「迅速」を優先するが故に、安全性や合理性や現場条件を軽視することは好ましくない。

技術の「確実」については注意が必要である。前例のない取組であるから、オプションの実現可能性が技術開発の成功に強く依存せざるを得ない。一方で、クリティカルとなる技術の開発に失敗すると、開発投資やそれまでの開発期間が全て無駄になるという手戻りリスクが発生することに対しては慎重であるべきである。特に、当初から多大な開発投資や開発時間が必要となる開発については、開発成果の進捗や実現可能性を頻繁に評価するための PDCA のステップを多く設定する等して、その開発の妥当性を厳しくチェックしながら進めることが適切である。基本的には、技術成熟度の高く、適用性のある技術を採用することが望ましい。このため、想定される工法の実現に必要な様々な克服すべき条件と照らし合わせて、適用技術の成熟度を厳しく評価するべきである。また、現場における実現性を高めるためには、モックアップ試験の実施は極めて重要である。「小規模～実規模」をカバーする規模を適宜設定して、見極めるべき技術課題について、できるだけ実機に近い条件下での未知の問題の発見に努めることが基本である。この際、モックアップへの投資の妥当性を含めて、モックアップ試験の規模の設定については、慎重な対応が必要である。

燃料デブリ取り出し工法や適用技術を検討するには、5 つの基本的考え方の視点から、表 4.1-1 に示す評価指標を用いて進める。

表 4.1-1 5つの基本的考え方に基づく評価指標

5つの基本的考え方		評価指標
安全	放射性物質によるリスクの低減 及び労働安全の確保	放射性物質の閉じ込め（環境への影響）
		作業員の被ばく（作業時間、環境）
		労働安全の確保
		リスク低減効果
確実	信頼性が高く、柔軟性のある技術	技術開発の難易度・技術成熟度
		要求事項への適合性
		不確実性に対する柔軟性・ロバスト性 ^(注)
		代替策等の対応計画
合理的	リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用	要員の確保（研究者、エンジニア、作業員）
		廃棄物発生量の抑制
		コスト（技術開発、設計、現場作業）
		作業エリア、敷地の確保
		廃止措置の後工程への影響
迅速	時間軸の意識	燃料デブリ取り出しへの早期着手
		燃料デブリ取り出しにかかる期間
現場指向	徹底した三現（現場、現物、現実）主義	作業性（環境、アクセス性、操作性）
		保守性（メンテナンス、トラブル対応）
		各号機への適用性

（注） ロバスト性とは、想定した条件が多少変わっても機能を発揮する頑健性を有することをいう。

「安全」に関しては、特定原子力施設である福島第一原子力発電所の廃炉に通常の原子力発電所と同じ安全基準を当てはめて考えることは適切ではない。原子力規制委員会は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、福島第一原子力発電所に対して「特定原子力事業者が措置を講ずべき事項」を提示している。これを受け、東京電力は「特定原子力施設に係る実施計画」を策定し、安全を確保しながら事故炉のリスク低減作業を進めているところである。

下記に燃料デブリ取り出し作業に当たって考慮すべき安全確保の考え方について記載する。

- 事故後のプラントパラメータを監視し、原子力安全の基本である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能が安定していることが引き続き管理される必要がある。
- 燃料デブリ取り出し作業に当たっては、施設全体のリスク低減のために、迅速かつ効率的な取り出しを目指す、「放射線の影響から人と環境を守る」との視点に立ち、事前検討や事前準備の段階から安全確保対策を最重要課題として取り組むべきである。
- 燃料デブリに関する情報等が限られていることから、作業時の安全確保はある時点での推測や仮定による安全基準に基づいている場合があるため、各作業ステップで明らかとなる「安全に係る情報」を関係者で共有し、これを工法や安全管理に反映することで、より適切に安全が確保されるよう安全に係る遵守事項を柔軟に変更していくべきである。

- 装置の開発や施工方法の開発に当たっては、予見される安全規制要件や検査要求等への適合性や対応を考慮すべきである。

燃料デブリ取り出し作業における安全確保のための遵守事項は、作業に先立ち策定されるとともに、作業の進捗により明らかとなった事実に基づき適切に見直されることが重要である。また、規制当局との情報共有を密に行い、規制要件も取り入れた安全に係る遵守事項とすることが必要である。

4.1.3 燃料デブリ取り出しに係る役割分担の基本的考え方

燃料デブリ取り出し作業は、これまでに経験のない技術的難易度の高いものであることから、関係する産業界や研究機関等との連携のみならず、原子力以外も含めた国内外の幅広い分野からの知見や技術の結集、必要となる研究開発の実施、現場での燃料デブリ取り出し作業への適用が必要である。

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた役割分担については、1章の図 1-1 に記載しているが、燃料デブリ取り出し分野における各関係機関の役割分担の基本的考え方を下記に整理する。

(1) 東京電力

- プラント状況の調査、基本設計、調達、詳細設計、製造、工事計画、トレーニング、現場工事等に関わる技術的検討及び現場作業
- 特定原子力施設に係る「実施計画」の策定・実施（原子力規制庁対応）
- 政府による補助事業として実施する技術的難易度が高い研究開発プロジェクトに対するニーズの提示、現場適用性の観点からのレビュー及び評価のための現場実証試験の管理
- 一連の技術的検討及び現場作業と研究開発プロジェクトとの連携・整合性の確保
- 東京電力が自ら実施する研究・技術開発

(2) 政府

- 中長期ロードマップに関する基本方針等廃炉の方針決定と進捗管理
- 技術的難易度が高い研究・技術開発に対する予算措置

(3) NDF

- 燃料デブリ取り出し工法の方針決定に係る戦略プランの策定
- 検討課題に係る技術検討の支援・進捗管理
- 燃料デブリ取り出し分野専門委員会の運営
- 研究開発の企画・調整・管理

(4) 研究機関（IRID 等）

- 研究開発プロジェクトの実実施計画の策定・実施
（機器・装置の開発、評価手法の開発、これらに必要となるデータ・情報の取得等）
- 研究開発の進捗管理・研究開発プロジェクト間の連携・整合性の確保

4.2 燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討

燃料デブリ取り出し開始までの安定状態維持・管理に関する検討状況を述べる。

具体的には、現在までに得られている情報に基づくプラント・燃料デブリの状況、燃料デブリ取り出し開始まで安定状態を維持・管理するために必要となる検討項目・検討アプローチを述べる。

4.2.1 これまでの情報に基づくプラント・燃料デブリの状況

現行の中長期ロードマップにおいては、冠水工法による PCV 上部からの燃料デブリ取り出しを基本として、早期に初号機の燃料デブリ取り出しを開始することを目標に、現場における作業・調査を進めている。また、それと併せて、燃料デブリ取り出し工法を実現するために必要な遠隔での除染・調査・作業用機器・設備の開発等の技術開発が進められている。さらに、上部までの冠水が困難となることを想定して、気中工法の検討にも着手したところである。

このため、燃料デブリ取り出しが開始されるまでに一定の期間が必要になると見込まれる。

燃料デブリ取り出しが開始されるまでの間、プラント・燃料デブリ・Cs 等の FP の状態を安定的に維持し、管理・監視していくことは、安全性を確保する上で重要である。

しかしながら、現在、高放射線量であることから、燃料デブリの状態を直接的に観測することは困難であり、現場から得られる PCV 内の温度やガスの成分等から間接的に観測するに留まっているが、PCV/RPV 内の温度は、安定的に低下傾向を示しており、燃料デブリは継続的に冷却されており、安定な状態にあることを確認している。また、PCV/RPV への窒素封入を継続しており、各号機の PCV 内の水素濃度も低く、安定しており、水素爆発が引き起こされる可能性は低いといえる。建屋内の滞留水は、循環注水ラインにより、建屋水位を地下水位より低くなるようにすることで、建屋外部に漏えいしないように管理されており、安定している。

4.2.2 燃料デブリの安定状態維持・管理に必要な検討項目及び検討アプローチ

「放射性物質によるリスクを低減し、安定的に管理・監視していく」との観点から、燃料デブリの安定状態を維持・管理するために必要な検討として、図 4.2-1 に示すロジック・ツリーから、下記の 4 項目に整理した。

(1) 臨界管理

燃料デブリは、現在のところ安定状態にあると想定されるが、何等かの原因によって臨界状態になることも否定できない。このため、臨界管理をすることが求められる。この機能は、臨界監視、臨界停止から構成されている。

(2) 冷却

燃料デブリは、崩壊熱があり、高温になると内包する放射性物質を放出する可能性があることから、水等によって冷却することが求められる。この機能は、循環注水冷却、温度管理、可搬式注水である消防車による対応から構成されている。

(3) 閉じ込め

燃料デブリや Cs 等の FP が、外部に放出されると作業員及び一般公衆に放射線影響を与えるため、PCV 等によって外部に放出しないよう管理することが求められる。この機能は、ガス管理設備による PCV（気相部）の漏えい抑制、水位管理による汚染水（液相部）の漏えい防止、窒素（N₂）封入による水素爆発防止から構成されている。

(4) 安全設備の維持・信頼性向上

安全状態を維持するためには、燃料デブリの現在の安定状態を維持するために必要な設備を維持し、信頼性を確保することが求められる。安全設備の維持・信頼性向上は、設備の保守、機器の冗長性、保守作業に伴う被ばくの低減から構成されている。

4 つの検討項目を検討するに当たっては、下記のとおり行う。（図 4.2-2）

(1) 要求事項の明確化

5 つの基本的考え方に基づき、プラント状態を評価若しくは監視・管理するために必要な情報を整理する。

(2) 現状の把握（要求事項の情報を得るためにどのような活動がされているか）

号機ごとのプラント・燃料デブリの状況について、これまでの検討から分かっていることや現状の調査・研究開発プロジェクトの状況を整理する。

(3) 今後の対応

(1)の要求事項に対して、(2)の調査・プロジェクトで把握されている情報が必要であるかを検討する。また、今後のプラントや炉内・燃料デブリの管理・監視のために必要な実施事項をまとめる。さらに、管理・監視を確実に行うための推定・評価手法を検討する。

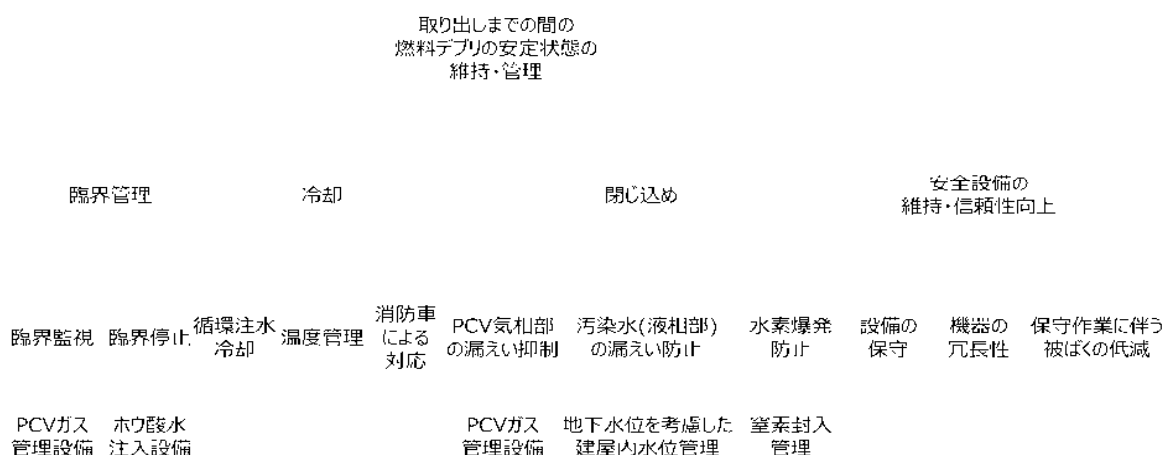


図 4.2-1 燃料デブリ取り出しまでの間の燃料デブリの安定状態の維持・管理のロジック・ツリー



- 現場の制約・要件等を踏まえつつ、プラント・燃料デブリの状態を評価若しくは監視・管理するために必要となる情報を整理



- プラント・燃料デブリの状況について、現在までの検討結果・調査結果、研究開発プロジェクトの状況を整理



- 要求事項に対し、現在までの検討や調査・研究開発プロジェクトで得られた情報が必要十分であるか検討（検討課題の抽出）
- プラント・燃料デブリの監視・管理するために必要となる実施事項の取りまとめ

図 4.2-2 検討フロー

4.2.2.1 臨界管理

(1) 目的

- a. RPV/PCV 内に存在する燃料デブリが臨界に至ることがないように臨界が発生するリスクを適切に管理していく。
- b. 万一、臨界に至った場合又は臨界の可能性がある場合に、未臨界にする又は臨界を防止し、放射性物質の外部への大量放出を防ぐ。

(2) 主な要求事項

- a. 再臨界が発生するリスクを適切に管理していくこと。
- b. 万一再臨界が発生した場合においても、敷地境界における被ばく線量が十分低いこと。

(3) 現状³

- a. 各号機の PCV ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタで、短半減期 FP である Xe-135 濃度を常時監視している。臨界判定基準を 1Bq/cm^3 （自発核分裂によって発生する Xe-135 濃度の約 100 倍）としているが、臨界の兆候は見られていない。また、燃料デブリの組成や形状、堆積形状、構造物の組成や混合量等について種々の条件で評価を実施し、臨界になる可能性は低いと評価されている。
- b. 万一の場合に未臨界にする又は臨界を防止するために、ホウ酸水注入設備が設置されている。ホウ酸水タンクは 2 基設置されており（内 1 基は予備）、構造物への影響が少ない弱アルカリ性の五ホウ酸ナトリウム水溶液が、原子炉注水系を通じて注入される。本設備は、5%Δk 以上の反応度に相当する 510ppm のホウ素濃度を達成できる能力を有する。なお、ホウ酸が枯渇した場合には、3%Δk の反応度を有する海水が注入される。臨界発生から注入完了までの時間は、最短で 6 時間、最長で 22 時間である。
- c. 再臨界時の影響評価として、保守的に、臨界判定基準の 100 倍の Xe-135 濃度に相当する出力レベルの臨界状態が 1 日続いたとして敷地境界における被ばく線量を評価した結果 $2.4 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ となり、公衆に著しい影響を及ぼすことはないとしている。

(4) 今後の対応

- a. 福島第一原子力発電所各号機の RPV/PCV 内の燃料デブリの状態は、臨界を維持するために燃料集合体が整然と配置された健全な炉心とは大きく異なっており、さらに、これまで臨界の兆候は見られていないことから、水位や燃料デブリの状態に大きな変化がなければ再臨界に至る可能性は低いと考えられる。
しかしながら、再臨界リスクを低減させる継続的な活動が望まれ、RPV/PCV 内の調査結果等

³ 東京電力 福島第一原子力発電所 特定原子炉施設に係る実施計画 平成 24 年 12 月（平成 25 年 8 月一部補正）

から燃料デブリの量、位置、形状、性状に関する知見が得られれば、再臨界可能性への影響を検討することができる。

- b. また、燃料デブリ取り出しに向けて開発中の臨界管理技術が完成すれば、燃料デブリ取り出しの着工を待たずに実機に導入することができる。特に、再臨界検知の高度化として開発中の応答速度の向上技術は、システムの大型化や検出器数の増加等の課題はあるものの、現在の PCV ガス管理システムへの導入が可能と考えられる。

4.2.2.2 冷却

(1) 目的

燃料デブリを十分に冷却できずに燃料デブリの温度が上昇すると燃料デブリ内の放射性物質が放出されるリスクがあるため、燃料デブリの冷却とその状況を推定・管理する。

(2) 主な要求事項

- a. 循環注水冷却による燃料デブリの冷却が確保されていること。
- b. 燃料デブリの冷却状況を推定・管理できること。
- c. 地震や津波等の事象により、常設の設備により燃料デブリの冷却ができなくなった場合にも、冷却ができるようにすること。

(3) 現状

- a. 東京電力は、原子炉の温度等のパラメータを継続監視するとともに燃料デブリの冷却設備の保守管理を実施している。燃料デブリの冷却設備である循環注水冷却設備は、2013 年 7 月より主たる水源をバッファタンクから復水貯蔵タンク（以下「CST」という。）に変更するとともに CST 原子炉注水系の運用を開始している。これにより、炉注水ラインの縮小による注水喪失リスクが低減されるとともに、タンクに関して耐震性向上及び容量の増加等が図られている。
- b. 原子炉の温度等のパラメータは、事故直後より低下し、ほぼ一定の値を示すようになってきていることから、安定した冷温停止状態を維持していることが推定できる。図 4.2-3 に各号機への注水量、図 4.2-4 に東京電力が公表している情報を基にまとめた原子炉の周辺温度の変化を示す。

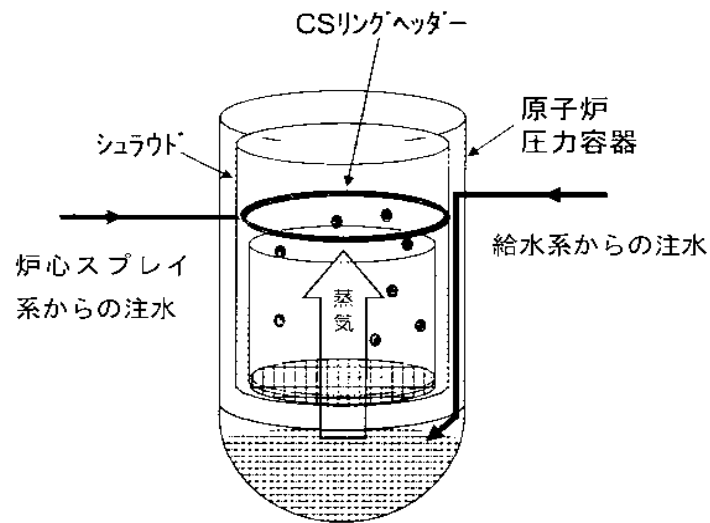
RPV 及び PCV 内の温度は、継続的な冷却及び崩壊熱の減少により、安定的に低下傾向を示しており、これらのパラメータによっても冷温停止状態を維持していることが推定できる。

- c. 「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」平成 24 年 12 月（平成 25 年 8 月一部補正）において、確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では、炉心再損傷頻度が約 5.9×10^{-5} /年と評価されており、「施設運営計画に係る報告書（その 1）（改訂 2）（平成 23 年 12 月）」で評価された約 2.2×10^{-4} /年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。また、原子炉注水系の異常時の評価では、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象（注水停止 12 時間）で 3 プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても、実効線量は敷地境界で約 6.3×10^{-5} mSv/年、特定原子力施設から 5km 地点で約 1.1×10^{-5} mSv/年、特定原子力施設から 10km 地点で約 3.6×10^{-6} mSv/年であり、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としている。⁴

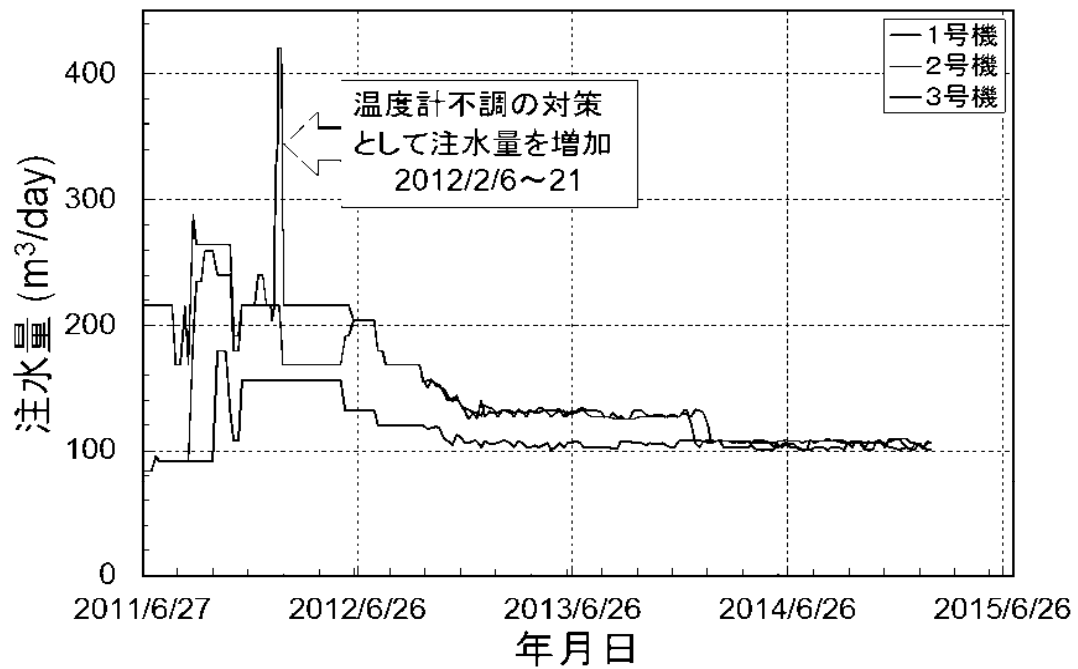
⁴ 東京電力 福島第一原子力発電所 特定原子炉施設に係る実施計画 平成 24 年 12 月（平成 25 年 8 月一部補正）

(4) 今後の対応

- a. 引き続き、安定した冷却状態を維持していくため、循環注水冷却を継続する。
- b. 原子炉の温度等のパラメータを継続監視するとともに、保守管理等による冷却設備の維持及び信頼性の向上を図る。
- c. これまで実施してきた対策に加えて、地震動・津波への評価も考慮しつつ、可搬設備（消防車等）を活用した機動的対応の信頼性向上策に取り組む。



a. 注水位置⁵



b. 各号機への注水量

図 4.2-3 各号機への注水量

⁵東京電力「福島第一原子力3号機 炉心スプレイ系ライン追加による原子炉注水方法の多様化について」平成 23 年 8 月 23 日からの引用

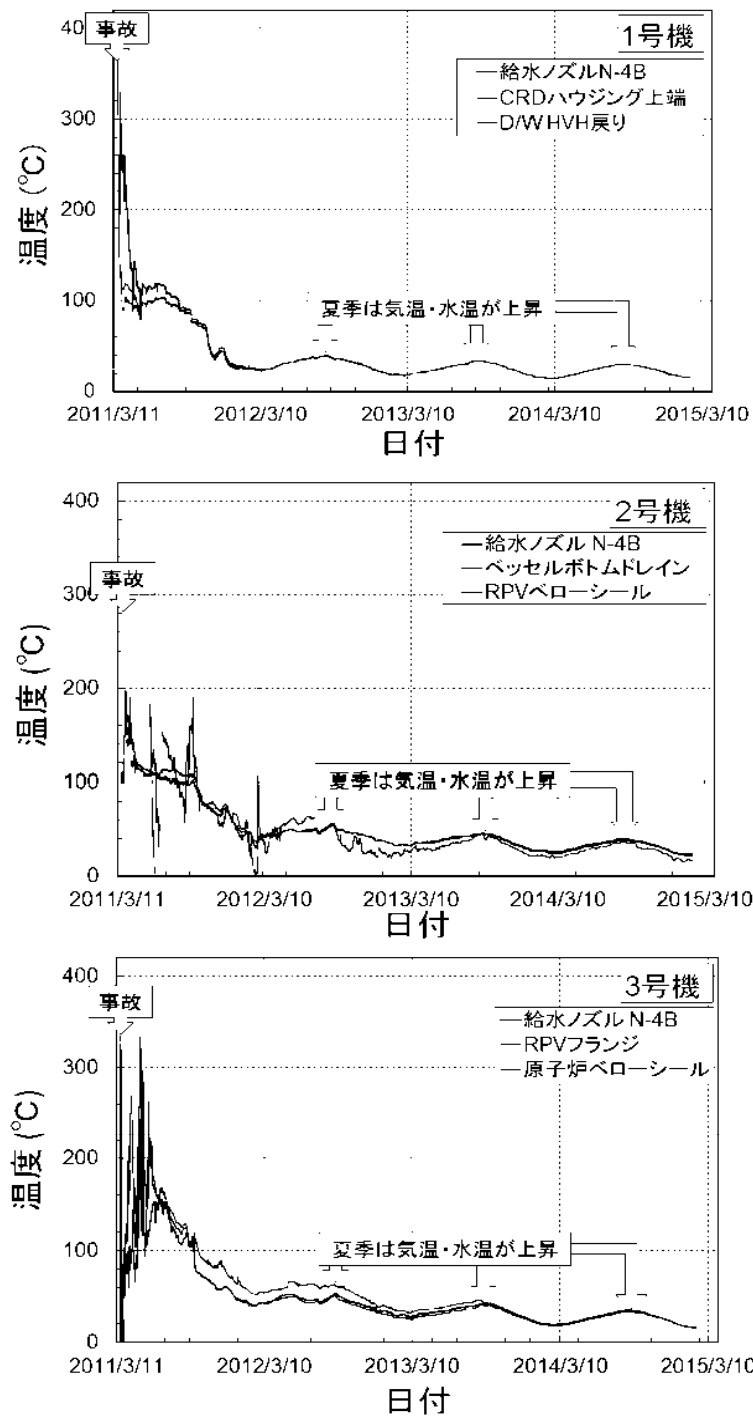


図 4.2-4 福島第一原子力発電所の原子炉周辺温度の履歴

4.2.2.3 閉じ込め

(1) 目的

PCV から放射性物質の漏えいを抑制・防止するとともに、水素爆発による PCV 破損を防止する。

(2) 主な要求事項

- a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいを抑制すること。
- b. PCV 若しくは原子炉建屋からの汚染水（液相部）の漏えいを防止すること。
- c. PCV 内で水の放射性分解により発生する可能性がある水素の爆発を防止すること。

(3) 現状

a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいの抑制

1～3 号機の PCV 内の気体を PCV ガス管理設備にて抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備により放射性物質濃度及び量を監視することで、環境へ放出される放射性物質の低減が図られている。なお、1～3 号機とも、PCV 内部の圧力は安定的に維持されていることから、PCV の気相部に重大な損傷はないと考えられる。

b. 原子炉建屋からの汚染水（液相部）の漏えいの防止

各号機の PCV から漏えいする汚染水が、各号機の原子炉建屋等に滞留している。各建屋に滞留している汚染水が漏えいすることがないように、建屋等の滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置し、建屋に滞留する滞留水の水位が地下水の水位よりも低くなるように管理している。また、地下水の水位は、建屋近傍の井戸（サブドレン）に設置されている水位計により確認している。

c. 水素爆発防止

- i) RPV/PCV への窒素充填が継続されている。窒素充填に当たっては、各号機の PCV 内の水素濃度が可燃限界濃度（4%）を上回らないように窒素封入量を調整するとともに、水素濃度を監視している。
- ii) これらの取組に加え、間欠的に PCV 内の水素濃度の上昇が確認された 1 号機については、サプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）内に残留する水から S/C 内上部に放出される水素を窒素により置換する取組を実施し、安定した状態を達成している。引き続き、S/C 内の残留水から微量の水素が放出されている状況にあることから、安定した状態に維持するために窒素封入を実施し、水素に関するリスクの低減を図っている。圧力変動により PCV の水素濃度の上昇が確認された 2 号機については、S/C への窒素封入を実施し窒素置換は完了しており、引き続き、パラメータの推移を確認している。3 号機については、水素濃度の上昇は観測されておらず、S/C 内の閉空間は安定した状態と考えられることから、パラメータの推移を確認している。

- iii) 図 4.2-5 に、PCV 内水素濃度の変化を示す。PCV 内水素濃度は、一定の値を示しており、その濃度は、可燃限界濃度（4%）に対して十分低い濃度で管理されている。

(4) 今後の対応

a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいの抑制

引き続き、PCV ガス管理設備により抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備により放射性物質濃度及び量を監視することで、環境へ放出される放射性物質を達成できる限り低減する。

b. 原子炉建屋からの汚染水（液相部）の漏えいの防止

引き続き、建屋内水位を地下水の水位より低く保つことによって建屋外部へ汚染水の漏えいを防止する。また、現状の循環注水ラインの滞留水処理システムによって汚染水を浄化する。今後の燃料デブリ取り出し及び建屋内の滞留水処理の完了を見据えて、順次取水箇所をタービン建屋から原子炉建屋等へ変更していくとともに、建屋外での汚染水の漏えいリスクを低減するために、小循環ループの実現を図る。

c. 水素爆発防止

窒素封入により PCV 内の水素濃度を十分低く維持できており、水素爆発のリスク低減を達成できている。今後も計画的な保全を行うことで、安定した状態を維持していく。

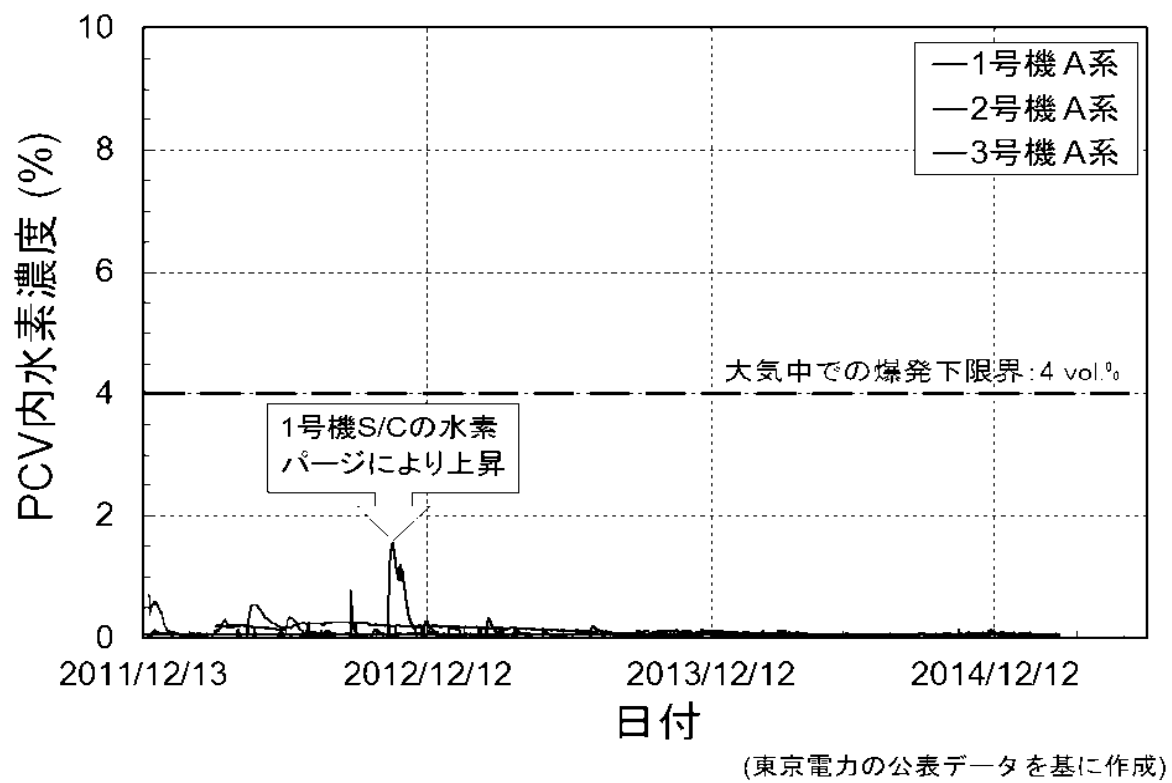


図 4.2-5 PCV 内の水素濃度の変化

4.2.2.4 安全設備の維持・信頼性向上

(1) 目的

燃料デブリの安定状態を維持・管理するための安全設備の維持・信頼性向上を図る。

(2) 主な要求事項

- a. 継続的に設備を保守管理すること。
- b. 単一故障により機能を喪失しないよう、機器の冗長性を有すること。
- c. 保守作業に伴う被ばくの低減を図ること。

(3) 現状

- a. RPV 及び PCV 内の温度を継続監視するため、常設監視計器の保守管理が行われている。
- b. 1～3 号機の燃料デブリについては、循環冷却設備等の設置を完了し、設備の多重化等の信頼性向上策も講じられている。冷温停止状態の監視については、常設監視計器を追加設置している。また、循環注水冷却については、これまで使用していた設備にバックアップとして複数系統保持することで、信頼性を向上させている。(図 4.2-6)

1～3 号機 原子炉注水系については、下記のとおり運用中である。

- i) CST 原子炉注水ポンプ 各号機 2 台 (常用)
- ii) タービン建屋内原子炉注水ポンプ 各号機 2 台 (常用)
- iii) 常用高台原子炉注水ポンプ 1～3 号機共用 3 台 (常用)
- iv) 非常用高台原子炉注水ポンプ 1～3 号機共用 3 台 (非常用)
- v) 純水タンク脇原子炉注水ポンプ 1～3 号機共用 3 台 (非常用)
- c. 原子炉建屋内は依然として高線量率状態にあり、ガレキ・粉塵等が散在し、作業員のアクセスが困難である。作業環境としては、原子炉建屋内の空間線量率の状況について、1 号機から 6 号機までの空間線量率が測定されている。

(4) 今後の対応

- a. 引き続き、保守管理等により安全設備の維持及び信頼性の向上を図る。電源設備の信頼性を維持・向上する対策として、仮設設備から恒久的な設備へ変更する等、長期間の使用に耐え得る信頼性を確保する対策を実施すべきである。
- b. PCV 内の温度については、3 号機についても、今後、常設監視計器の設置を検討する必要がある。
- c. 原子炉建屋内の状況調査を行い、核種を踏まえて汚染状況を推定・評価し、適用可能な除染技術を活用するとともに、必要に応じて遠隔操作が可能な除染装置を開発し、原子炉建屋内の除染等を実施してアクセス性を確保する必要がある。

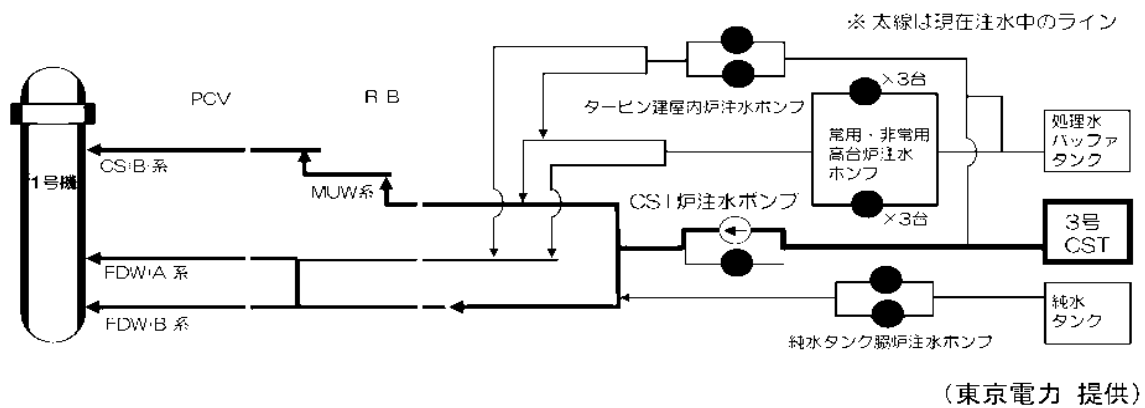


図 4.2-6 現在の原子炉注水ライン構成（1号機）

4.2.3 安定状態の維持・管理に向けた活動

燃料デブリについては、循環冷却設備等の設置を完了し、設備の多重化等の信頼性向上策も講じられており、安定した冷温停止状態が維持されている。引き続き、安定状態を維持・管理していくことは、安全上重要である。

燃料デブリ取り出しまでの安定状態の維持は、燃料デブリ取り出し作業時の安全確保と関連及び連続性があることにも留意する必要がある。加えて、炉内・燃料デブリに関して得られた情報を臨界評価・冷却状況評価に反映させていくことが重要である。

このため、引き続き、放射性物質の漏えい抑制・管理機能、原子炉の冷却機能、臨界防止機能、水素爆発防止機能の維持・強化を図り、燃料デブリの冷却、放射性物質濃度及び量を監視する。なお、監視に当たっては、RPV、PCV 内温度、冷却水注水流量等のプラント情報を効率的に把握できるように、プラントの情報を統合したデータベース化することを検討すべきである。

図 4.2-7 に具体的な今後の対応を示す。

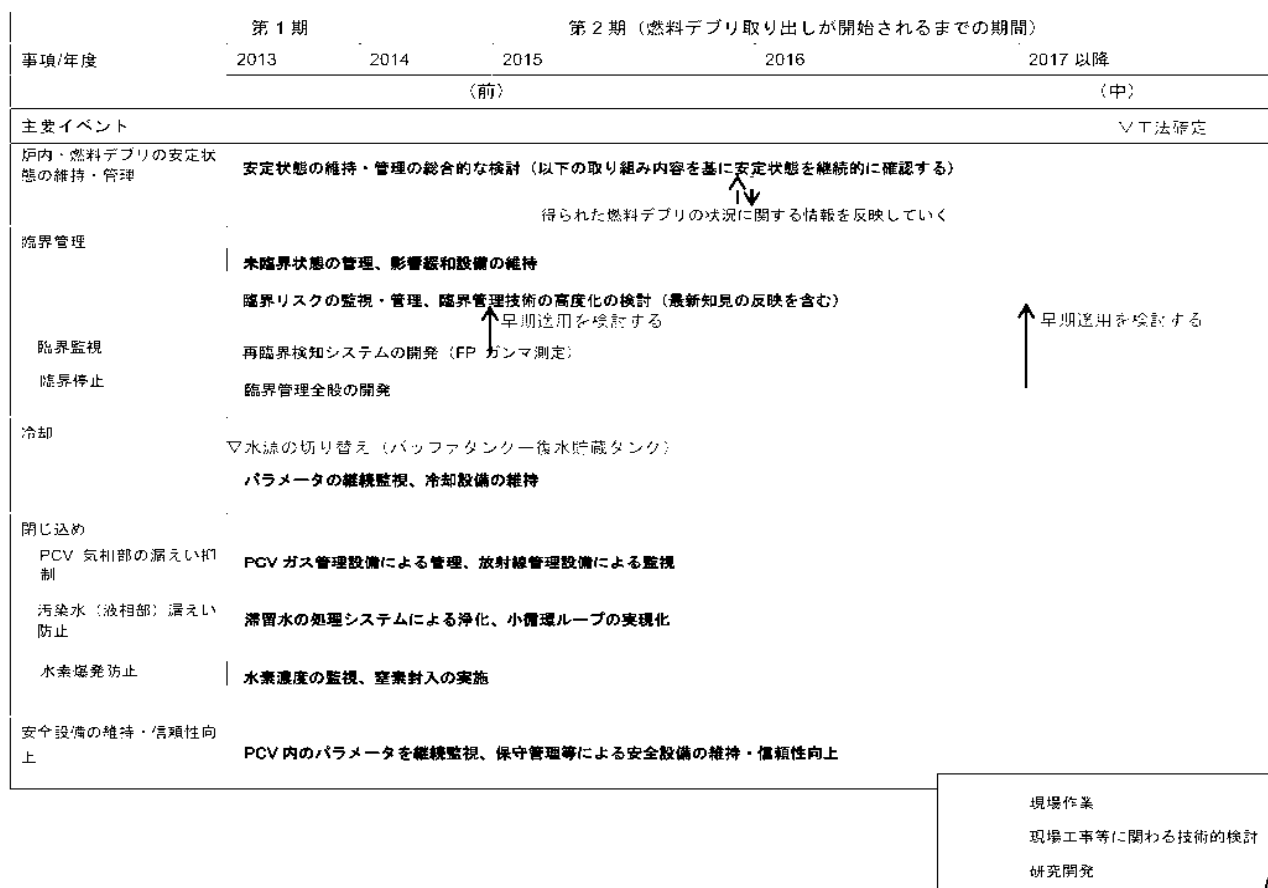


図 4.2-7 燃料デブリ取り出し開始までの期間における炉内・燃料デブリの安定状態維持・管理に関する今後の対応

4.3 燃料デブリを安全に取り出すための工法に関する検討

燃料デブリを安全に取り出すための工法に関する検討状況を述べる。

具体的には、燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討、燃料デブリ取り出し工法オプション、技術要件の観点による燃料デブリ取り出し工法ごとの取組評価と実現性、号機状況を踏まえた工法の適用性について述べる。

4.3.1 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に関する検討状況を述べる。

具体的には、燃料デブリ・FP分布の状況、燃料デブリの量・位置・性状やFP分布を把握するために必要となる検討項目・検討アプローチ、これまでの検討から推定される燃料デブリの量・位置・性状やFP分布を述べる。

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握は、燃料デブリ取り出し工法の決定や燃料デブリを取り出すための機器の開発、放射性物質によるリスクを抑えた燃料デブリ取り出し作業の実施等に関わることから重要となる。

4.3.1.1 燃料デブリ・FP分布の状況

現在のPCV内は高放射線量であることから、PCV内にある燃料デブリ・FP分布の状況を直接的に観測するには至っていない。

このため、燃料デブリ・Cs等のFP分布やRPV/PCV内の状況を把握・推定・評価するに当たっては、事故進展解析技術を用いて実施してきているが、現状では得られる結果に大きな不確かさが残る状況である。

4.3.1.2 燃料デブリの量・位置・性状やFP分布の把握に必要な検討項目及び検討アプローチ

燃料デブリの量・位置・性状やFP分布を把握するために必要な検討として、図4.3.1-1に示すロジック・ツリーから、以下の3項目としている。

(1) 実機調査による推定

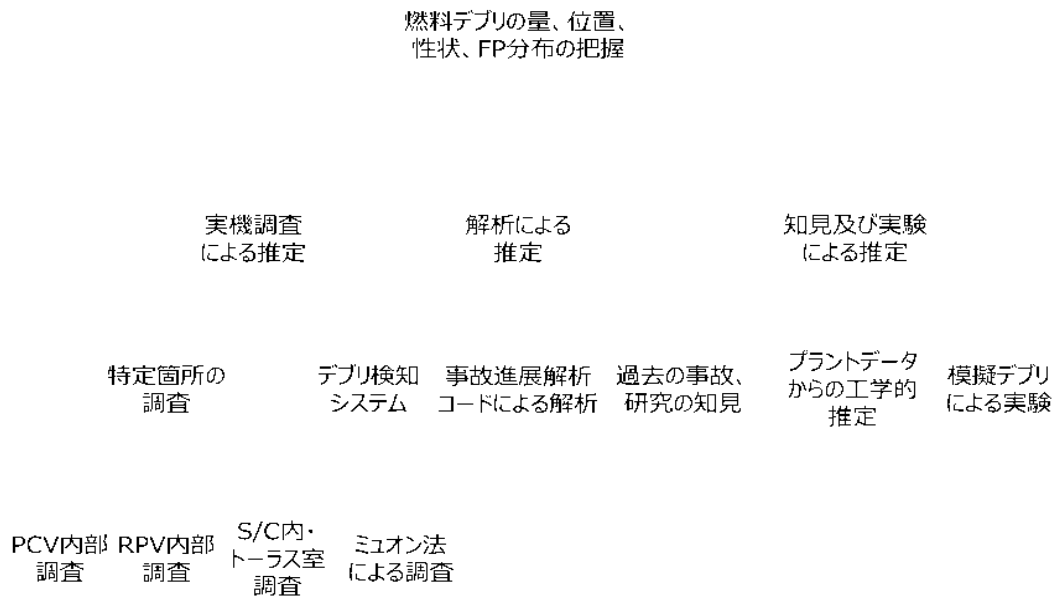
実機調査は、PCV/RPV内部・S/C内部・トラス室等の特定箇所の調査、ミュオンによる燃料デブリ検知システムによる全体像の調査を検討する。

(2) 解析による推定

解析は、事故進展解析コードを用いて検討する。

(3) 知見及び実験による推定

知見及び実験による推定は、過去の事故・研究の知見による推定、プラントデータからの工学的な推定、模擬デブリによる実験により検討する。



上記の 3 つの項目の検討に当たっては、以下の検討項目に従って行う。

(1) 要求事項の明確化

プラント状態を推定・評価するために必要な情報を整理する。

(2) 現状の把握（要求事項の情報を得るためにどのような活動がなされているか）

号機ごとのプラント・燃料デブリの状況について、これまでの検討から分かっていることや現状の調査・研究開発プロジェクトの状況を整理する。

(3) 今後の対応

(1)の要求事項に対して、(2)の調査・プロジェクトで把握されている情報が必要十分であるかを検討する。また、今後のプラントや燃料デブリの状況把握のために必要な実施事項をまとめる。

4.3.1.2.1 実機調査による推定

(1) 目的

燃料デブリを取り出すための工法、炉内線量状況等を検討するための基礎情報として、燃料デブリの分布及び炉内環境情報を調査する。

(2) 主な要求事項

- a. RPV ペDESTAL 周辺の燃料デブリの分布状態を把握すること。
- b. RPV 内に残存する燃料デブリの有無を把握すること。

(3) 現状

- a. 1号機においてはX-100B ペネからPCV 内部にアクセスし、映像取得、雰囲気温度・線量測定、水位・水温測定、滞留水の採取、常設温度計の設置が行われた。2号機においては、X-53 ペネからPCV 内部にアクセスし、映像取得、雰囲気温度・線量測定、水位・水温測定、滞留水の採取、常設温度計の設置が行われた。3号機においては、X-53 ペネ外側から超音波による調査を行い、X-53 ペネ内面が水没していないことを確認した。
 - 2015 年度は、3号機でX-53 ペネからPCV 内部にアクセスし、映像取得、雰囲気温度・線量測定、水位・水温測定、滞留水の採取、常設温度計の設置を行う予定である。
- b. PCV 内部調査として、1号機においてRPV ペDESTAL 外、2号機においてRPV ペDESTAL 内の調査装置を研究開発として開発中である。
- c. RPV 内部調査について、2014 年度の研究開発として、開発計画の最適化検討が行われた。調査に対するニーズ整理を行うとともに、アクセス技術・調査技術の開発として、上方アクセス技術、配管アクセス技術、燃料デブリサンプリング装置の検討を開始した。
- d. 一般に、燃料デブリ等の放射性物質の存在量によっては、崩壊熱による温度上昇や、臨界の可能性、水の放射線分解による水素発生の可能性が想定されることから、S/C 内の放射性物質の堆積量を非破壊で測定するための技術開発が実施されている。
- e. ミュオンによる透視技術を用いた燃料デブリ分布の測定が、実施されている。
 - 2015 年度は、透過法により1号機のRPV 内の燃料デブリを測定・評価予定である。
 - 2015～2016 年度は、散乱法により2号機RPV 内の燃料デブリを測定・評価予定である。

(4) 今後の対応

下記の対応を進めていくべきである。

- a. PCV 内部調査を実施するに当たり、事故解析結果から得られた情報を参考に調査を実施する。その成果を事故解析の高度化による炉内状況把握へ反映する。3号機については、PCV 内の水位が高く、2号機で調査装置を挿入する部分が水没していることから、2号機で開発中の装置が適用できない可能性がある。3号機のPCV 内部調査を実施するにあたり、既存の技術で調査ができないと判断される場合には、必要な研究開発項目を明確にする。

- b. RPV 内部調査は、燃料デブリ取り出しのための機器・設備の設計合理化を目的として、上方からのアクセス技術に注力して、機器・設備の詳細設計に資する調査を行うための開発を進める必要がある。また、燃料デブリサンプリング技術の開発を進める必要がある。技術開発の適切な時期に、現場との調整を含め、進め方の方針を判断することが必要である。
- c. S/C 及びトラス室内等に残存する放射性物質等量の調査の必要性等を検討し、判断する必要がある。
- d. ミュオンによる燃料デブリ検知の測定方法の開発を研究開発として実施する。1 号機及び 2 号機の測定結果を事故解析の高度化による炉内状況把握へ反映する。ミュオンによる燃料デブリ検知が期待できる成果を得られた場合には、3 号機への適用を検討すべきである。

4.3.1.2.2 解析による推定

(1) 目的

燃料デブリを取り出すための工法、機器・装置開発を検討するための基礎情報として、燃料デブリの量、位置、性状及びFPの分布を解析により推定する。

(2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリの総量を推定すること。
- b. 燃料デブリの分布、固形化の状態や形状等の燃料デブリの状態を推定すること。
- c. 燃料デブリの性状として、機械的、化学的、物理的特性を推定すること。
- d. Cs等のFPの分布状況を推定すること。

(3) 現状

- a. 事故進展解析コードであるMAAPとSAMPSONの改良を行い、解析を実施している。現在、炉内状況の把握を実施中であり、コードの違いによる解析結果の違いの分析、プラントから得られる情報等を踏まえた炉内状況の総合的評価を実施する予定である。
- b. OECD/NEAのBSAFにおいて、各国の事故進展解析コードを用いた解析が実施されている。

(4) 今後の対応

- a. 引き続き、燃料デブリの量、分布及び性状を把握するために必要な事故進展解析コードの改良を行うとともに、事故進展解析コードの違いによる結果の違いについても分析を行う。さらに、解析結果の分析だけでなく、実機調査から得られるデータ・情報及び燃料デブリ検知プロジェクト等の他の研究開発からの成果も活用し、最も確からしい燃料デブリの量、位置、Cs等のFPの分布状況及び燃料デブリ性状をまとめる。併せて、これらの成果を関係機関で共有できるように、効率的に活用可能なデータベースを開発する必要がある。データベースは、ここで得られた成果のみならず、炉内線量分布、燃料デブリの冷却評価等の燃料デブリ取り出し工法の実現性判断に必要なデータを一元的に扱えるように検討すべきである。
- b. OECD/NEAのBSAFにおいて、燃料デブリ及びCs等のFPの分布状況について、日本の評価を提示し、参加国の叡智も取り入れてまとめる必要がある。

4.3.1.2.3 知見及び実験による推定

(1) 目的

炉内に存在する燃料デブリの状況把握、燃料デブリの取り出し・収納・保管等の検討に資するため、模擬デブリを用いた分析・試験を実施し、燃料デブリの性状を把握するためのデータ・情報を取得する。また、炉内等から実際に取り出す燃料デブリを分析・測定するために必要な技術を開発する。

(2) 主な要求事項

a. 模擬デブリを用いた特性の推定

- TMI-2 等を参考に福島第一原子力発電所の事故事象進展を考慮して模擬デブリ作製条件を検討すること。
- 燃料デブリを取り出す際に使用する機器・装置の設計に反映する観点から、作製した模擬デブリを用いた機械的、化学的、物理的特性等のデータを取得すること。
- TMI-2 デブリ特性を実測し模擬デブリで得たデータとの比較を行い、福島第一原子力発電所からの燃料取り出しへの反映事項を整理すること。

b. 実デブリの性状分析

- 実デブリサンプルの輸送から個別分析実施に至る実デブリ分析に係わる分析フローの検討を行い、必要な技術開発要素を抽出すること。
- 実デブリの組成等を化学分析法等により分析するための実デブリの溶解方法や化学形態の分析方法等の実デブリの分析・測定に係る技術の開発・検討を行うこと。
- 実デブリの輸送等に係わる関連技術の検討・開発を行うこと。

(3) 現状

a. 模擬デブリを用いた特性の把握

- 正方晶系及び単斜晶系等の (U, Zr) O₂ 並びに Fe₂ (Zr, U) の機械的性質を測定・評価した。
- 特性が異なる複数の模擬材料の穿孔試験を行い、穿孔性能に各物性が与える影響を明らかにした。
- 酸化雰囲気中で U-Zr-O 系やコンクリートとの反応試験を行うとともに、水中で発生する微細デブリの性状データを取得した。
- Gd 含有燃料からの生成デブリを想定した系や構造材 (Fe) との複合系等物性データを測定した。
- 仏国 CEA でこれまでに実施したコンクリート反応生成物 (MCCI) の性状データ取得に着手した。また、カザフスタン NNC との協力により UO₂ を用いた金属/セラミックス溶融固化体を作製した。

- JAEA 内保管の TMI-2 デブリを用いた試験として、試料の加工、金相観察を行った後、ビッカース硬度の測定に着手した。また、分析のためのアルカリ溶融法の適用性の評価に着手した。
- 実デブリサンプル輸送に関する検討を実施した。
- 収納・保管に資するデブリ特性に関する研究開発計画を策定した。
- デブリの含水・乾燥特性に関して、多孔質セラミックスを用いた試験を行い、含水・乾燥特性を評価した。

b. 実デブリの性状分析

- 分析項目、分析全体フローを検討し、技術課題を抽出するとともに、今後の開発計画を策定した。
- 分析・測定技術の開発として、溶解法の開発、化学形態分析方法の検討、実デブリ分析装置の整備等の検討を行った。
- 廃棄物として取り扱うこととされた場合に備え、適切な処理処分に必要な性状分析の方法について検討を行った。
- 分析・研究施設に必要な設備等の検討を行った。

(4) 今後の対応

a. 模擬デブリを用いた特性の把握

- 2015 年度末までに、これまでに得られている知見（事故進展解析、TMI-2 事故事例、シビアアクシデント研究等）を基に各号機における燃料デブリ性状を推定し、特性リストを取りまとめる。
- 特性リストの取りまとめに向けて進捗を確認し、問題点があれば解決策を提示する。
- 2015 年度に推定する燃料デブリ性状について、最新の現場状況等を踏まえて継続的に確認・更新していく。
- 整理したデータ・情報等を燃料デブリ取出し工法の選定、機器・装置の開発、収納・保管技術開発等の技術開発に資するデータとして提供するとともに、十分なデータが提供できているか等を評価し、課題があればそれを整理し必要な検討を行う。
- 国内で実施が困難であった大きな塊での不均一性に係る評価のため、大型のコンクリート反応生成物（MCCI）の特性評価試験（仏 CEA）や大型の金属セラミックス溶融固化体の特性評価試験（カザフ NNC）を、国際的な協力体制の下で進める。

b. 実デブリの性状分析

- 実デブリの輸送、個別分析実施等の実デブリ分析に係る全体フローの検討を行い、技術開発要素の抽出、及び今後の技術開発計画を立案し、必要な技術開発を行う。
- 分析フローの検討に向けて、要求される分析項目、分析数等について関連プロジェクトと連携しながら早期に情報を入手し検討に反映する。

- 分析施設の設計に必要な燃料デブリ収納缶の形状、構内輸送容器について、早期に燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発プロジェクトと連携しながら情報を入手し、取扱い設備や施設構造設計に反映する。
- 燃料デブリ等の性状把握のための分析を行う分析施設（第2期分析施設）の運用開始前に燃料デブリサンプルが取れた場合に備え、JAEA 所有の分析施設で分析を行うための受入れ準備、輸送容器、等の検討を進める。
- PCV 内部調査等に伴い採取できる可能性が想定される微量サンプルを用いて実デブリ分析を行う場合の技術課題を整理し必要な検討を行う。
- 当該プロジェクトの成果を分析・研究施設の設計・運用等に反映するため、施設整備プロジェクトと緊密な連携の下に進める。

4.3.1.3 これまでの検討から推定される燃料デブリ・FP 分布の状況

燃料デブリ取り出し工法を検討するにあたり、現在までに得られている情報や事故進展解析結果等から推定される燃料デブリ・FP 分布の状況をまとめる。

燃料デブリ・FP 分布に係る情報は、今後、関係者間で共有し、共通の現状認識に基づいて検討を進めていくとともに、適宜更新していくものである。

(1) 燃料デブリの位置の推定

表 4.3.1-1 に各号機の現在までの調査によって把握されたプラント状況及び推定される燃料デブリの位置を示す。

燃料デブリの位置は、東京電力において、事故進展解析・PCV 内部調査・現場計測結果を総合的に評価し、推定している。

表 4.3.1-1 プラント調査状況と燃料デブリ推定位置

号機	プラント調査状況	燃料デブリ位置の推定
1号機	<ul style="list-style-type: none"> ● D/W 内水位は底部から約 3m 程度 ● S/C 内水位はほぼ満水 ● サンドクッションドレン管からの漏えいを確認 ● S/C 真空破壊ラインの伸縮継手カバーからの漏えいを確認 ● 原子炉建屋 1 階南東エリアに線量率高い（数 Sv/h）箇所あり 	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリはほぼ全量下部プレナムへ落下、炉心部にほとんど燃料残存無 ● 下部プレナムに落下した燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下 ● RPV ベDESTAL 外側にも存在範囲が拡大（シェルアタックの可能性あり）
2号機	<ul style="list-style-type: none"> ● D/W 内水位は底部から約 30cm 程度 ● S/C 内水位は中央部付近であり、トラス室水位とほぼ同等 ● トラス室上部に漏えい痕跡なし ● RPV ベDESTAL 開口部から内部を撮影した写真により RPV 下部の構造物が確認できたため、RPV 底部の破損は大規模ではない可能性あり 	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ベDESTAL 外側には無い可能性あり）
3号機	<ul style="list-style-type: none"> ● D/W 内水位は底部から約 6.5m 程度（D/W と S/C の差圧より推定） ● S/C はほぼ満水 ● 主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えいを確認 	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料デブリの一部は下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存（RPV ベDESTAL 外側には無い可能性あり）

（東京電力提供資料を基に作成）

(2) 燃料デブリの量の推定

表 4.3.1-2 に各号機の事故進展解析から推定される燃料デブリの量を示す。

燃料デブリの量は、燃料及び燃料が付着している物、あるいは、燃料と混合している物を対象として重量で推定している。炉心重量（装荷したウランの重量）は 1 号機で約 69t、2、3 号機で約 94t であり、これに溶けた燃料被覆管や炉内構造物等が混合していると想定される。

表 4.3.1-2 解析による燃料デブリ量の推定

	1号機	2号機	3号機
燃料デブリ量(ton)	約 160～180	約 230～240	約 220～230

（平成 25 年度実績概要「事故進展解析の高度化による炉内状況の把握」、IRID/IAE（2014 年 5 月 29 日））

(3) 燃料デブリの性状の推定

燃料デブリの性状は、これまで実デブリのサンプリングが行われていないため、現状で得られている情報に基づいて推定されている。

図 4.3.1-2 (1/3) ～ (3/3) は、2 号機について、事故進展解析によって推定された RPV/PCV 内に分布する燃料デブリに対して、TMI-2 の事例や試験を基に暫定的に性状を推定したものであり、位置ごとの燃料デブリの特徴が記載されている。

図 4.3.1-2 (1/3) 及び (2/3) は、TMI-2 の事例から推定された RPV 内に分布する燃料デブリの特徴である。RPV 上部 (A) 及び炉心支持板 (I) では溶融した燃料デブリが構造材に付着している。炉心上部では未溶融の被覆管 (B) や溶融後岩石状に固化したもの (C、D) が観測されている。炉心中央部では、溶融した燃料が固化する際速度によって性状が異なっており (E、F)、一部には燃料ペレットが原型を留めている (G)。炉心周辺部には切株状燃料が残存しており (H)、RPV 下部には溶融後再固化した岩石状の燃料デブリが存在している (J、K)。

図 4.3.1-2 (3/3) は、PCV 下部に堆積した燃料デブリの特徴である。TMI-2 では燃料デブリは RPV 内に留まっていたため、海外の研究機関で実施された試験を基に推定されたものである。床部では落下した溶融燃料はコンクリートと反応を起こし、堆積位置によって種々の性状の MCCI を生成している (L、M、N)。(O) 及び (P) は MCCI 生成物の全体外観である。

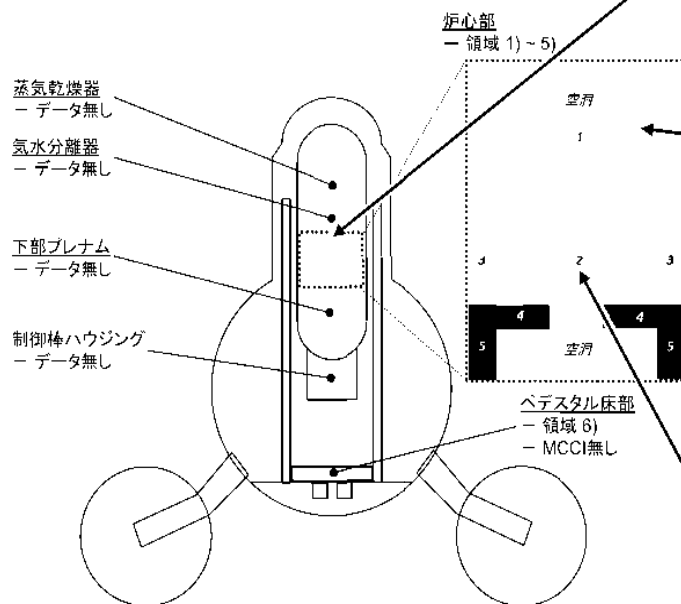
(4) FP 分布状況の推定

図 4.3.1-3 に各号機の Cs 移行量解析結果を参考として示す。

Cs 等の FP の分布状況は、事故進展解析結果を基に推定されており、不確かさがあるデータを用いており、今後のプラント調査や事故進展解析の結果等を踏まえて見直していく必要がある。

図 4.3.1-4 に燃料デブリの量・位置・性状や FP 分布の把握の今後の対応について示す。

事故進展解析コードSAMPSONの解析結果に対して、TMI-2事故事例を元に2号機の炉内状況を暫定的に仮定した。
TMI-2等の写真を暫定的に利用したもので、実際の2号機の状況とは異なる可能性がある。実際の状況は、今後炉内状況把握の進展に伴って再評価される必要がある。



写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載

B : Reprinted with permission from G. R. Eldam, "Core Damage" Chapter 5 of "The Three Mile Island Accident," 1986 American Chemical Society, Volume 293. Copyright 1986 American Chemical Society.

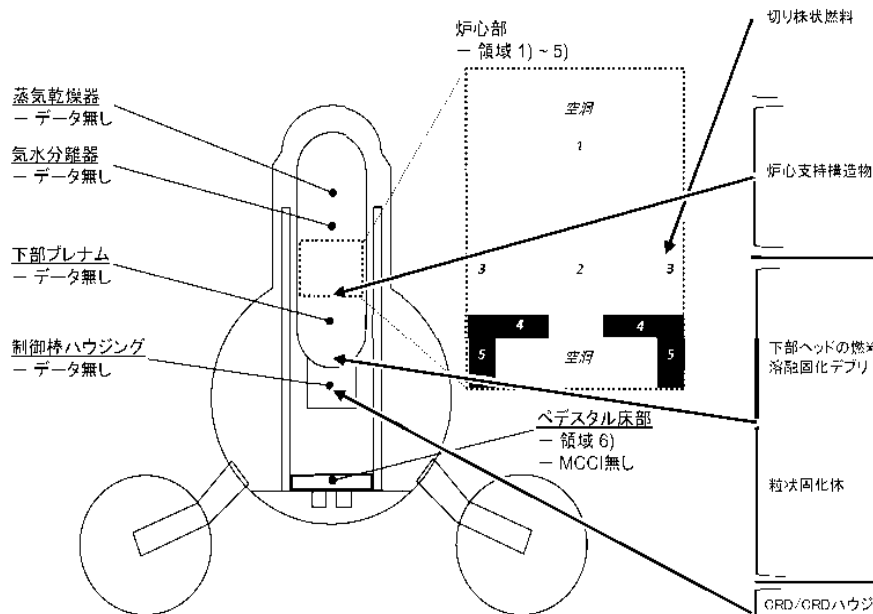
D ~ G : Reprinted from R. K. McCardell, M. L. Russell, D. W. Akers and C. S. Olsen, "Summary of TMI-2 Core Sample Examinations," Nuclear Engineering and Design 118 (1990) 441-449, Copyright 1990, with permission from Elsevier.


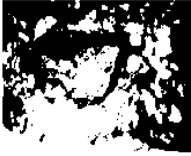

【イメージ写真】	【特徴】
溶解した上部 プレナム部等 A	【A: フレナム周囲の構造材】 溶解もしくは破損した上部プレナム(デブリ付着) 【主な組成: SUS材, Zry-2, UO_2 】
ルースデブリ B C D	【写真B: 未溶解物破片】 未溶解の被覆管や燃料構造材 【主な組成: Zry-2, UO_2 , SJS材】 【C: 未溶解物破片、小岩石状デブリ】 未溶解破片、燃料再固化の破片、溶融体が急冷され粒状に固化したデブリ 【主な組成: Zry-2, UO_2 , SJS材, UO_2 】 【写真D: 小岩石状デブリ】 小さな岩石状のデブリ 【主な組成: ZrO_2 】
上部クラスト E F G 下部クラスト	【写真E: 上部クラスト】 溶解した燃料が、比較的早く冷却・固化したデブリ 【写真F: 溶融固化物】 溶解した燃料が、ゆっくり固化したデブリ 【写真G: 溶融固化物 中の燃料ペレット】 燃料集合体が溶融し比較的早く冷却・固化したデブリ 【主な組成: UO_2 , ZrO_2 , U リッチ相, Zr リッチ相, ホウ化物, 金属合金デブリ】 ・TMI-2では、上部クラスト(厚さ数cmの表面殻)、溶融固化(塊)、下部クラスト(厚さ0.1m程度の殻)

図 4.3.1-2 燃料デブリ性状の推定 (1/3)

(IRID 提供)

事故進展解析コードSAMPSONの解析結果に対して、TMI-2事故事例を元に2号機の炉内状況を暫定的に仮定した。
TMI-2等の写真を暫定的に利用したもので、実際の2号機の状況とは異なる可能性がある。実際の状況は、今後炉内状況把握の進展に伴って再評価される必要がある。



【イメージ写真】	【特徴】
	<p>【写真H: 切り株状燃料*】 未熔融又は破損した燃料集合体 〔主な組成: Zr, U, O, Si, ZrO_2〕</p> <p>【写真I: 炉心支持板】 デブリが格子間を落下した炉心支持板 (デブリ付着) 〔主な組成: SS182, U, ZrO_2〕</p>
 	<p>【写真J: 溶融同化物】 破損した溶融燃料及び制御棒等を包含した岩状デブリ 〔主な組成: U, ZrO_2〕</p> <p>【写真K: 小岩石状デブリ】 溶融体が急冷され粒状に固化したデブリ 〔主な組成: U, ZrO_2〕</p>
<p>GRD/GRDハウジング GRD/GRDハウジングにデブリ付着</p> <p>写真なし</p>	<p>【GRD/GRDハウジング及び溶融デブリの付着物】 〔主な組成: U, ZrO_2, SS材〕</p>

* 写真Hは実際には破損した上部プレナムであるが、切り株状燃料についても類似した形状と仮定している。

(IRID 提供)

写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載

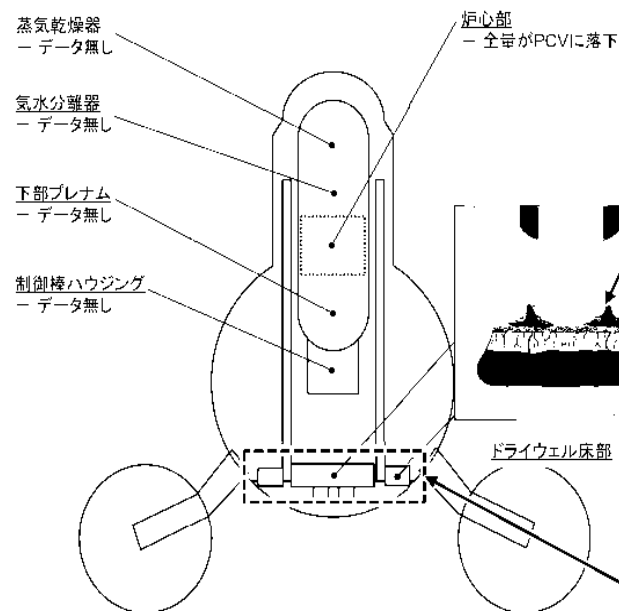
H & K: Reprinted with permission from G. R. Eldam, "Core Damage" Chapter 5 of "The Three Mile Island Accident," 1986 American Chemical Society, Volume 293. Copyright 1986 American Chemical Society.

I & J: Reprinted with permission from EPRI NP-6831 "The Cleanup of Three Mile Island Unit 2 - A Technical History: 1979 to 1990," (1990).

図 4.3.1-2 燃料デブリ性状の推定 (2/3)

事故進展解析コードMAAPの解析結果に対して、海外の大型MCCI試験を元に2号機の状況を暫定的に仮定した。

MCCI試験等の写真を暫定的に利用したもので、実際の2号機の状況とは異なる可能性がある。実際の状況は、今後炉内状況把握の進展に伴って再評価される必要がある。




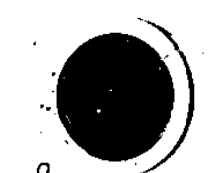



写真は、NDFが許諾を得て、以下の文献から転載

L: Reprinted with permission from C. Journeau, P. Piluso, J.-F. Haquet, S. Saretta, E. Boccaccio, J.-M. Bonnet, "Oxide-Metal Corium-Concrete Interaction Test in the VULCANO Facility," Proceedings of ICAPP 2007, Nice, France, May 13-18, 2007, Paper 7328.

N & P: Reprinted with permission from Argonne National Laboratory. Source: M. T. Farmer, S. Lomperski, D. J. Kilsdonk, and R. W. Aeschlimann, Argonne National Laboratory, S. Basu, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Published in: "OECD MCCI Project, 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report," February 28, 2006, OECD/MCCI-2005-TR05, <http://www.ipd.anl.gov/anlpubs/2011/05/69907.pdf>.

O: Reprinted with permission from M. T. Farmer, "Thermite as a Validated Option to Melt Large Corium Masses," Plinius 2 International Seminar, Marseille, France, May 16, 2014.

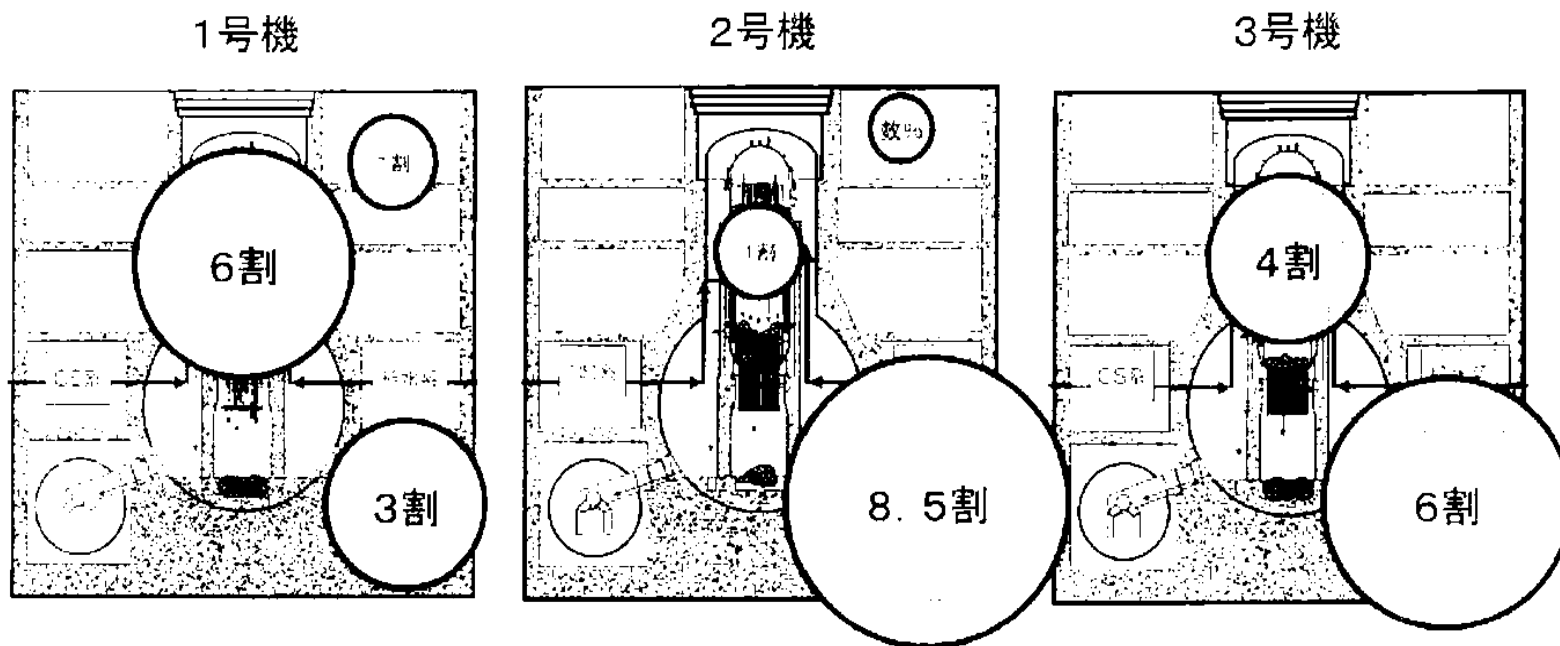
【イメージ写真】	【特徴】
 <p>火山状MCCI生成物</p>	<p>【写真L: 火山状MCCI生成物】 クラスト形成後に内部の溶融コリウムが噴出する際にできたもの(CEA VULCANO試験)</p>
 <p>微粉状MCCI生成物</p> <p>写真なし</p>	<p>【M: 微粉状MCCI生成物】 初期に水中に落ちたコリウムやクラスト形成後に噴出した内部の溶融コリウム(ANL CCI試験)</p>
 <p>塊状MCCI生成物</p>	<p>【写真N: 塊状MCCI生成物】 内部の溶融コリウムが固まったもの(ANL CCI試験)</p>
 <p>MCCI生成物 (上部外観)</p>	<p>【写真O: MCCI生成物(上部外観)】 シリカ系コンクリート試験後の全体外観(ANL CCI試験)</p>
 <p>MCCI生成物 (縦断面外観)</p>	<p>【写真P: MCCI生成物(縦断面外観)】 シリカ系コンクリート試験後の全体外観(ANL CCI試験)</p>

【主な経皮: 2014/5/10, 2014/5/10】

(IRID 提供)

図 4.3.1-2 燃料デブリ性状の推定 (3/3)

Cs移行量解析結果(事故進展に伴う移行が落ち着き計算終了した時点での値)



- ・上記の移行量は各号機の緊急停止時のCsインベントリ全量に対する割合で示している
- ・正確にはCsは様々な化学形態を取るが、上記はCsOHの割合
- ・事故後、多くのCsが滞留水中に流出、水処理設備より回収されているが、事故後のCs移行は未考慮

注) 解析結果については、入力データも含め、不確かさがあることに留意する必要がある。

図 4.3.1-3 Cs の分布状況の推定

(東京電力提供)

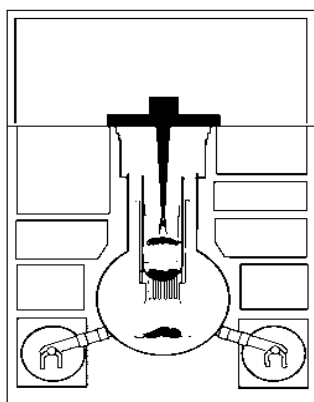
事項/年度	第 1 期	第 2 期（燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間）			
	2013	2014	2015	2016	2017 以降
		（前）		（中）	
主要イベント					▽上笠崎町
炉内・燃料デブリの 状況把握		炉内・燃料デブリ状況の総合的な把握（以下の情報を基に、関係者間で協力して更新していく）			
				得られた炉内・燃料デブリの状況に関する情報を、 燃料デブリ取り出しまでの期間における安定状態の維持・管理の取り組みに反映していく	
実機調査による推定					
PCV 内部調査		▽計画立案			
		調査計画・開発計画の立案・更新			
			▽1 号機クレーンクニ調査（B1） ▽地下隆状調査（B2）		
		1 号機内部調査装置の開発			
		▽A1	▽ヘドスタル内部フラットホーム状況調査（A2）	ORU 下部及びフラットフレーム モニタリング、ヘドスタル底部調査（A3）	
		2 号機内部調査装置の開発			
			3 号機内部調査の研究開発の必要性検討		
RPV 内部調査				実証済みの装置について各号機への適用性の検討	
			原子炉圧力容器の内部へのアクセスルートの調査▽		
		調査計画・開発計画の立案・更新			
				燃料デブリサンプリング▽ アクセスルートに応じたサンプリング技術の提案▽	
			燃料デブリのサンプリング技術の検討		
S/C 内の 堆積量				S/C 及びトラス室内等に残存する放射性物質質量等の調査の必要性の検討	
		▽評価（炉心領域）			
炉内燃料デブリの検 知（ミュオン）		▽評価（RPV 内）			
		透過法（1 号機での実証）	他号機への適用性検討		
		散乱法（検出器システムの設計・製作）		▽評価（RPV 内部） ▽評価（炉心領域）	
		散乱法（2 号機での実証）		他号機への適用性検討	
解析による推定					
事故進展解析コード による推定		事故進展解析コードの改良・高度化		（海外知見を含む評価）	国際共同研究（2015～2017）
		事故進展解析及び評価の実施			
		炉内状況の総合的な分析・評価		▽総合的な評価	▽総合的な評価
		分析・評価手法の開発及び必要なデータの収集			
知見及び実験による 推定					
フラントパラメータ からの工学的推定		燃料デブリの量、位置、性状の推定			
					収納缶の設計
				▽デブリ性状の推定	
模擬デブリを用いた 特性の把握		炉内燃料デブリの性状の推定			
			▽模擬デブリ作製試験		
		模擬デブリを活用した特性評価			▽収納缶に係る燃料デブリ性状データ 取りまとめ
実デブリの性状分析		収納・保管に係る燃料デブリ性状データの取りまとめ			
		分析に必要な要素技術開発（分析研究施設へ輸送する容器の検討を含む）			実デブリ性状分析▽

図 4.3.1-4 炉内・燃料デブリの状況把握に向けた今後の対応

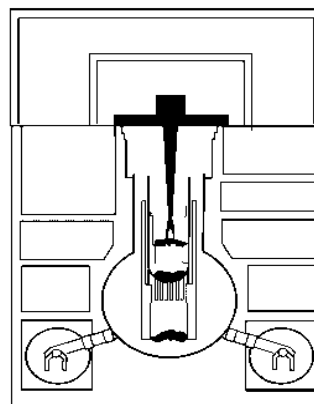
現場作業
現場工事等に関わる技術的検討
研究開発

4.3.2 燃料デブリ取り出し工法オプションの検討

これまで、福島第一原子力発電所の燃料デブリを取り出す方法としては、先行事例である TMI-2 での取り出し方法であり、水遮へいによる線量低減が期待される燃料デブリを水没させて取り出す工法の適用を目指して検討を進めてきている。しかし、燃料デブリを水没させるために、過酷な事故の影響を受けた PCV の上部まで水を張ることを可能にする補修等の技術は、多くの難しい開発課題を抱えており、燃料デブリ全体を水没させることが困難となる場合も想定されることから、PCV の上部まで水を張らず、燃料デブリが気中に露出した状態で、燃料デブリを取り出す工法も併せて検討することが必要である。これら 2 つの工法の燃料デブリ取り出し作業のイメージを図 4.3.2-1 に示す。



PCV の上部まで水を張って、燃料デブリ全体を水没させて、燃料デブリを取り出す工法



水を張らずに、燃料デブリが気中に露出した状態で、燃料デブリを取り出す工法

図 4.3.2-1 燃料デブリ取り出し作業のイメージ

また、燃料デブリが RPV 内に留まっていた TMI-2 に比べ、前出の表 4.3.1-1 に示すように、燃料デブリは PCV 内に広く分布しているものと推定されることから、TMI-2 で採用された燃料デブリを RPV の上部からアクセスして取り出す方法では、燃料デブリの位置によっては取り出しが困難になることも想定される。

このような状況から、各号機ごとの燃料デブリ分布状況、現場状況の違いにも対応して燃料デブリ取り出しを実現できるように、PCV の水張り水位と燃料デブリへのアクセス方向を組み合わせた燃料デブリ取り出しの工法オプションを抽出し、それらの特徴を踏まえた適用性の評価を通じて、重点的に検討を進める複数の工法オプションを選定する。

4.3.2.1 PCV 水位レベルと燃料デブリへのアクセス方向を考慮した燃料デブリ取り出しの工法オプションの検討

(1) PCV 水位レベル

PCV 水張り水位により工法の特徴が異なってくることから、工法オプションを検討するに当たり、燃料デブリ取り出し時の PCV 水位レベルに応じた工法の分類として、以下のとおり定義する。各水位レベルのイメージを、図 4.3.2-2 に示す。

- 完全冠水工法：原子炉ウェル上部までの水張りをを行う工法
- 冠水工法：燃料デブリ分布位置より上部までの水張りをを行う工法
 （補足）現状、燃料デブリは炉心領域より上に分布がないものと想定し、炉心領域上端部以上の水位では、冠水工法と呼ぶ。
- 気中工法：燃料デブリ分布位置最上部より低いレベルまで水張りをを行う工法
 （補足）現状、炉心領域上端部より下の水位では、気中に露出する燃料デブリが存在すると想定し、気中工法と呼ぶ。
- 完全気中工法：燃料デブリ分布全範囲を気中とし、水冷、散水を全く行わない工法

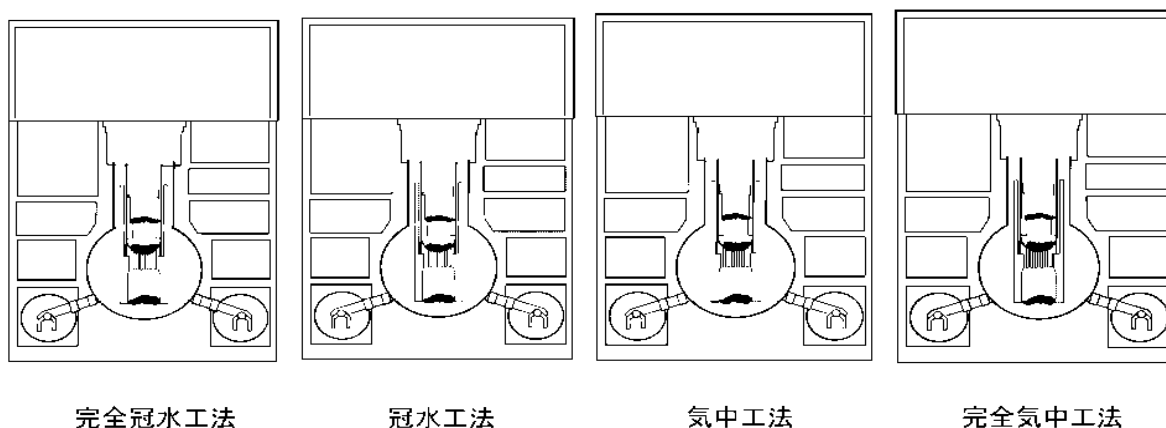


図 4.3.2-2 PCV 水位レベルに応じた工法分類

(2) 燃料デブリへのアクセス方向ごとのアクセスルートの実現性検討

燃料デブリへのアクセスする方向としては、図 4.3.2-3 に示すとおり、PCV 上部からのアクセス（上アクセス）、PCV 側面からのアクセス（横アクセス）、PCV 底部からのアクセス（下アクセス）の 3 通りが考えられる。

各アクセス方向について、そのアクセスルートの実現性は以下のとおり評価される。

a. PCV 上部からのアクセス（上アクセス）

PCV 上部からは、通常定検時の燃料交換作業のための炉心部へのアクセスルートが構造的に確保されている。ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋保温材、RPV 上蓋を取り外すことにより原子炉内にアクセス可能であり、蒸気乾燥器、気水分離器を取り外すことにより炉心直上の上部格子板に達し、RPV 内の燃料デブリにアクセス可能となる。ただし、これらの取り外すことになる機器は、事故時に高温環境に晒されたことにより熱変形し通常の方法では取り外せない可能性があり、このような場合には切断等を実施した上で撤去する必要がある。また、事故時に

燃料から放出された Cs 等の FP が付着し、非常に高い放射線量率となっている可能性への対応も必要になる。

b. PCV 側面からのアクセス（横アクセス）

PCV 側面には、PCV 内部に通じる機器ハッチ、CRD ハッチ他が配置されており、アクセス開口の大きさは制限もあるが、構造的に PCV 内へのアクセスルートが確保されている。PCV 内のドライウェル（以下「D/W」という。）底部の、RPV ペDESTAL 外側には PLR ポンプ、弁、配管、サポート等が、RPV ペDESTAL 内側には CRD 交換台車、操作床（グレーチング）等が設置されており、燃料デブリへのアクセス時に干渉する可能性があるが、これらを切断、撤去することにより、D/W 底部の燃料デブリにアクセス可能となる。

c. PCV 底部からのアクセス（下アクセス）

PCV 底部には、PCV 内部への構造的なアクセスルートは設定されていないため、新たに D/W 底部へのアクセスルートを構築する必要がある。

原子炉建屋外から地中を経由して D/W 底部に通じる地下アクセストンネルを構築することは理論的には可能性はあると考えられるが、その構築によりサイト内地下水管理計画に影響を及ぼすことが懸念される。また、原子炉建屋を支持する岩盤、原子炉建屋基礎及び D/W 底部シェル、D/W 底部基礎を貫通させる必要があり、原子炉建屋、D/W 底部シェル及び RRV ペDESTAL 基部の強度低下が懸念される。

D/W 底部までのアクセスルートが構築できれば、D/W 底部の燃料デブリに直接アクセスでき、機器等干渉物の撤去を要さないというメリットがあるものの、その構築には、上記のように燃料デブリ取り出しを安全、確実に進めるための重大な複数の検討課題があり、その解決には相当長期間の調査、検討等を要するものと考えられる。

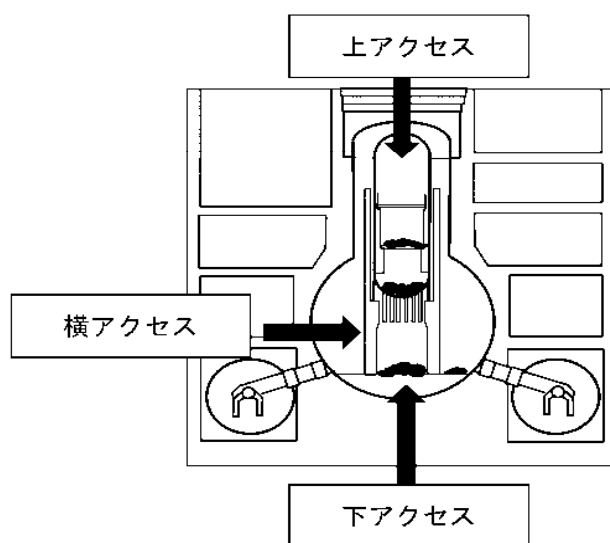


図 4.3.2-3 燃料デブリへのアクセス方向

a.～c.に示すとおり、燃料デブリへのアクセス方向として、上アクセス、横アクセス及び下アクセスがあるが、そのアクセスルート構築は、上アクセス及び横アクセスについては、既存のアクセスルートを使用又は活用できることから実現の可能性が高く、下アクセスについては新たなアクセスルートの構築が必要で、その構築には重大な複数の検討課題があり、短中期間での実現可能性は低いと判断される。

(3) PCV 水位と燃料デブリへのアクセス方向の組合せによる工法オプションの検討と絞り込み

燃料デブリを取り出すためのアクセス方向と PCV 内水位の組合せとしては、図 4.3.2-4 に示す 12通りの組合せが考えられ、これらの組合せでの燃料デブリ取り出しの実機適用性を検討して、工法オプションを選定する。

図 4.3.2-4 中、完全冠水工法及び冠水工法については、横アクセス、下アクセスでは、アクセス開口部が PCV 水位よりも低くなることから、燃料デブリ取り出し用装置、工事機材の搬入/搬出や燃料デブリ取り出しに際してアクセス口からの水の流出を防止する大規模な水密ハッチが必要となる。完全遠隔自動が前提となり、水密ハッチを介した保守や、工事トラブルへの対応も含めて、燃料デブリ取り出しを安全、確実に進めるための検討課題が多い。横アクセスによる気中工法についても、アクセス口の位置が PCV 水位より低い場合には同様である。これらについては、実機適用に向けた重点的な検討対象とはしないものとする。

下アクセスについては、(2)c.で述べたとおり、アクセスルート構築の実現可能性が低いと判断されることから重点的な検討対象とはしないものとする。

また、完全気中工法については、燃料デブリの形状が現時点で把握できておらず、空冷による冷却性能評価が困難なことから、重点的な検討対象とはしないものとする。

なお、重点的な検討の対象外とした下アクセス工法、完全気中工法については、基礎的な検討を行っていくものとする。

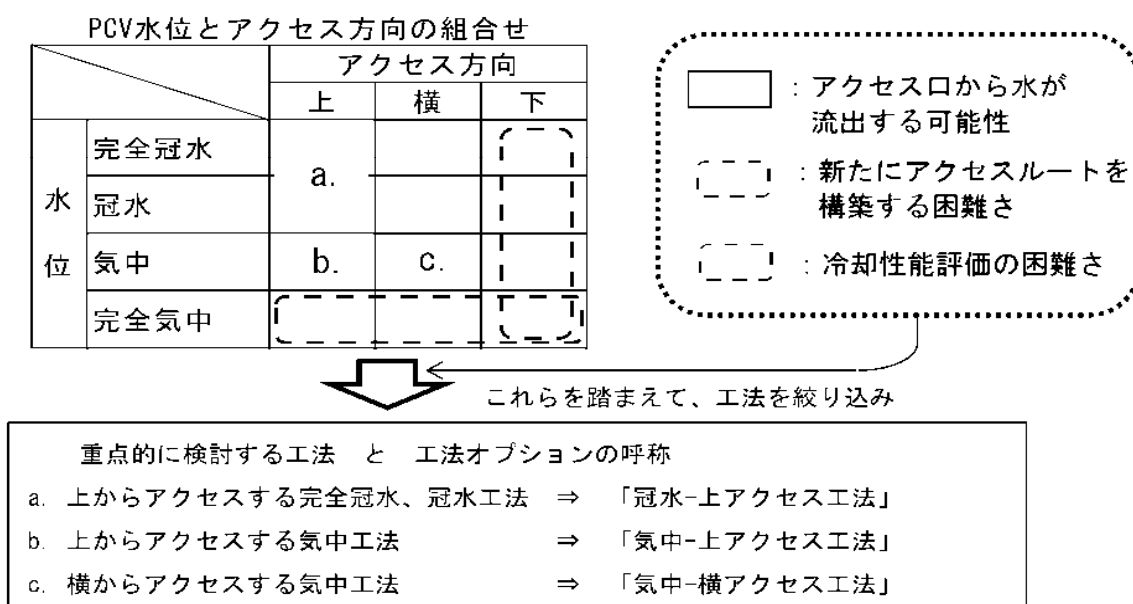


図 4.3.2-4 PCV 水位と燃料デブリへのアクセス方向の組合せによる絞り込み

上記の検討結果から、図 4.3.2-4 の下段枠内の工法に絞り込まれ、燃料デブリ取り出しの工法オプションとしては、「冠水-上アクセス工法」、「気中-上アクセス工法」及び「気中-横アクセス工法」を選定する。

図 4.3.2-5 に、これら 3 つの燃料デブリ取り出しの工法オプションの概要図を示す。

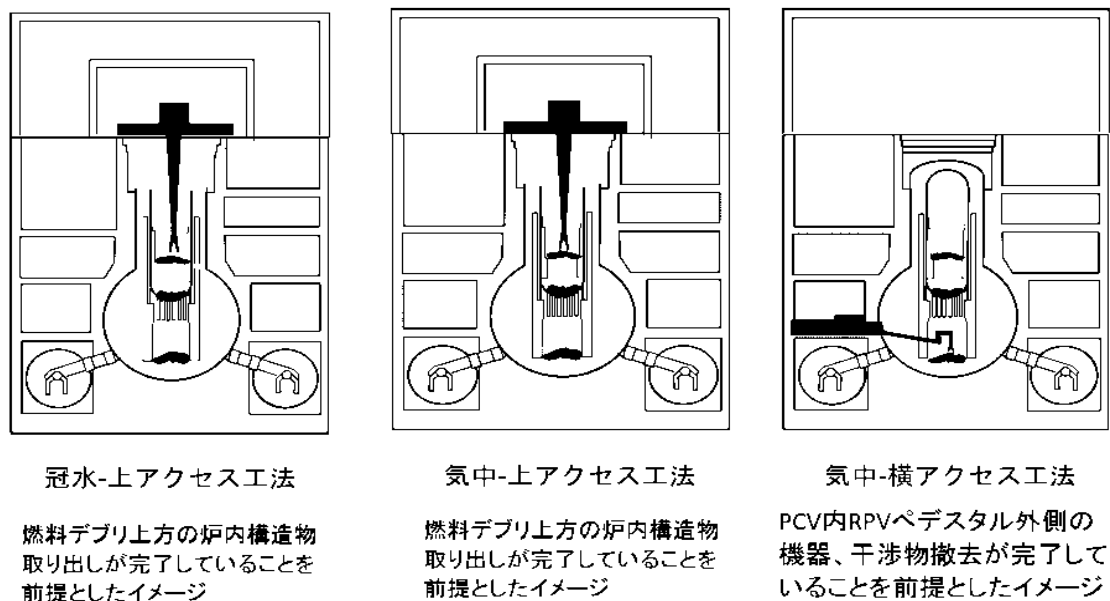


図 4.3.2-5 選定した燃料デブリ取り出しの工法オプションの概要図

4.3.2.2 工法オプション別 燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出し適合性の検討

表 4.3.1-1 に示すように、燃料デブリは、1～3 号機の状態を包絡すると、RPV 内（炉心部、下部プレナム）だけではなく、DAW 底部の RPV ペDESTAL 内側、さらには RPV ペDESTAL 外側にも存在するものと推定されている。また、下部プレナムの燃料デブリの一部は CRDハウジングに流入しているものと推定される。

この燃料デブリの推定分布状況を模式的に図 4.3.2-6 に示す。

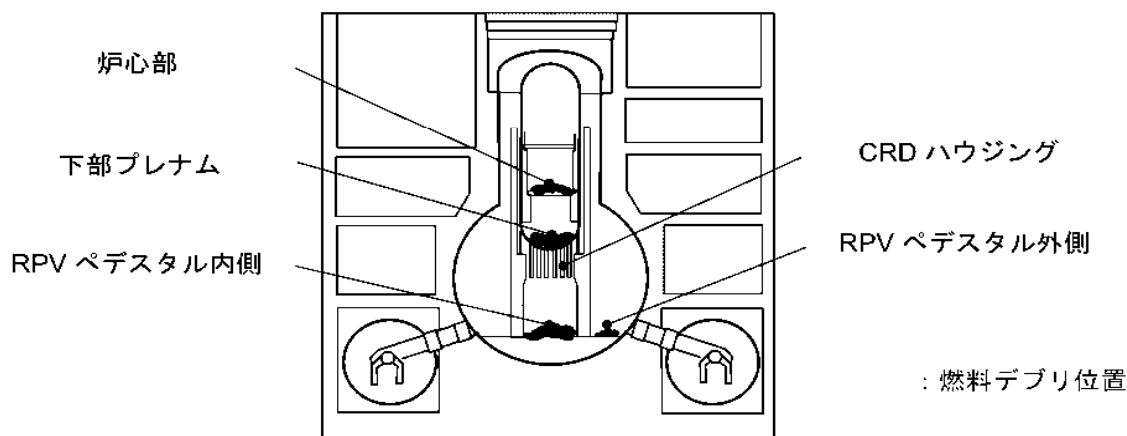


図 4.3.2-6 燃料デブリの推定分布状況の模式図

工法オプション別に、これらの燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出しの適合性を実現難度の観点から検討した内容を表 4.3.2-1 に、適合性の評価結果のまとめを表 4.3.2-2 に示す。

表 4.3.2-2 から、想定される燃料デブリの位置（RPV 内（炉心部、下部プレナム、CRD ハウジング）、RPV ペDESTAL 内側、RPV ペDESTAL 外側）がいずれの場合であっても、3 つの燃料デブリ取り出し工法オプションのいずれかによって取り出しが実現可能である。各号機ごとの燃料デブリ分布状況に応じて、これらの工法オプションを組み合わせる燃料デブリ取り出しを行っていく必要があることが分かる。

表 4.3.2-1 工法オプション別 燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出しの適合性検討

凡例 △：実現難度低 ▲：実現難度高

燃料デブリ位置 工法オプション	RPV内		RPVペデスタル内側	RPVペデスタル外側
	RPV内 (炉心部、下部プレナム)	CRDハウジング		
冠水-上アクセス工法 気中-上アクセス工法	△ ・上部構造物（注1参照）の取り外し又は撤去は、既存技術の延長で実施可能と推定。	△ ・上部構造物（注1参照）の取り外し又は撤去は、既存技術の延長で実施可能と推定。 ・CRDハウジング内外の燃料デブリは、ハウジングと一体で取り出すことを念頭に、既存技術の延長または短期の技術開発で実施可能と推定。	△ ・上部構造物（注1参照）の取り外し又は撤去は、既存技術の延長で実施可能と推定。 ・RPV底部に大きな開口を設定する必要があるが、既存技術の延長または短期の技術開発で実施可能と推定。 ・施工位置までは数十mと離れており、施工用のステージを降下させる等により施工性を向上させることが必要だが、短期の技術開発で実施可能と推定。	▲ ・RPV底部に開口を設けてもRPVペデスタル外に直接アクセスすることはできない。RPVペデスタル外にアクセスするためには、RPVペデスタル底部まで長い距離を下降後に、さらに横方向に移動する必要がある、燃料デブリ取り出し装置に要求される機能は複雑で、その技術開発には極めて長期間を要するものと推定。
気中-横アクセス工法	▲ ・X-6ベネ等を利用して、RPVペデスタル内側へのアクセスルートの構築は短期の技術開発で実施可能と推定。 ・RPV内の燃料デブリまでは、RPVペデスタル内下部から上方20m程度あり、CRDハウジング撤去、RPV底部開口施工、RPV内燃料デブリ取り出しのためには、剛性が高く大規模な燃料デブリ取り出し装置が必要となるが、限られた開口、スペースの中で大規模な装置の設置、操作は極めて困難と推定。	▲ ・X-6ベネ等を利用して、RPVペデスタル内側へのアクセスルートの構築は短期の技術開発で実施可能と推定。 ・CRDハウジングは、RPVペデスタル内下部から10m程度上方であり、剛性が高く大規模な燃料デブリ取り出し装置が必要となるが、限られた開口、スペースの中でこのような大規模な装置の設置、操作は極めて困難と推定。	△ ・X-6ベネ等を利用して、RPVペデスタル内側へのアクセスルートの構築は短期の技術開発で実施可能と推定。 ・床面の燃料デブリへアクセスするために必要な、干渉物（グレーティング、CRD交換台車等）の撤去は、短期の技術開発で実施可能と推定。	△ ・PCV内に開口するベネを利用したRPVペデスタル外側へのアクセスルートの構築は、短期の技術開発で実施可能と推定。 ・RPVペデスタル外側には多くの機器が設置されているが、燃料デブリ位置はRPVペデスタル入口開口付近等限定された領域と考えられ、限定された範囲の干渉機器の撤去は、短期の技術開発で実施可能と推定。

注1：ウエルシールドプラグ、PCV上蓋、RPV上蓋保温材、RPV上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器、上部格子板

表 4.3.2-2 工法オプション別燃料デブリ位置ごとの燃料デブリ取り出しの適合性のまとめ

○：適合性大 -：適合性小

燃料デブリ 取り出し 工法オプション	燃料デブリ位置		
	RPV 内 (炉心部、下部ブ レナム、CRD ハ ウジング)	RPV ペデスタル 内側	RPV ペデスタル 外側
冠水- 上アクセス工法	○	○	-
気中- 上アクセス工法	○	○	-
気中- 横アクセス工法	-	○	○

4.3.2.3 燃料デブリ取り出しに係る現地作業ステップの検討

重点的に検討する3つの工法オプションについて、燃料デブリ取り出しに係る現地作業ステップの現状の検討状況を、それぞれ下記の(1)～(3)に示す。これらの作業ステップは、現地の状況や今後の検討の進捗に伴って、作業ステップの順序、内容を見直すともに、「燃料デブリ取り出し」作業自体については、それぞれの工法オプションごとに具体的な詳細作業ステップを今後検討していく必要がある。

(1) 冠水-上アクセス工法

冠水-上アクセス工法による燃料デブリ取り出しは、これまでおおむね以下に示す作業ステップ①～⑨で進めていくことが検討されてきた。作業ステップの概略図を図4.3.2-7に示す。

燃料デブリ取り出しやその準備工事を行う作業エリアとそのエリアまでのアクセスルートを除染により線量低減(①)して原子炉建屋内の作業環境を整備しながら、PCV内の状況を調査(③)するとともに、PCVの漏えい箇所の調査、補修(止水)(②、④、⑥)を段階的に行い、PCVに水を張って(⑤、⑦)燃料デブリを水没させ、RPV上蓋を開放(⑦)して炉内にアクセス、炉内状況を調査他(⑧)により把握した後に、燃料デブリ取り出し(⑨)に着手する、というのが大きな流れとなっている。

- ① 原子炉建屋内除染
- ② PCV 漏えい箇所調査
- ③ PCV 内部調査
- ④ PCV 下部補修、原子炉建屋貫通部補修
- ⑤ PCV 部分水張り
- ⑥ PCV 上部補修
- ⑦ PCV、RPV 水張り・RPV 上蓋開放
- ⑧ 炉内調査・燃料デブリサンプリング
- ⑨ 燃料デブリ取り出し

今後、⑧の炉内調査等を⑤のPCV水張り前に先行実施することにより、早期に炉内状況を把握する、⑤、⑦の段階的水張りを、⑦の時期に一度に実施する等、より安全かつ確実に燃料デブリを取り出すための、作業ステップの見直しを検討していく必要がある。

(2) 気中-上アクセス工法

気中-上アクセス工法の作業ステップは、冠水-上アクセス工法と基本的には同じと想定されるが、PCV水張りの水位が冠水-上アクセス工法よりも低くなり、PCV上部は気中となることから、④のPCV下部補修範囲、⑥のPCV上部補修仕様が異なる可能性が考えられる。更には、燃料デブリの一部が気中に露出した状態での作業となることから、冷却、遮へい、ダスト飛散防止への配慮が必要となる。

早期に炉内状況を把握する観点や、上記の PCV 水位が低いという特徴を踏まえて、安全かつ確実に燃料デブリを取り出すための、作業ステップの検討を進めていく必要がある

(3) 気中-横アクセス工法

前記(1)の①～⑥の作業ステップについては、気中-上アクセス工法と同じく、PCV 上部は気中となることから、④の PCV 下部補修範囲、⑥の PCV 上部補修仕様が異なる可能性が考えられる。PCV 水位は PCV 側面のアクセス口以下とすることから、⑦の PCV 上部への水張りは不要、⑤の部分水張りも不要となる可能性がある。PCV 側面からアクセスするため、⑦の RPV 上蓋開放は行わないが、その代わりに PCV 側面のアクセス口の設置のステップが追加される。また、取り出す燃料デブリの対象が D/W 底部であることから、⑧の炉内調査に代わって、設置した側面アクセス口等からの D/W 底部の調査のステップについて追加検討する必要がある。燃料デブリの一部が気中に露出した状態での作業となることから、冷却、遮へい、ダスト飛散防止への配慮が必要となることは、気中-上アクセス工法と同様である。

これらを踏まえて、安全かつ確実に燃料デブリを取り出すための、作業ステップの検討を進めていく必要がある。

ステップ	(1) 原子炉建屋内除染	(2) PCV漏えい箇所調査	(3) PCV内部調査
イメージ			
ステップ	(4) PCV下部補修 原子炉建屋貫通部補修	(5) PCV部分水張り	(6) PCV上部補修
イメージ			
ステップ	(7) PCV/RPV水張り ⇒RPV上蓋開放	(8) 炉内調査・燃料デブリサンプリング	(9) 燃料デブリ取り出し
イメージ			

図 4.3.2-7 冠水-上アクセス工法の概略作業ステップ

4.3.3 冠水工法を前提とした取組評価と実現性の検討

4.3.3.1 概要

冠水工法による燃料デブリ取り出しの実現に必要な下記の 9 項目の技術要件について、それぞれ、要件を満足させるために必要な取組、その成否を判断するために必要な取組を検討し、研究開発プロジェクト等での現状の取組状況（実績、計画）を踏まえて、新たに検討すべき事項も含め今後の対応方針を取りまとめた。

また、これら 9 項目の実現性の評価を踏まえて、各号機への冠水工法適用性の検討の方針について取りまとめた。

- PCV・建屋の構造健全性の確保
- 臨界管理
- 冷却機能の維持
- 閉じ込め機能の構築
- 作業時被ばく低減
- 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- 系統設備、エリアの構築
- 労働安全の確保

4.3.3.2 技術要件を用いた取組評価

9 項目の技術要件について、それぞれ、目的、主な要求事項、現状の取組、今後の対応を以下に述べる。

4.3.3.2.1 PCV・建屋の構造健全性の確保

(1) 目的

冠水工法により燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実施するに当たっては、構造健全性の観点から、①原子炉建屋が、PCV の支持機能を維持すること、②PCV が現状の形状を保持して、PCV 内水位を維持するとともに放射性物質の大量放出を防止すること、③RPV が現状の位置および形状を保持して冷却水供給流路を維持すること、が必要であり、地震時においても上記が成立することを評価する。

図 4.3.3-1 の原子炉建屋断面図に評価対象である PCV、RPV 等を示す。

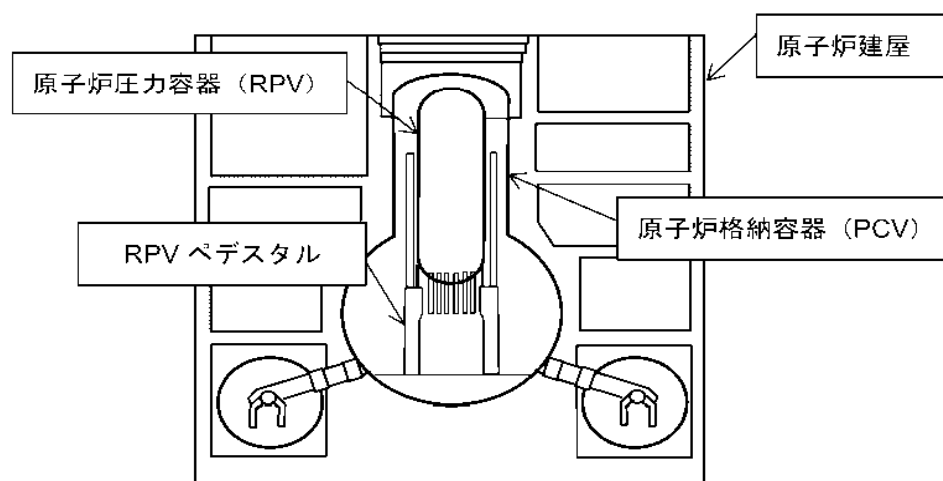


図 4.3.3-1 原子炉建屋縦断面

(2) 主な要求事項

- a. (1)①～③に示した必要機能と、万一それらが損なわれた場合の影響を踏まえて、適切な地震動、評価クライテリアを設定すること
- b. 事故による損傷、事故直後の高温環境に晒されたことによる材料劣化、海水注入による腐食を考慮するとともに、燃料デブリ取り出し完了までの更なる劣化・腐食を考慮すること
- c. 地震時の荷重として、燃料デブリ取り出し工法の計画に基づいて、燃料デブリ重量、PCV 内他の冷却水重量、燃料デブリ取り出し装置・遮へい・工事機材重量等を考慮すること

(3) 現状

現状、以下に示す取組が進められている。

a. 高温環境に晒されたことによる材料劣化評価

各号機の事故後の温度計測データを基に、試験条件を設定し、高温に晒された後の PCV、RPV 金属材料の強度試験データを取得している。その結果、高温に晒されたことによる各材料強度パラメータの変化は小さく、いずれも材料規格値の範囲にあることが確認されている。

b. 海水注入による塩分腐食等による腐食進展評価

各号機の事故後の計測データ等を基に、事故直後から現在、燃料デブリ取り出し時までの温度・水質（塩分濃度等）条件を推定し、温度・水質をパラメータとした PCV、RPV 材料の腐食減肉進展試験を行うとともに、これらの結果を基に、所定の時期の腐食減肉評価式を開発しているところである。また、PCV 上蓋開放後の溶存酸素増加における腐食影響試験と腐食抑制材開発にも着手している。

c. PCV、RPV の耐震評価手法の開発

各号機ごとに、今後のプラント状況を想定して、PCV 内水位、機器の腐食減肉量、建屋に付加される工事機材等の重量他をパラメータとした耐震評価のケーススタディを実施しており、各ケースは、耐震裕度の把握を目的に、通常の運転プラントの耐震評価基準を用いた参考評価がなされている。このケーススタディの結果を用いて、冠水工法の計画の進捗に応じ迅速に耐震評価が行えるよう、PCV 内水位・燃料デブリ取り出し装置/工事機材重量・機器の補修状況・機器の腐食状態等の耐震条件をパラメータとした簡易評価手法の開発を進めている。

d. RPV ベDESTAL の劣化把握と耐力評価手法の開発

事故環境下でのコンクリート熱影響評価試験、鉄筋の腐食試験による材料劣化特性の把握、縮小モデルによる RPV ベDESTAL の耐力試験、同試験のシミュレーション解析の比較評価による実機耐力評価手法の開発を進めている。燃料デブリによる基部侵食については、侵食程度をパラメータとした影響評価手法の開発を進めている。

e. 原子炉建屋の耐震性の確認

水素爆発で損傷した原子炉建屋については、損傷状況を反映したモデルによる耐震解析により、現状、各号機とも基準地震動 S_s に対して耐震裕度を有していることを確認している。

(4) 今後の対応

今後取り組むべき事項を以下に示す。

- a. (3)a.～d.の取組については、現計画どおり 2015 年度下半期に完了させ、PCV/RPV 耐震評価の準備を完了させる。
- b. (3)b.に関して、臨界防止のためのホウ酸注入に伴う腐食影響については、長期腐食試験（10,000 時間目標）の実施を検討する。
- c. 安全規制を念頭に、(2) a.の地震動、評価クライテリアを早期に検討する。
- d. (3)c.で開発する簡易評価手法を用いた耐震評価により、耐震裕度の程度を把握しながら冠水工法の検討を進める。最終工法案について、(2) a.の地震動、評価クライテリアを用いて詳細な耐震評価を行う。
- e. (3)d.に関して、PCV 内部調査において RPV ベDESTAL の基部にまで燃料デブリが広がっていることが確認された場合を想定して、その状況を踏まえた耐震評価のために必要な事項（追加調査等）を検討する。
- f. (3)e.に示す原子炉建屋については、燃料デブリ取り出し時の燃料デブリ分布、冷却水、工事機材、遮へい、装置等の概略重量を考慮して、今後の劣化を考慮した耐震評価を行う。

4.3.3.2.2 臨界管理

(1) 目的

燃料デブリを取り出す過程においては、注水や取り出し作業等が行われる。これらの作業に伴い、燃料デブリの形状や水量が変化した場合でも、再臨界による作業員の被ばく及び環境への影響を防止する必要がある。そこで、臨界管理手法として、中性子吸収材の開発に加え、未臨界評価やモニタリング技術を開発し、確実に臨界管理を行うことができるようにする。

(2) 主な要求事項

目的を達成するためには、現状では臨界の兆候が見られていない燃料デブリが再臨界となる条件を把握し、その上で、再臨界を防止する技術や万一再臨界が発生した場合に未臨界にする技術が必要である。これらはいずれも難度が高いため、各手法や技術が成立するための要求事項を明確にし、これらを満足できるかどうかを十分に検討することが重要である。

a. 臨界評価手法

PCV 内の状況が明らかになっていない現状において臨界管理を適切に行うためには、燃料デブリの量、位置、形状及び性状を広範囲に想定するとともに、準備から燃料デブリ取り出し作業にかけて再臨界を発生させ得る誘因事象を特定し、これらの条件の下で再臨界に至る可能性を評価する必要がある。ただし、過剰な保守性は臨界管理の実現性の判断に影響を及ぼすため、合理的な保守性を定めることが重要である。また、万一、再臨界が発生した場合の影響緩和策を検討するため、FP 生成量及び被ばく線量等を精度よく評価する必要がある。

臨界評価手法が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 臨界シナリオが適切な条件で評価されていること
- 合理的な保守性の検討に必要な情報が特定され、その入手計画が立案され、実行されていること
- 再臨界発生時の影響評価の精度が検証されていること

b. 臨界近接監視手法

取り出し作業が燃料デブリの臨界性（水位、量等）に影響を与えると中性子増倍率が変化するため、この変化を監視する必要がある。また、万一、異常を検知した場合には、直ちに作業中止又は中性子吸収材投入等の対策を実施することによって、未臨界状態を維持する必要がある。

臨界近接監視手法が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 広く分布している燃料デブリの部分的な実効増倍率の上昇を確実に検出できること

c. 再臨界検知技術

燃料デブリの分布が十分に把握できていない現状では、中性子増倍率の監視は容易でなく、現時点において研究開発の途上にある。一方、いったん臨界に達すると FP 生成量や中性子及びガンマ線量が増加するため検知が容易になる。ただし、この方法では、検知するまでの時間遅れが

存在し、検知後の対策にも時間を要する。そのため、適切な対策によって作業員や公衆の被ばくを十分に抑制する必要がある。

再臨界検知技術が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 再臨界検知、被ばく線量評価、影響緩和策の組合せで安全性を確保できること
- 中性子検出の場合、広く分布している燃料デブリの部分的な再臨界を確実に検出できること
- 水位上昇や燃料デブリ取り出し作業等を慎重に実施すること

d. 臨界防止技術

冷却材に中性子吸収材を溶解又は燃料デブリ表面に中性子吸収材を吸着させることによって、燃料デブリがいかなる状態になっても臨界にならないようにする。これを達成できれば、燃料デブリ取り出し工法に対する制約を軽減することができる。

臨界防止技術が成立するために満足すべき主な要求事項としては、下記が挙げられる。

- 想定される状態の未臨界を維持するために必要な反応度が特定され、それが担保されること
- 炉内材料腐食や冷却材循環系統への影響等、設備の健全性が維持されること

(3) 現状

臨界管理に係る手法や技術の開発は、2012 年度に開始され、現在も継続中である。これまでに得られた成果を下記に整理する⁶⁾。

a. 臨界評価手法

想定される燃料デブリ堆積位置ごとに、初期状態（燃料デブリ形状・組成、冷却状態）と燃料デブリ取り出しまでの各工程における誘因事象の組合せを想定し、臨界性のランク付けを行った。そのうち、厳しいケースについてパラメータを広範な範囲で設定し、臨界評価を行うことで、再臨界となる可能性がある条件範囲を抽出した。その結果、FP や制御棒を考慮しない場合には、再臨界となる条件範囲が見出されたが、燃料に含まれる Gd や構造材のステンレス鋼を現実的な範囲で考慮すれば、再臨界になる可能性は低いことが確認された。

また、再臨界後の中性子応答・FP 生成量を評価し被ばくの影響緩和策を立案するために、1 点炉動特性コードの熱水力モデルを改良するとともに、再臨界時の被ばく量やガンマ線による再臨界検知システムの開発に必要な FP 生成量評価モデルを開発した。さらに、切り株状燃料等の複雑な燃料デブリを取り扱うための開発項目と課題を抽出・整理した。2014 年度には 3 次元コードによる検証を実施した。

b. 臨界近接監視手法

臨界近接管理手法は、燃料デブリの流出・蓄積により臨界に至る可能性がある廃液処理設備や冷却設備を対象として開発され、2013 年度で開発を終了した。

⁶⁾ IRID 平成 26 年度 IRID シンポジウム「燃料デブリ取り出し準備等に係る研究開発」（2014 年 7 月 18 日）

IRID 平成 25 年度実績概要「燃料デブリの臨界管理技術の開発」（2014 年 7 月 31 日）

中性子検出器、ガンマ線スペクトル検出器、ガンマ線線量計を備えた逆増倍法に基づく未臨界監視システムの概念を策定し、機器設計と試作を行い、臨界実験装置において実現性を評価した。要素試験では、高ガンマ線バックグラウンド下における中性子検出器及びガンマ線検出器の検出特性に関する基礎データを取得した。システム試験では、検出器からの信号を処理して未臨界状態の変化を識別する性能を評価し、実効増倍率 0.5~0.7 程度の未臨界状態においても臨界近接を監視できることを確認した。さらに、上記と異なる監視方法として、中性子計数率データによる炉雑音法の適用性を検討し、適用できる見込みを得た。(図 4.3.3-2)

PCV/RPV 内への適用に向けた臨界近接管理手法の開発は 2014 年度に開始した。

c. 再臨界検知技術

再臨界検知技術としては、中性子を検出する方法と短寿命 FP からのガンマ線を測定する方法について検討が行われてきた。(図 4.3.3-2)

再臨界時の PCV 内外の中性子線量分布を解析評価し、PCV 内設置を想定した中性子検出システムの概念を策定し、機器設計と試作を行い、照射試験施設において実現性を評価した。その結果、高ガンマ線照射環境下でガンマ線と弁別された中性子信号の計数率感度データを取得した。中性子検出による方法は 2013 年度で開発を終了した。

ガス処理系への設置を想定したガンマ線検出システムについて、現行の PCV ガス管理システムよりも再臨界検知の応答速度を速める改良方式の候補案を検討し、自発核分裂と中性子核分裂の FP 収率の相違に着目して最適設計を行った。その結果、現行の Xe-135 に加えて Kr-87/88 を測定する同時計数法を選出し、原理検証のための要素試験を実施しシステムの実現性を確認した。条件によっては検出限界を 10%以上改善できる見通しを得た。(図 4.3.3-3)

ガンマ線検出による再臨界検知において、検出時間は、その遅れが事象進展の緩和・終息に大きな影響を及ぼすため、被ばく量評価及び影響緩和策の構築と同等に重要である。現在、検出時間を現行の 1/10 にするという目標を設定し、さらなる検討を進めている。

d. 臨界防止技術

溶解性中性子吸収材(ホウ酸、五ホウ酸ナトリウム等)について、炉内の材料健全性(耐食性)に及ぼす影響を検討し、課題整理及び検討計画立案を実施した。また、照射試験施設を用いてホウ素及び塩素存在時の試験を行った結果、水の放射線分解による水素発生量は増加するものの想定範囲内であることを確認した。また、核種除去装置の性能へ与える影響及び中性子吸収材の分離・回収方法について、課題整理及び検討計画立案を実施した。溶解性中性子吸収材の適用に当たっては、設備の合理化や材料健全性の観点から適切な濃度を設定する必要があるため、臨界シナリオ及び腐食による PCV 健全性への影響を慎重に検討している。

非溶解性中性子吸収材及びこれを燃料デブリに吸着させるバインダを検討し、有望な候補材について試作品を作成又は調達して、密度・熱伝導率等の物性値の測定とともに高温水中への溶出特性を評価し、燃料デブリ取り出し作業に適用する上での要求項目への適合性を評価し、候補材をスクリーニングした。試験の結果、 B_4C /金属焼結体、 B/Gd 入ガラス材、 Gd_2O_3 粒子、セメント/ Gd_2O_3 粒子、スラリー/ Gd_2O_3 粒子が候補として選定された。(図 4.3.3-4)

(4) 今後の対応

これまでに得られている成果や現在実施中の検討を要求事項と比較し、検討が更に必要と考えられる点を抽出し、今後対応すべきこととして整理する。

a. 臨界評価手法

- 各臨界管理手法を開発する上で必要な情報を適時に取得するために、入手すべき情報及び必要な時期を具体化して、確実に入手すること

b. 臨界近接監視手法

- 再臨界の可能性のある場所を特定し、その近傍に検出器を設置する必要があるが、燃料デブリの分布が不明かつ設置場所にも制約があることから、要求事項の達成可能性を十分に検討すること
- 達成の見通しが得られない場合には、開発方針の見直しを行うこと

c. 再臨界検知技術

- 実機適用性の判断は、現場関係者も含めて実施することが望ましいことから、2013 年度に開発を終了した中性子検出による再臨界検知技術について、現場での設置可能箇所を確認し、要求事項を達成できるかどうかを見極めること
- ガンマ線検出による再臨界検出の場合、検出時間を現行の 1/10 にするという目標設定を含め、安全性を確保できるための目標を再確認すること

d. 臨界防止技術

- 溶解性中性子吸収材の適用に当たって、腐食による PCV 健全性への影響の観点からホウ素濃度を検討しているが、燃料デブリの状態が不明なため、未臨界を維持するために過剰なホウ素濃度が必要となる可能性があることから、臨界シナリオ評価上の保守性を適正化するために有効な情報（切り株状燃料の有無等）を特定し、入手すること
- 他の臨界管理手法との組合せ等、ホウ素濃度を極力低減する臨界管理手法を検討すること
- 非溶解性中性子吸収材を実際に適用するため、バインダによる中性子吸収材の燃料デブリへの吸着量の確認方法及び反応度効果の定量化方法を検討すること

上記の対応は、燃料デブリ取り出しに向けてできるだけ早い時期に実施しておく必要がある。ただし、燃料デブリ取り出し以前でも水位や燃料デブリ形状に変化をもたらす可能性がある工程には臨界管理が必要であり、PCV 止水後の水位上昇に向けて適用検討が必要である。この場合に適用できる技術として、溶解性中性子吸収材、ガンマ線検出による再臨界検知またはこれらの組合せが候補であり、これらについては早期の完成が必要となる。

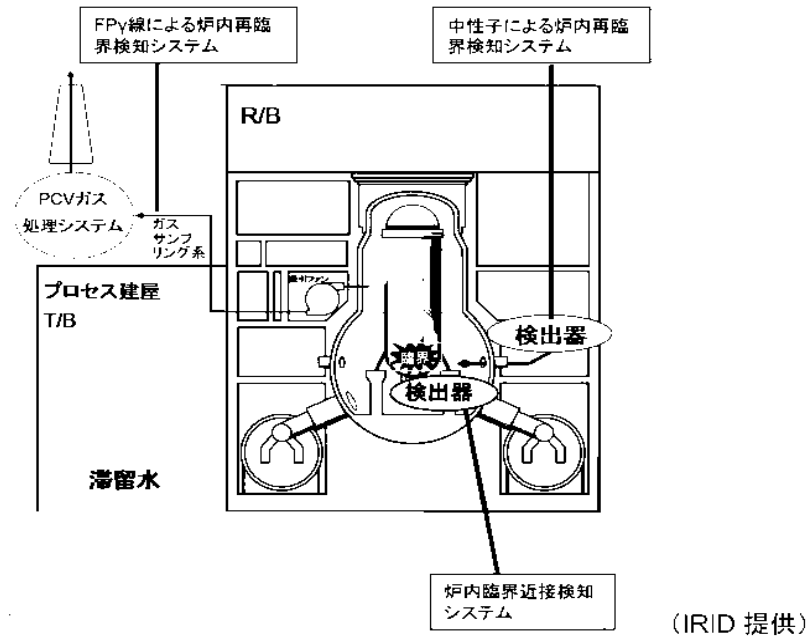


図 4.3.3-2 臨界近接監視及び再臨界検知システム

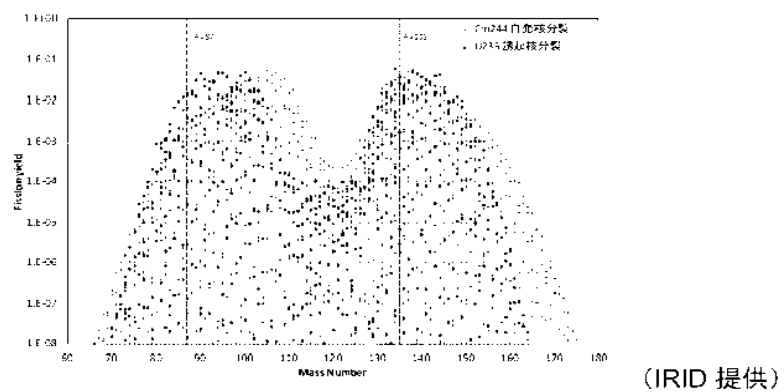


図 4.3.3-3 自発核分裂と中性子核分裂の収率の相違

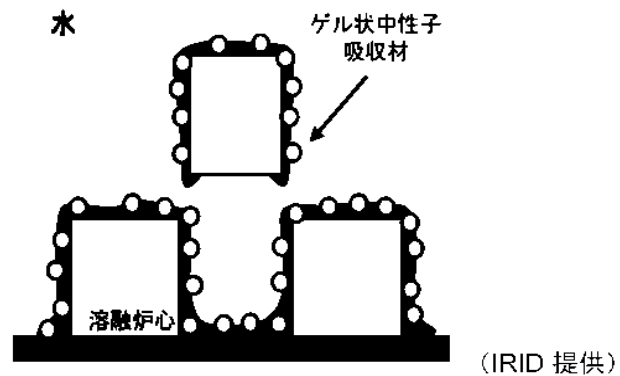


図 4.3.3-4 非溶解性中性子吸収材のイメージ

4.3.3.2.3 冷却機能の維持

(1) 目的

燃料デブリは、崩壊熱を発生するため、常に冷却機能を維持することが求められている。現在の循環冷却ループで RPV 底部温度、PCV 気相部温度は、約 10℃～約 35℃で安定に維持されており、冷却機能は確認されているが、今後、燃料デブリ取り出し及び建屋内の滞留水処理の完了を見据え、建屋外での汚染水の漏えいリスクを低減するために建屋内循環の達成、その後、PCV を補修するまでに PCV 循環冷却へと順次、小循環ループの実現を図る計画となっており、各段階で冷却機能を確認する必要がある。

(2) 主な要求事項

燃料デブリ取り出しに向け取組を行う期間（フェーズ）により要求事項が異なる。下記に 3 フェーズでの主な要求事項を述べる。

a. フェーズ 1：滞留水処理対策期間中の循環ループ

- 炉内を冷却し、汚染水の Cs 及び塩分等の除去が可能なこと。（図 4.3.3-5）
- 床面高さや水位が異なる各建屋の滞留水を順次処理することを可能とし、処理が完了していない建屋では、常に地下水水位＞建屋内滞留水水位の関係を維持できる運転管理（各水位の監視と水位制御）が可能なこと。
- 非常時（冷却系停止等）の冷却対応が検討されていること。

b. フェーズ 2：PCV 補修工事期間中の循環ループ

- PCV 補修工事開始前に必要な冷却流量の循環・回収、排水が可能なこと。
- 非常時（冷却系停止等）の冷却対応が検討されていること。

c. フェーズ 3：燃料デブリ取り出し期間中の循環ループ

- 燃料デブリを取り出す際の長期運転に必要な機能を具備していること。
- 循環ループに流入する燃料デブリの切片処理について検討されていること。
- 非常時（冷却系停止、大量排水事象等）の冷却対応が検討されていること。

(3) 現状

循環注水冷却を継続することにより、1～3 号機の RPV 底部温度、PCV 気相部温度は、号機や温度計の位置の違いにより異なるものの至近 1 か月において、約 10℃～約 35℃で推移している。PCV 内圧力や PCV からの放射性物質の放出量等のパラメータについて有意な変動はなく、冷却状態の異常や臨界等の兆候は確認されていない。上記より、総合的に冷温停止状態を維持しており、原子炉が安定状態にあることを確認している。（廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議（第 15 回）（2015 年 2 月 26 日分）配布資料より引用）また、原子炉への注水はバックアップとして複数系統保持することで、冷却の信頼性を向上させている。（図 4.2-6 1 号機の例）

(4) 今後の対応

a. フェーズ 1：滞留水処理対策期間中の循環ループ

図 4.3.3-5 に示すように燃料デブリの冷却、滞留水中の Cs 及び塩分等の除去を可能にするとともに、建屋内滞留水水位、地下水水位、陸側遮水壁運用時期、サブドレンでの地下水の汲み上げ状況を考慮し、常に地下水水位 > 建屋内滞留水水位の関係を維持することで屋外への汚染水の漏えいを防止する。そのためにはきめ細かい運転管理（各水位の監視と水位制御）の検討を建屋内循環ループの構築に向け進めていく。

b. フェーズ 2：PCV 補修工事期間中の循環ループ

PCV 補修後の漏えい量、漏えい箇所の想定によりトラス室等からの回収流量、循環流量、排水流量等の検討を行い、循環ループの設計を進める必要がある。そのためには PCV 補修プロジェクトより止水の実力値（許容漏えい量）を把握するとともに循環のための取水箇所、取水ラインの構築方法等を含め検討し、PCV 補修工事開始前に補修箇所の前段で回収、排水、循環冷却可能なシステムの構築に向け進めていく。

c. フェーズ 3：燃料デブリ取り出し期間中の循環ループ

燃料デブリを冠水状態で取り出すのに必要な機能を持たせた循環ループを構築する必要がある。PCV 補修後の漏えい量、漏えい箇所の想定をした漏えい水回収システムの検討とともに冷却、臨界防止、放射能除去、にごり抑制、水質管理、水位制御、大量排水、監視、インターロック等のエンジニアリング、研究開発、規制対応等を燃料デブリ取り出しに向け進めていく。

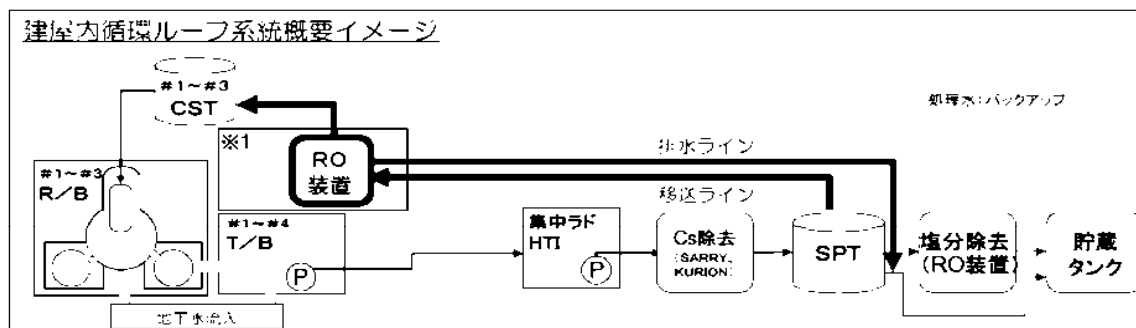


図 4.3.3-5 フェーズ 1：滞留水処理期間中の循環ループ (東京電力提供)

4.3.3.2.4 閉じ込め機能の構築

(1) 目的

放射線の遮へい効果、ダストの飛散防止効果に鑑みると、作業員や周辺環境への影響低減のためにも、PCV を可能な限り止水し、水位を上昇させることが期待される。これに向け、汚染水の漏えい箇所の調査技術及び補修技術の開発を進め、PCV 止水の実現を図る。

(2) 主な要求事項

PCV 冠水時に満足すべき主な要求事項として、下記が挙げられる。

- 燃料デブリ取り出しに係る工事期間を含め、工事の安全性確保や規制対応の観点から、余裕度を持って長期に安定した止水性能を確保すること
- PCV を冠水させた場合の水圧に十分耐えたとともに、地震時においても PCV 支持構造物も含め PCV の健全性を確保すること
- PCV の補修工事後の検査方法、漏えいが生じた場合の補修方法及び汚染拡大防止等のリスク対策を確立しておくこと

(3) 現状

上記の要求事項は現在及び今後の開発技術で PCV 上部まで冠水が可能と確認される場合（図 4.3.3-6）の条件であるが、これまでの調査から PCV 破損の可能性（1 号機）や PCV に接続している配管の接合部等での損傷の可能性が考えられる。また、極めて高線量な箇所へのアクセス性から、全ての漏えい箇所の特定や漏えい箇所を全て溶接等により本格的に補修することは難しいと現状判断されるが、線量低減や干渉物撤去により作業員が接近できる箇所は溶接等のより確実な補修方法で、そうでない箇所は遠隔での工法検討を進め、小循環ループによる循環冷却が安定的に可能となるような止水の実現可能性を検討している所である。（図 4.3.3-7 に止水を含む補修対象の概要を示す。）

a. PCV の損傷箇所の調査

- i) PCV の漏えい箇所の特定のため、PCV 下部（トーラス室）の調査は、開発技術である調査ロボットにより調査を実施中であり、これまでの主な調査結果を下記に示す。

- 1 号機

D/W 水位が底面から約 3.0m と推定されており、サンドクッションドレン管及び真空破壊ライン伸縮継手カバーからの漏えいが確認されている。シェルアタックによる PCV 破損の可能性はある（水頭圧から損傷による開口面積はそれ程大きくないと推定）。（図 4.3.3-8）シェルアタックが生じている場合は補修が困難となる可能性がある。

- 2 号機

D/W 水位が底面から約 0.3m と低く比較的流路抵抗の小さい漏えい箇所が存在すると考えられるが、現状は未発見。（図 4.3.3-9）

- 3 号機

D/W 水位が底面から約 6.5m と推定されており、PCV 下部に損傷箇所があるとしても水頭圧から推定する損傷による開口面積はそれ程大きくないと評価される。主蒸気配管の伸縮継手部からの漏えいを確認。(図 4.3.3-10)

PCV 上部の損傷箇所の調査は、これまでの所限られており、現在、調査技術を開発中であるが、原子炉ウェル満水のためには原子炉ウェル周り（バルクヘッド）や機器貯蔵プールなどの調査等が必要である。

b. PCV 下部の補修技術開発

PCV 下部の補修を、下記の 2 段階で実現できる研究開発を実施中である。

- ベント管中に閉止補助剤（エアバック状のインフレイタブルシール）で仮補修した後グラウト材の充填により補修を行う
- S/C をダウンカマー吹き出し口上部までグラウト材で充填する

また、1 号機の固有設備である真空破壊ラインの漏えい箇所についてもパッカーを挿入し仮補修した後グラウト材注入により補修する方法と、一対のバルーンの間にシリコン系材を充てんして補修する方法について検討を進める計画である。

これまでのベント管補修縮小試験では、閉止補助剤（インフレイタブルシール）が管内で十分展開できず隙間が生じるケースや水圧が大きくなるとベント管の膨張によりグラウト材の付着が切れて水みちが形成されることもあった。したがって、今後の計画では、冷却水の流水条件を緩和できる技術を導入しダウンカマー止水を先行する等により止水性能の向上を図る検討を進め、補修対象（ダウンカマー部など）の近傍のみをモデル化した 1/2 スケール要素試験や 1/1 スケール要素試験で技術的な適用性を確認し、さらに、建屋 1 階床や地下外壁などの境界部分も含めた S/C（ベント管及びダウンカマー部等を含む）及び S/C 脚部をおおむね忠実にモデル化（S/C 全体の 1/8 をモデル化）した実規模試験で遠隔装置を用いた補修施工性も含めた開発技術の検証を行う計画である。

c. PCV 上部の補修技術開発

PCV 上部の補修技術として、下記の技術開発が進められている。

i) PCV 上部貫通部（解放部配管ベローズ部）の補修

遠隔作業により非セメント系材料（発泡ウレタン）で仮補修し、その後、セメント系材料で補修する。グリースや錆等がある場合は、発泡ウレタンの付着が弱くなり水圧に耐えられなくなることが課題。線量低減や干渉物撤去により、作業員が接近できる箇所は溶接等のより確実な補修方法で、そうでない箇所は遠隔での工法検討を進める計画である。

ii) 機器ハッチの補修

これまで、想定されるガasket部からの漏えいを防止する工法として、コンクリート遮へい体に穴あけを実施し、そこから補修材（セメント系材料）を注入・充填して補修し発泡ウレタンで目止めを実施する計画で進められてきたが、より確実な補修方法として、機器ハッチのシール部を遮へい体に開けた孔から遠隔で溶接する工法の検討を進める計画である。

iii) 小部屋内ベローズ及び電気ペネ等の補修

小部屋に吹き付けモルタルで堰を構築した後、流動性の高いセメント系材料でベローズや電気ペネを補修する計画である。補修材の耐圧試験では水圧による破壊や目視可能な漏えいは無かったものの、漏えい箇所付近にひび割れが発生し、ひび割れを通じて補修材内部への水

の浸透が確認されている。これらの課題解決をはかりながら、小部屋内に進入可能で作業員が接近できる箇所は溶接等のより確実な補修方法で、そうでない場合は遠隔での工法検討を進める計画である。

以上のように、PCV 上部の補修技術の開発は、これまでの成果を踏まえた上で、溶接等のより確実な補修方法の適用拡大等の止水性能改善の検討を行い、技術開発を継続する計画である。

d. S/C 支持構造物の補強

これまでの PCV 健全性評価における耐震性評価結果から、S/C 支持構造物であるコラムサポート及び耐震サポートの補強が必要と評価されており、S/C 支持構造物全体を補強するためトール室にモルタル充填をする計画となっている。

これまでの実験結果によれば S/C 支持構造物全体へのモルタル充填性のある程度の見通しが得られており、今後、より詳細な検討を実施した上で実規模試験により検証を行う計画である。

(4) 今後の対応

PCV の調査及び補修に関するこれまでの取組から課題と考えられる項目を抽出し、できる限り早期にその見通しを得る上で、対応を強化していくべき点について下記に示す。

a. PCV の損傷箇所の想定の妥当性の確認

PCV の損傷箇所の想定において、PCV 上部では多数の貫通配管があるが高線量下でのアクセス性から調査が難しく、現在の研究では、地震及び事故時の応力・温度・圧力状態等から漏えいリスクの高い箇所を想定し、その箇所の補修技術の開発が進められている。今後の検討では、漏えい箇所の想定の妥当性を再検討するとともに、必要に応じ、調査も含めた漏えい箇所の確認に関わる検討を実施し、補修の見通しを得る必要がある。

b. PCV 補修の実力の見極め（水位レベル及び漏えい管理の方法の検討）

PCV 補修技術においてはできる限り溶接等の確実な補修の適用を拡大するなど止水性能の確保を目指しているが、高線量の箇所へのアクセス性の難しさから遠隔装置でのグラウト材注入で補修する箇所も想定され、その際は漏えいが生じる可能性がある。今後の実験や現場の状況を反映し、冠水時の PCV の通常時及び地震時の健全性の確認はもとより、補修部の止水性能の実力を見極め PCV 内でどこまで水位レベルを上げられるのかを検討するとともに、その際の漏えい管理の方法も合わせて検討する必要がある。

さらに、現場施工における補修性能の再現性や長期健全性を含め PCV 補修の実力の見通しを得る必要がある。

c. PCV 補修部の性能を確認する試験方法や漏えい等の監視方法及び漏えいに対するリスク対策（汚染拡大防止及び汚染水回収システム）の策定

PCV 補修部の性能を確認する試験方法、漏えい等の監視方法についても検討を加速する必要がある。また、冠水した水の汚染状況の調査と浄化の必要性の検討も実施する必要がある。更に、冠水時に、上部からの漏えいがあった場合、配管を通じた汚染拡大のリスクや地震時に漏えいのリスクがあり、そのリスク対策（汚染拡大防止及び汚染水回収システム等）を検討し見通しを得る必要がある。また、リスク対応も含め漏えい量にマージンを考慮する等回収システムに対する要求事項を明確化する必要がある。

d. 建屋外への汚染水漏えいリスクの抑制対策

汚染水が PCV 下部から漏えいするリスクを想定した場合にはトーラス室をバッファに使用する案も検討されている。その場合、原子炉建屋外に汚染水が漏えいすることによるリスクを抑制するため、地下水位とトーラス室水位の水位差の制御（地下水位＞建屋水位）により汚染水の流出を防止する対策とともに、滞留汚染水を可能な限り浄化することや建屋内の滞留汚染水の除去、原子炉建屋地下外壁の貫通孔周りをできる限り止水する等のリスク抑制対策の具体化を順次進めていく必要がある。建屋間の貫通孔の止水要素技術の開発が、現在、進められているが、新たな効果的な止水技術の可能性や開発の必要性についても検討を行う必要がある。

e. 補修材等の放射線劣化及び崩壊熱の影響の評価

S/C 等における放射性物質の堆積状況の調査を行い、補修材等の放射線劣化及び崩壊熱の影響について見通しを得る必要がある。

PCV冠水工法概要図

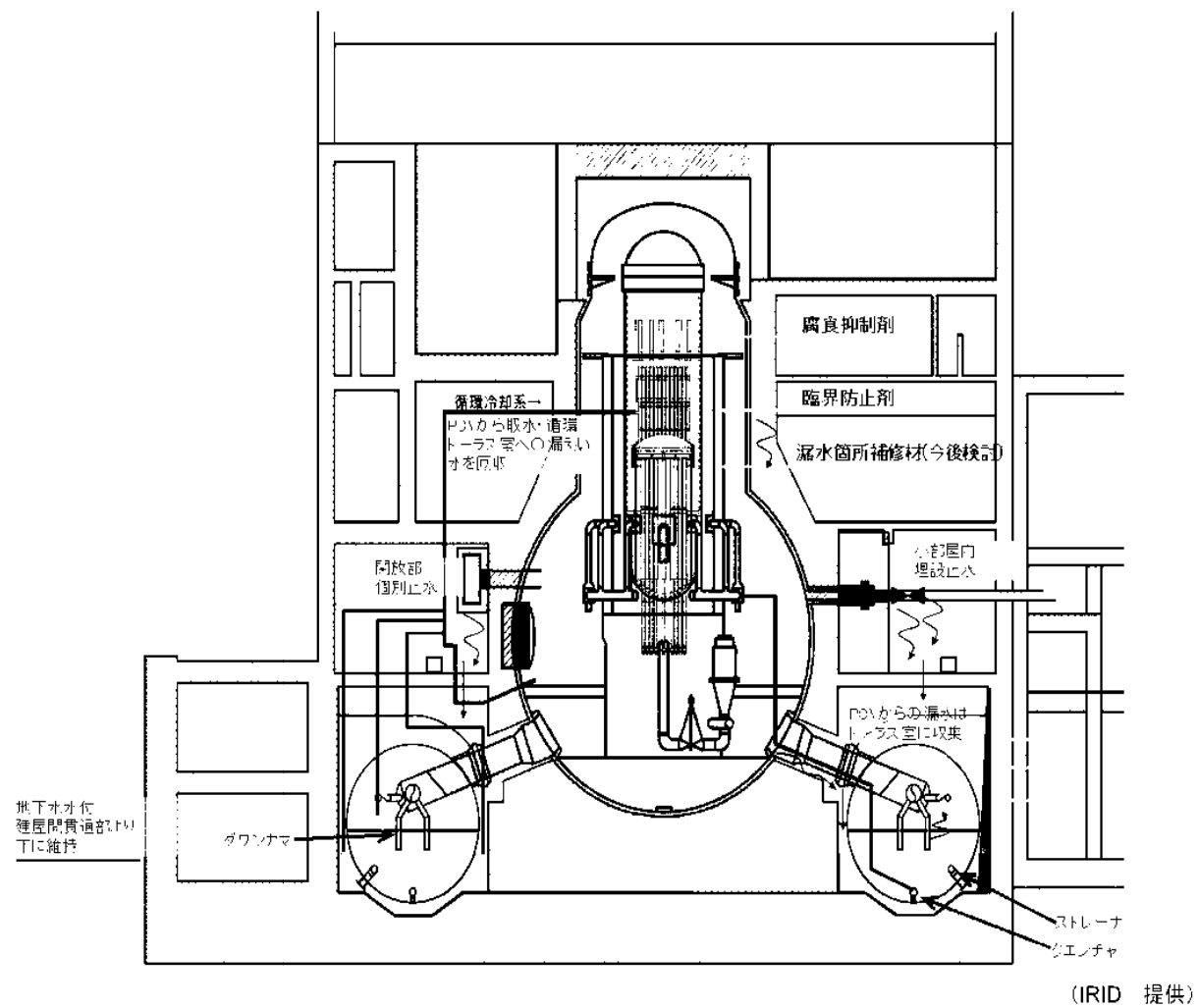
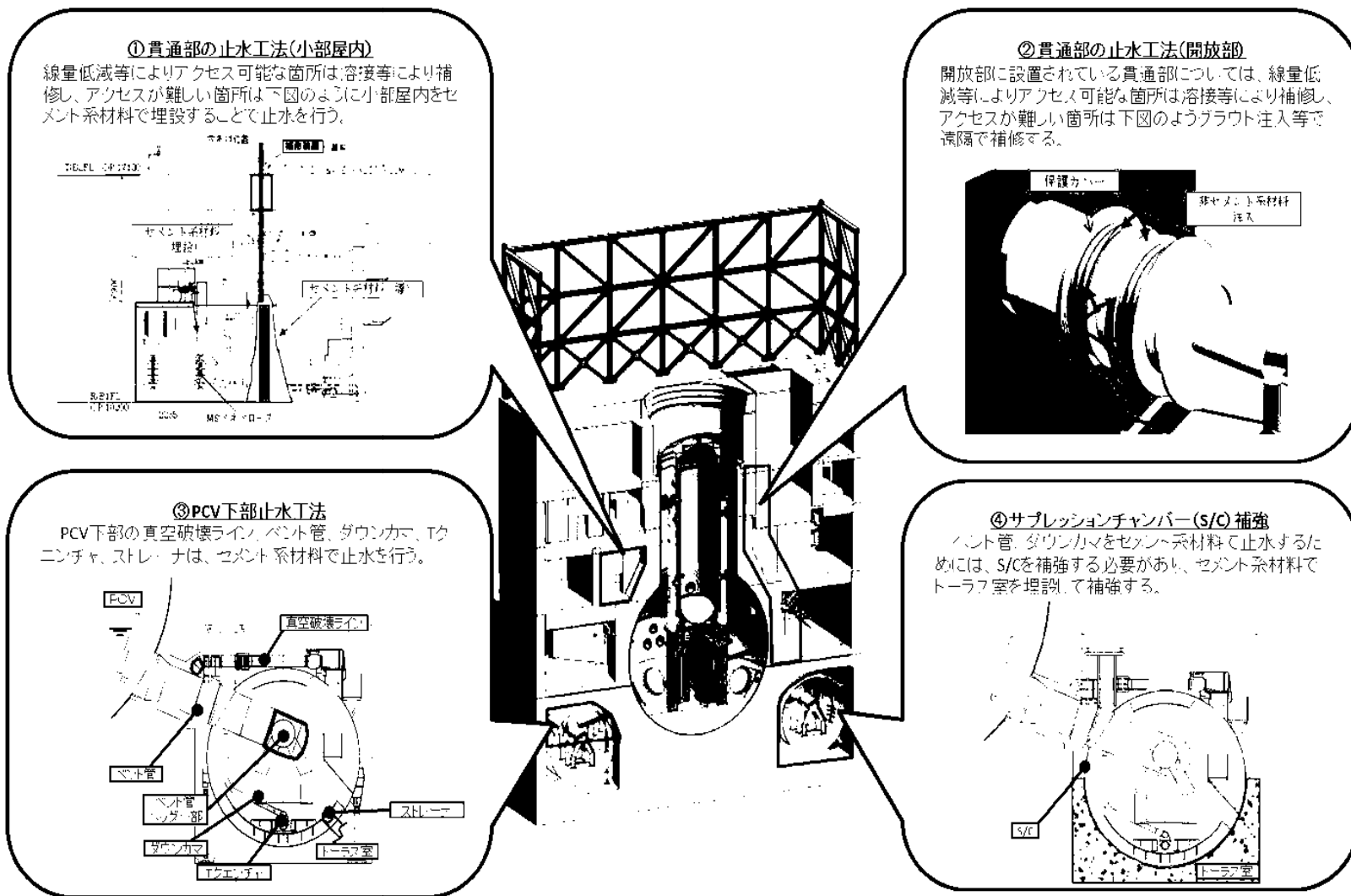
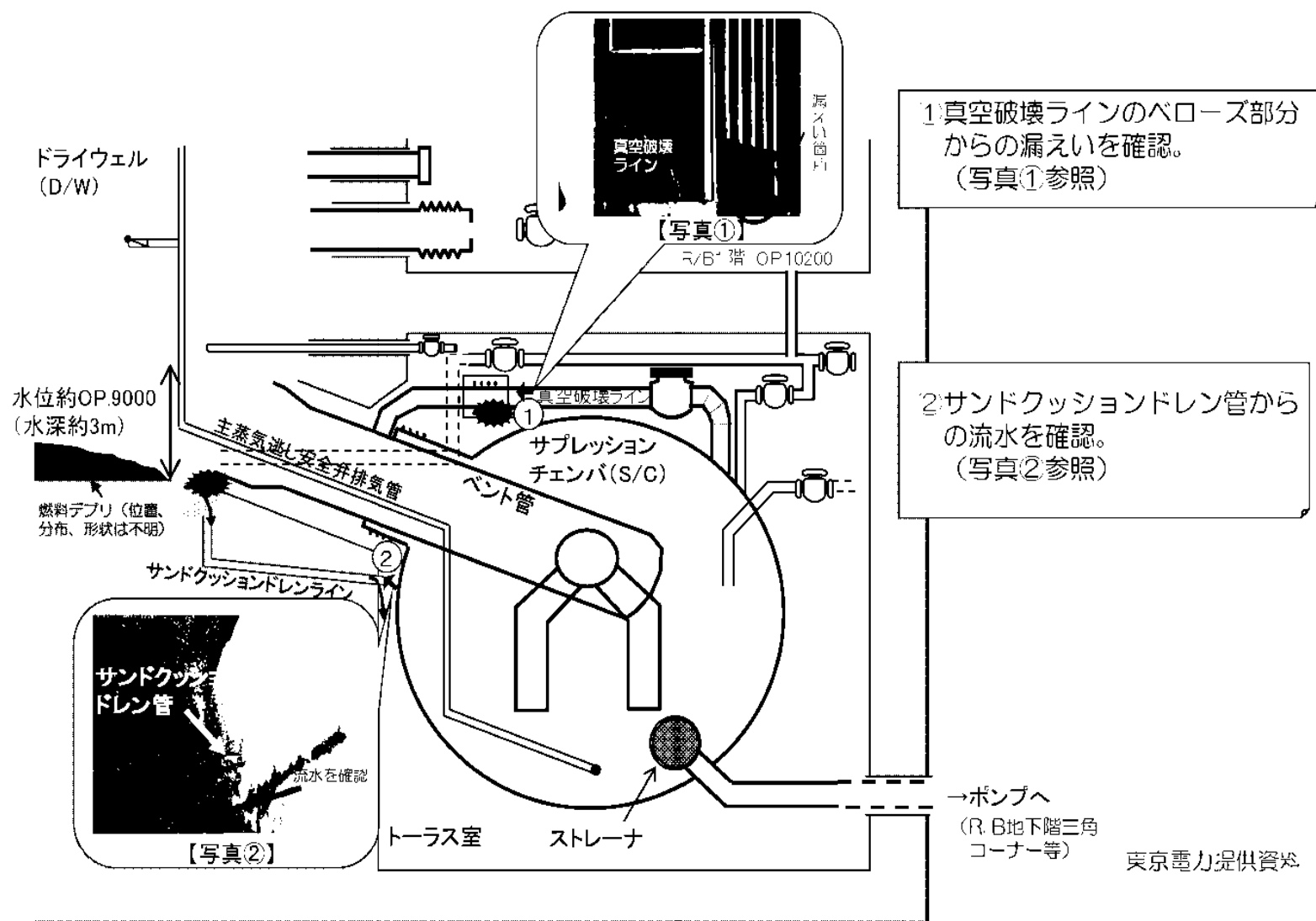


図 4.3.3-6 PCV 冠水工法概念図



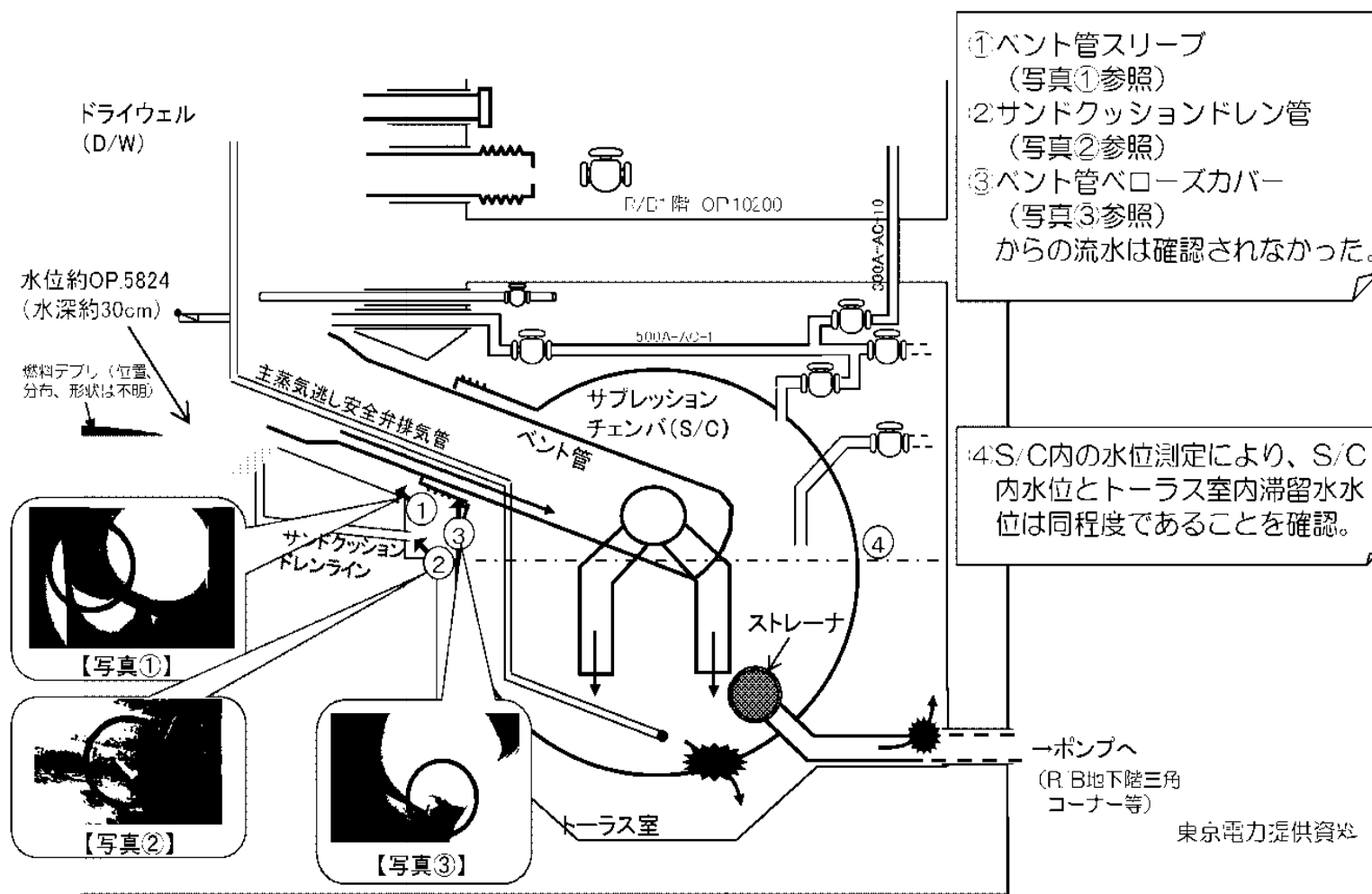
(IRID 提供資料に加筆・修正)

図 4.3.3-7 PCV 止水・補強対象の概要



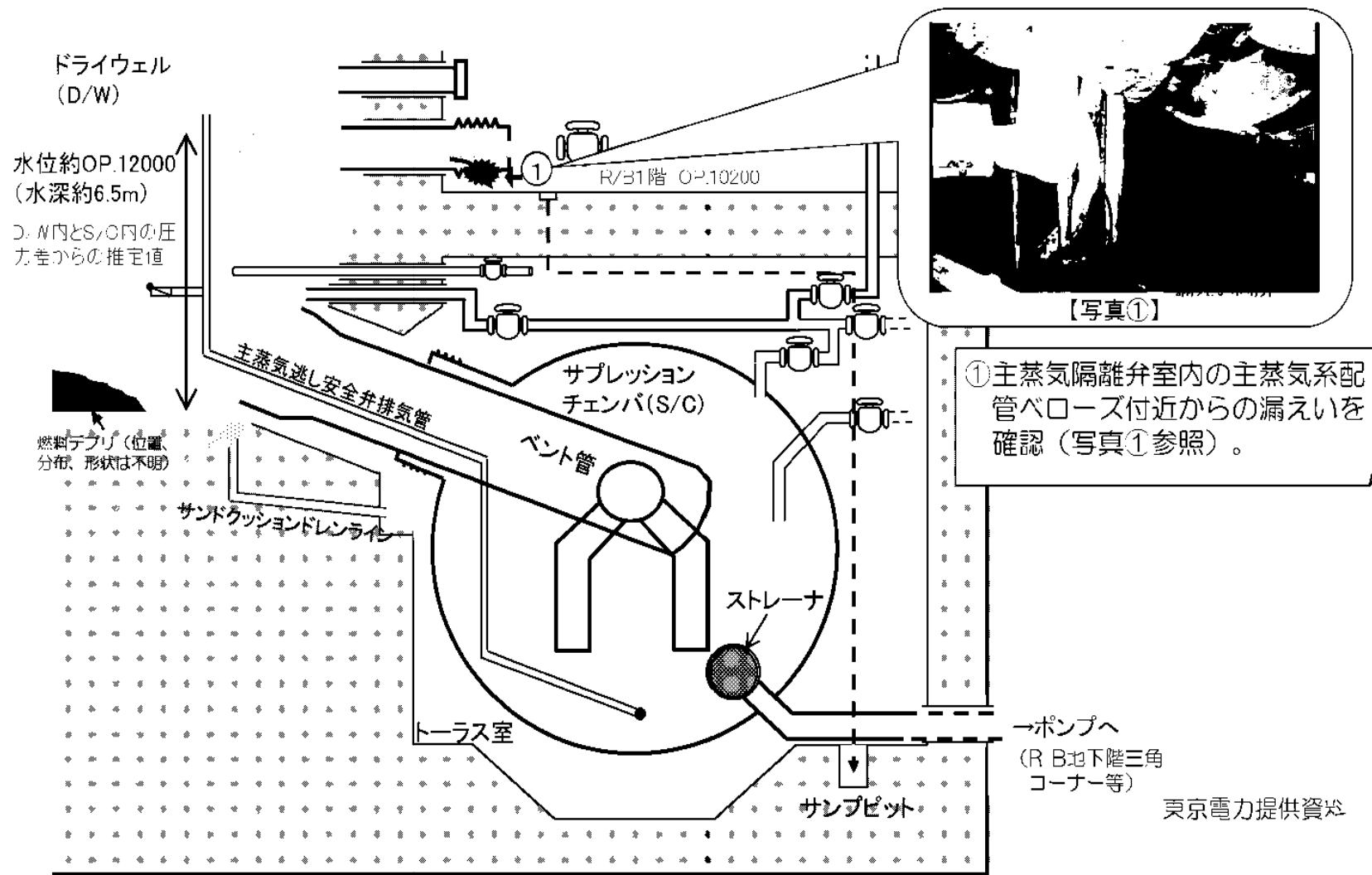
(出典：IRID 平成26年度シンポジウム資料、H26年7月18日)

図 4.3.3-8 1号機現状のイメージ



(出典：IRID 平成26年度シンポジウム資料、H26年7月18日)

図4.3.3-9 2号機現状のイメージ



(出典：IRID 平成 26 年度シンポジウム資料、H26 年 7 月 18 日)

図 4.3.3-10 3号機現状のイメージ

4.3.3.2.5 作業時の被ばく低減

(1) 目的

作業時の被ばく低減としては、下記の2つがある。

- a. 作業エリア・アクセス経路の除染及び線源の遮へい・撤去等を考慮した遠隔技術を開発しPCV調査・補修、燃料デブリ取り出し準備作業時の作業員の被ばくを低減すること。
- b. PCV内部の水張りによる水遮へい、ダスト発生量等を評価し、燃料デブリ取り出し作業時の炉内構造物や燃料デブリ等に起因する作業員の被ばく、及び敷地境界の放射線量を低減すること。

(2) 主な要求事項

作業時の被ばく低減に関する主な要求事項は下記のとおりである。

- a. RPV/PCV内部を調査し、燃料デブリ取り出しに向けた必要情報を収集する。
- b. 現場状況を調査し、1,2,3号機の汚染状況や瓦礫散乱状況を把握する。
- c. 状況を把握した上で、総合的線量低減計画を立てる。その一部として作業エリアの目標線量率を設定する。目標線量率は、作業を行う場所の線量率低減対策前の線量率、作業員の一日当たりの被ばく線量上限値、及び50mSv/年(100mSv/5年)を踏まえ、作業工法、作業日数、作業時間、作業員の人数を基に検討し決定する。
- d. 敷地境界における線量限度を超えないこと。
- e. 遠隔除染技術を開発し、安全確保につとめる。

(3) 現状

- a. PCV内部について
 - 燃料デブリ取り出し時に、炉内構造物や燃料デブリから起因する線量について、オペフロ上での水遮へいの効果やセルの必要な遮へい厚さ等について簡易的な評価を行っている（図4.3.3-14）
- b. 現場状況について
 - ・ 汚染状況調査については1、2号機の1～3階及び3号機の1階は完了している。ただし、調査装置アクセス不能等による未調査部は残っている。3号機の2、3階はガレキ散乱のため未実施である
 - ・ 除染作業については各号機共1階床面近傍の線量低減作業（除染等）を実施中、高所は未実施である。2、3階はPCV調査・補修箇所の検討に併せて線量低減作業実施エリアを選定中である
 - ・ オペフロの除染については、3号機において2013年10月より着手したが、十分な効果が得られず2014年11月に追加除染・遮へい策を策定した。これにより有人作業が可能な空間線量率達成の見込みである
- c. 総合的線量低減計画について
 - ・ 汚染状況調査結果を基に線源寄与の推定、除染、遮へい、撤去によるそれぞれの線量低減効果の評価及び低減対策の検討を行い、2014年末に完了済である

ただし、この検討を通じて天井近傍に設置されたダクトや配管等の構造物からの線源寄与の割合が大きいと推測されたが、これらの構造物の汚染が内部にあるのかどうか、あるいは内部に存在する可能性がある気体や液体の種類等に関する情報が不足している。

d. 遠隔除染技術の開発について

- 地下階（汚染水滞留部）：除染シナリオ及び除染装置開発の必要性を検討中である
- 建屋 1 階低所（2m 以下）：2013 年度に実証試験完了済であるが効果は限定的（図 4.3.3-11）
- 建屋 1 階高所（2m 以上）：2014 年度に実証試験完了予定である（図 4.3.3-12）
- 建屋上部階 2、3 階低所：2015 年度に実証試験完了予定である（図 4.3.3-13）
- 遠隔遮へい体設置：実証試験完了し、実用化の見通しを得ている

(4) 今後の対応

a. PCV 内部について

- 炉内構造物や燃料デブリから起因する線量の評価については、今後の RPV/PCV 内部調査の結果等により更に精度を上げ、作業員被ばく、敷地境界の放射線量の低減のため、水の遮へい効果を考慮したセルの必要な遮へい厚さ等を特定していく必要がある。
- ダストにおいては Cs 吸着メカニズムや内部調査による Cs 付着量の把握。また、デブリ切断時におけるダスト発生量を把握し、建屋の負圧管理や空調フィルタ設計等へ反映していく必要がある。

b. 現場状況について

- 線量低減を進めていく上で、作業場所の状況や作業内容に応じて遠隔操作とするのか、又は作業員が直接作業を行うのかについて合理的な判断を行う。一方、採用される燃料デブリ取り出し工法によっては除染対象範囲が変わることも考慮する必要があり、現状の不確実な炉内状況と今後のデブリ取り出し工法検討の進捗を踏まえ、優先すべき線量低減範囲を見定めながら線量低減作業を進めていく必要がある。
- 複数年に対する被ばく線量限度を超えず、持続可能な放射線環境整備の為には、法令で定められた被ばく線量限度より低く設定した目標線量（線量拘束値）に基づき、作業時間、作業日数等を勘案した作業エリアの目標線量率を設定し、除染や遮へい等を行うことにより目標線量率を達成する必要がある。
- 既存の除染技術や遮へい技術の情報は適宜更新しデータベース化する必要がある。

c. 総合的線量低減計画について

- 小部屋等、調査装置が寄り付けず、十分な調査が行われていない箇所については、アクセス方法、装置改良等を検討し汚染状況データを取得する必要がある。
- 除染計画を効果的に行う為には、線源寄与の割合が大きい天井近傍に設置されているケーブルトレイ・配管・ダクト等の構造物からの線量率やダクト等の内部の汚染状況を明確にする必要がある。
- オペフロの除染については、先行している 3 号機において、床面から寄与している線量の低減の見通しと実際の除染効果のデータを評価し、他号機の除染計画へ反映する必要がある。

d. 遠隔除染技術について

- (3)現状で挙げた d.遠隔除染技術の開発のうち、上部階除染装置開発については現行の開発計画を継続して進めていく。



図 4.3.3-11 低所用除染装置 (IRID 提供)

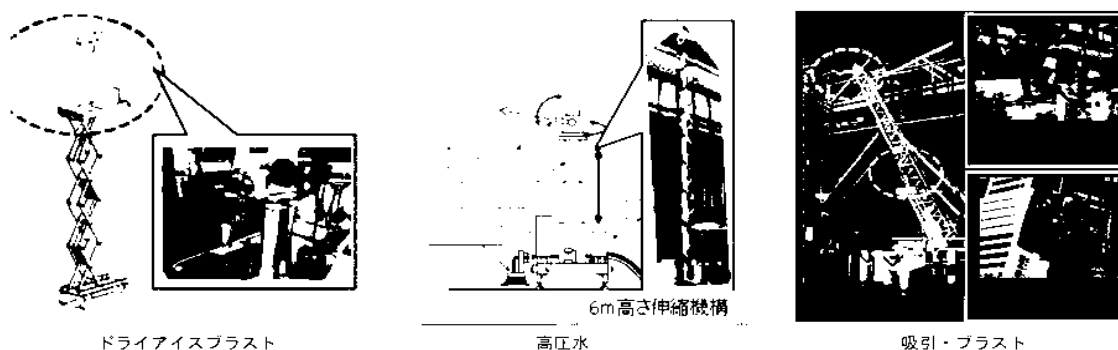


図 4.3.3-12 高所用除染装置 (IRID 提供)

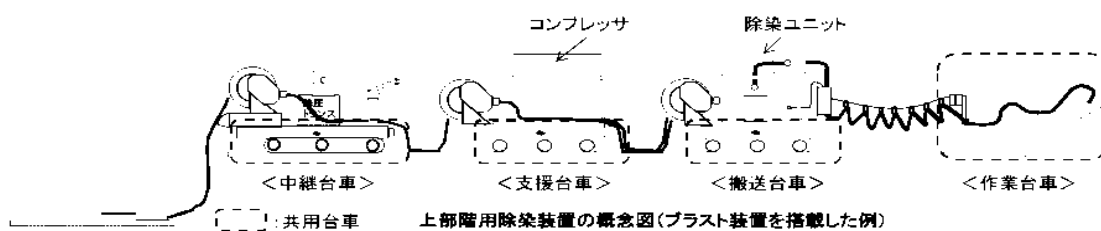
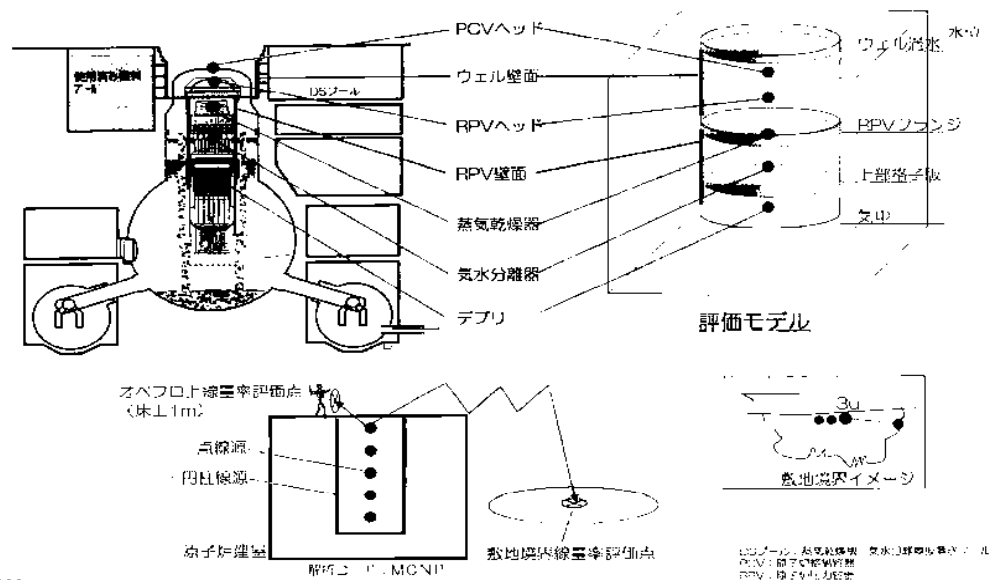


図 4.3.3-13 上部階用除染装置 (IRID 提供)



[線量評価モデル]

○機器取り出し時の最大線量

オベフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9
	Cs線源	6.6
	Co線源	14.3
	計	21.9※2

約30cmの鉄遮蔽で
1mSv/h以下に低減可能

※1: デブリ線源は自己遮蔽を考慮し、1～3
号機の炉心平均燃焼度にて算出。
※2: 小数点第二位を四捨五入
※3: Co線源を加えた場合

○機器取り出し時の作業ステップを考慮した場合
(デブリ線源※1、Cs線源を考慮)

	水位	最大線量
オベフロ 線量率 (Sv/h)	ウェル満水	0.28
	部分冠水	6.6
	気中	7.6 (21.9)※3
敷地境界 線量率 (mSv/y)	ウェル満水	0.2
	部分冠水	3.3
	気中	3.6 (9.9)※3

ウェル壁面に付着
したCsの影響 ※1 ※2

デブリ冠水

デブリ露出

約25cmの鉄遮蔽で
1mSv/h以下に低減可能

約8cmの鉄遮蔽で
1mSv/年以下に低減可能

○線源の減衰を考慮した場合

		10年後	20年後	30年後
オベフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9	0.5	0.3
	Cs線源	6.6	5.3	4.2
	Co線源	14.3	3.8	1.0
	計 (1mSv/hに低減可能 な鉄遮蔽厚さ)	21.9※2 (約30cm)	9.6 (約27cm)	5.5 (約24cm)

■ 本評価の結果については、以下のとおり保守性を含んでいる。

- デブリ線源強度は、Cs・希ガスを除いた核種すべてが残存している仮定で算出している。中間揮発性核種の溶出等を考慮するとデブリの線源強度は6割程度となる。また、デブリ自体がベDESTAL外へ流出している場合の遮へい効果増加は考慮していない。
- 線源は点線源を模擬しており、線源となるPCV内構造物自体の自己遮蔽効果は考慮していない。デブリ形状は不明であるが、円柱状と仮定し、自己遮蔽を考慮してデブリの線源強度を0.055倍とした。

[線量評価結果]

図 4.3.3-14 燃料デブリ取り出し時の線量評価例 (参考) (東京電力提供)

4.3.3.2.6 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発

(1) 目的

燃料デブリや燃料デブリが付着した炉内構造物に直接アクセスして取り出すための機器・装置に関し、開発設計を完了し、取り出し作業を効率的に行うための要求仕様を満足するように整備すること、及び機器・装置の設置場所を確保し、部品の交換、点検等の保守管理、トラブル発生時の対応を効率的に行うためのエリアを、適切な条件で整備することを目的とする。

(2) 主な要求事項

取り出し機器・装置の設置、運用に先立ち、下記が必要である。

a. 機器・装置の開発設計への要求事項

- 燃料デブリ取り出し機器・装置の耐放射線性があらかじめ定めた性能を確保しており、適用場所の線量を考慮して実用的に十分に許容できる寿命をもっていること。また、使用環境で想定される、ダスト環境下での使用に支障がないこと
 - 燃料デブリ取り出し機器・装置に視覚・計測装置が付随して、不自由なく確認できること
 - 燃料デブリ取り出し機器・装置が、全体として、プラントに分布している燃料デブリの全ての位置に対して取り出し可能であること。必要に応じ複数の機器・装置が準備又は計画されており、取り出しが可能であること。遠隔で行う作業補助や、機器・装置・取り出し対象物をハンドリングするマニピュレータの準備ができていないこと
 - 燃料デブリ取り出し（切削・集塵）の機器・装置が、燃料デブリに想定される硬度に対応して切出す能力を有していること。また、燃料デブリ取り出しの切出し速度が模擬デブリ等を対象に、事前に確認されていること
 - 機器装置の交換頻度が高い消耗品の交換が、遠隔で可能であること
 - 収納缶の計画内容と整合する様に、機器・装置の開発を行うこと
 - 燃料デブリ取り出し作業の途中で機器・装置にトラブルが生じた際に、以降の作業の妨げとならないような復旧策が考慮されていること
 - 機器・装置の設計は可能な限りフェールセーフの考え方を取り入れること
- 上記要求事項で満足できないものがある場合、それに代わる方針を明確にすること。

b. 機器・装置を設置する現場エリアに対する要求事項

- 取り出し機器・装置を設置する適切な場所が確保され、取り出し対象箇所へのアクセスが可能であること
- 点検や部品交換等の通常の保守管理のためのエリアが整備されていること
- トラブル時等のメンテナンスエリアとして、人がアクセスして対応できる環境が整備されていること

(3) 現状

研究開発プロジェクト「燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発」が 2014 年度より進められており、現状のプラント情報に基づいて、燃料デブリ取り出し工法を決定するための条件設定を行うとともに、優先すべき取り出し工法の検討や、開発すべき技術の要素試験を開始した。

(4) 今後の対応

燃料デブリ取り出し機器・装置の開発として、下記を実施すべきである。

燃料デブリ取り出し工法の方針決定のために、他の開発プロジェクトや現場作業による情報を把握し、判断根拠とすることが必要である。PCV 補修の見通しや、PCV 内調査による燃料デブリ分布状況、工法に応じた荷重、水位を踏まえた PCV・建屋健全性評価結果等の判断のために必要な情報を勘案して、方針を決めていくこととなる。それぞれの情報を適切な時期に確認できるよう、各開発、調査との調整をはかり、進めることが必要である。

燃料デブリ取り出しシナリオの実現性を判断するために、主要なものとして下記が必要である。

- 機器・装置に対する要求仕様が満足できる見通しを確認する。また、必要な項目については要素試験による見通しを確認する
- 燃料デブリ取り出しを行う時期までに現場条件への要求仕様が満足できる見通しであることを確認する
- PCV 水張り可能な水位の見通しを確認する
- 取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する計画との整合を確認する

また、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて(2) a.、b.の要求事項に対し、これらを実現するための対応を進めることが必要である。

4.3.3.2.7 燃料デブリへのアクセスルートの構築

(1) 目的

冠水-上アクセス工法による燃料デブリ取り出し作業のため、オペフロにアクセスするための建屋内ルート及びオペフロから燃料デブリにアクセスするまでのルートを構築する。

(2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリ取り出しに係る機器・設備の搬入、設置、搬出、取り出し機器や燃料デブリの移送のために、建屋内の作業エリアの線量が作業に適する様に低減され、干渉物が撤去され、建屋内のアクセスルートが構築されていること。
- b. オペフロから燃料デブリにアクセスして取り出す工法で、PCV 上方から燃料デブリに到達するまでにある既存の機器を撤去し、燃料デブリまでのアクセスルートを構築すること。
- c. 炉心シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、炉心シュラウドを撤去する等によりアクセスすることが必要となる可能性があるため、状況に応じた計画を策定すること。また、PCV 底部ベデスタル内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。
- d. PCV 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口を設定する等の必要があるため状況に応じた計画を策定すること。PCV 底部ベデスタル内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。

(3) 現状

建屋内アクセスルートは原子炉建屋に入ってからオペフロまでのルート、その先としてオペフロ上で燃料デブリを取り出す作業を行う RPV 周辺までのルートが必要である。現状、建屋内の線量が高く、作業に適した環境ができていない。

PCV 上方からは、通常定検時の燃料交換作業のための炉心部へのアクセスルートが構造的に確保されている。ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋保温材、RPV 上蓋を取り外すことにより原子炉内にアクセス可能であり、さらに、蒸気乾燥器、気水分離器を取り外すことにより炉心直上の上部格子板に達し、RPV 内の燃料デブリにアクセス可能となる。燃料デブリ取り出し作業においては、基本的に前述の通常定検時のアクセスルートにより、アクセスすることになる。ただし、これらの取り外し機器は、事故時に高温環境に晒されたことにより熱変形が生じて通常の方法では取り外せない可能性が懸念されるが、現状、これらの機器の損傷状況の把握はできていない。

(4) 今後の対応

下記の対応を進めていくべきである。

- a. 燃料デブリ取り出しに係る機器・設備の搬入、設置、搬出、取り出し機器や燃料デブリの移送のために、建屋内のアクセスルートの線量低減、干渉物の撤去の計画を具体化して実行していくことが必要である。

- b. オペフロから燃料デブリにアクセスする、ルート上にあり、取り外すべき設備、機器の損傷状況、取扱いのための線量調査の計画を立て、実行していくことが必要である。設備、機器の損傷のため、通常に取り外しが難しい場合の対応（対象機器の切断撤去等）や、それを実施するための計画が必要である。また、事前に十分な状況把握ができない場合も想定した上で、計画を立てることが必要である。
- c. シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、シュラウドを撤去する等によりアクセスすることが必要となる可能性があるため、状況に応じた計画を検討することが必要である。
- d. PCV 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口を設定する等の対応計画を検討することが必要である。

4.3.3.2.8 系統設備⁷、エリアの構築

(1) 目的

建屋に追加設置するコンテナや、燃料デブリ取り出し作業時のダスト飛散防止の機能を持つセル、燃料デブリ取り出しに係る各システムの概念検討を行い、設備・システムの設置・運用、必要な作業エリアの確保・運用のための整備を行う。

対象となるシステムとして、燃料デブリ取り出し作業に直接係る装置の制御システムに加えて、循環注水冷却システム、汚染水回収システム、負圧管理・建屋内ガス管理のシステム、放射性ガスの処理システム、臨界管理システム、取り出した後の燃料デブリを処理、移送するためのシステム等が考えられる。

(2) 主な要求事項

目的の達成を判断するために、設備、機器、装置の設置運用に先立ち、下記を確認して判断することが必要である。

- a. 建屋に追加設置するコンテナやセルの設計が完了し、それらを含めた設備の機能・性能および健全性が評価され、成立していること。各システムを構成する機器・装置・系統のための十分な設置エリアが確保されていること。機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、必要とされる環境条件が満足されていること。
- b. 各システムを構成する機器・装置・系統の運転、保守管理作業のために十分なエリアが確保されていること。また、機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、保守管理作業エリアに必要とされる環境条件が満足されていること。
- c. 燃料デブリ取り出し作業において既存の設備を使用する場合は、対象設備に破損や劣化が無く、機能を保っていることを確認すること。
- d. 燃料デブリ取り出し作業に伴い、搬出される燃料デブリ、重汚染構造物、切削物の処理・処分方法が確立され、作業途中の仮置きや作業場所、移送先が決まっており、エリアが十分に確保されていること。
- e. 使用済燃料プールから燃料取り出しが完了し、制御棒などのその他の貯蔵物や燃料ラック等、干渉物の撤去が完了していること。

(3) 現状

システムを構成する装置、設備の概略検討、レイアウト検討、取り出し機器の仮置きエリア、燃料デブリ保管エリアを考慮した敷地内プロットプランの検討が必要であり、2015年から開始し、工法の実現性確認に必要な内容から順次進めていく計画である。

⁷系統設備とは、循環注水冷却システム（汚染水回収機能含む）、放射性ガスの処理システム等のシステム関連設備に加え、建屋コンテナやセルを含むものである。

(4) 今後の対応

以下について実施すべきである。

本技術要件は、関連する研究開発プロジェクト（「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」、「総合的線量低減計画の策定」、「燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発」、「原子炉圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発」、「炉内燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発」等）の成果及び現場工事等に関わる技術的検討の結果により、構築していくことが必要となる。燃料デブリ取り出し工法の方針を決定する目標に向け、各号機の燃料デブリ取り出しシナリオの実現性を判断するために、燃料デブリ取り出し機器の設計検討を進めることに合せ、以下を行うこと。

- a. 工法実現性を確認するために、建屋を含めた健全性の評価が必要なので、評価に影響を与える可能性のある、コンテナ・セル等の設備について主要な重量、寸法の概要を確認し、それを踏まえた健全性を確認すること。
- b. 工法に必要な主要設備について、設置エリアが確保できることを確認すること。
- c. 取り出した重汚染構造物を含む機器、切削物、燃料デブリの保管場所の見通しについて確認すること。

また、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて、各システムを構成する設備の設置や運用のためのエリアのレイアウトの計画の詳細検討や、取り出した機器の仮置き、処置のための場所、取り出した燃料デブリを保管するための敷地内プロットプランの詳細検討を進めていくことが必要である。合せて作業エリアに要求される環境条件を満足するための除染・遮へい、ダストの飛散防止について、それぞれ判断基準を設定し、それを実現するための対応を進めることが必要である。

4.3.3.2.9 労働安全の確保

(1) 目的

燃料デブリ取り出しまでに今後予定される作業は、そのほとんどが原子炉建屋内で実施される。原子炉建屋内は狭隘で照明が不十分/ガレキの存在/高い放射線環境/多量のダスト環境等、極めて悪い環境にあるのみならず、PCV まで移行した燃料デブリの取り出し作業等、これまで経験したことがない初めての作業である。このような劣悪な作業環境下での作業であるからこそ、入念な対策と準備により労働災害を発生させないことが重要である。

(2) 主な要求事項

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための労働安全対策について、これまで行われてきたものとは比べものにならない十分な事前準備が必要となる。

(3) 現状

- a. 原子炉建屋内や周辺エリアでの作業を中心に、全面マスクの着用等作業員に負担を強いる放射線防護が必要な状況である。
- b. 平成 27 年 1 月 19 日に発生した雨水受けタンク天板部からの落下等、重篤な人身災害が繰り返し発生した状況を踏まえ、安全点検、意識向上・事例検討会の実施、過去に発生した人身災害の振り返り等、労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための様々な安全性向上対策を実施してきている。

(4) 今後の対応

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するために、下記の対応をより強力に進めるべきである。

- a. 現状実施してきている安全性向上対策を徹底する。
- b. 照明の復旧（電源の復旧）、通信環境の改善、ガレキ撤去等により、可能な限りより良い作業環境を構築する。
- c. これまでに実施されてきた原子炉建屋内線量低減作業、PCV 内部調査作業をレビューし、他作業に対する準備、計画、訓練等の事前対策に活かす。
- d. 燃料デブリの取り出しのためには、b.で記した原子炉建屋内線量低減作業以外にも、PCV 内部調査、原子炉建屋補修、建屋滞留汚染水の除去、原子炉建屋上部解体（2 号機）、使用済燃料プールからの燃料取り出し等の作業が計画されている。このようなこれまでに経験したことがない初めての作業に対しては、モックアップによる作業訓練を十分に実施する。
- e. 各作業において発生する可能性がある事故・トラブルを事前に抽出し、リスク評価を行い対策を講じておくことにより、事故・トラブルの未然防止を図るとともに、不測の事態に対する対処方法も検討しておく。

4.3.3.3 冠水工法の実現性を判断する道筋

冠水工法（水位：炉心領域上端部以上、完全冠水含む）による燃料デブリ取り出しの実現に必要な 9 項目の技術要件について、それぞれ、要件を満足させるために必要な取組、その成否を判断するために必要な取組を検討し、研究開発プロジェクト等での現状の取組状況（実績、計画）を踏まえて、新たに検討すべき事項も含め今後の対応方針を取りまとめた。

冠水工法は、PCV 内に水を張り全ての燃料デブリを水没させることにより、燃料デブリの冷却、放射線の遮へい、燃料デブリ取り出し時に発生する放射性ダストの飛散抑制が期待できる。しかしながら、水を PCV に張るためには、PCV 漏えい箇所の補修により安定的に水位が維持できることが前提になる。冠水工法を実現するためには、9 項目の技術要件を満足することが条件となるが、特に重要な課題は以下に示す 3 つである。

(1) PCV 補修及び水位管理システムの構築

PCV 漏えい箇所の補修方法、PCV 循環冷却ループ、漏えい水回収・水位管理システムの開発・検討を実施し、PCV 内水位を安全に管理できるシステムを構築する必要がある。また、PCV 補修工事等の安全・品質及び長期信頼性の確保及び事故時の汚染水の外部への漏えい防止を検討する必要がある。

(2) 冠水時等の荷重及び経年劣化等を考慮した PCV・建屋の構造健全性の確保

冠水により PCV にかかる荷重及び構造物の腐食等による劣化を考慮した地震時における構造健全性評価手法を開発するとともに、補強が必要な箇所を抽出し、その方策を検討する。

(3) 水位上昇時等の未臨界性の維持

燃料デブリ取り出し作業に伴い、水位や燃料デブリの形状が変化した場合でも、未臨界状態を維持する必要がある。このため、中性子吸収材の開発に加え、未臨界評価やモニタリング技術の開発を進めている。特に、原子炉内に反応度の高い燃料が残っていた場合、水張り時に臨界を起こす可能性がある。対策として、中性子吸収材であるホウ酸水を用いた場合には、PCV 材料の腐食に影響を与える可能性があり、PCV 健全性も含めた未臨界性の維持を検討する必要がある。

今後は、9 項目の技術要件、特に上記 3 つの特に重要な課題についての対応の進捗状況を踏まえて、定期的な見直しをかけながら開発、検討を進め、冠水工法の実現可能性を見極めるべきである。

図 4.3.3-15 に、9 項目の技術要件の今後の対応について示す。

	第 2 期（燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間）				
事項/年度	第 1 期	2014	2015	2016	2017 以降
		（前）			（中）
主要イベント	▽工法確定				
冠水工法の実現性検討	冠水工法の実現性の検討※				
	※以下の情報を基に、関係者間で議論・調整していく			シナリオの絞り込み(号機毎)の検討※	
PCV・建屋の構造健全性の確保				炉内状況・燃料デブリの情報（図 4.3.1.4）より	
				実機評価条件設定	
				実機条件評価	
	損傷機器の耐震性の考え方の検討			腐食抑制手法の実機への適用性検討	
	材料高温劣化試験	各工法実施における構造健全性・耐震性の評価▽			簡易的耐震評価手法の活用▽
PCV 補修、水位上昇を踏まえた耐震強度評価手法の開発					
放射線下での金属腐食の進展評価▽					
腐食抑制策の開発					
長時間腐食データの取得▽					
腐食量の長期予測の高度化	シンクリートの劣化・強度試験			データの取得▽	
	ベDESTALの侵食影響評価				
				現場作業	
				現場工事等に関わる技術的検討	
				研究開発	
臨界管理	PCV 水張り時の臨界管理手法の検討、適用準備			PCV 止水	
				燃料デブリ取り出し臨界管理手法の実現性評価	
	臨界評価手法の開発			実機適用性▽, 断▽	
	臨界近接監視手法の開発			実機適用性▽, 断▽	
	冠水工法実機適用性▽, 断▽			実機適用性▽, 断▽	
	再臨界検知技術の開発			非放射性中子吸収材実機適用方法決定▽	
	放射線中子吸収材適用方法決定▽				
	臨界防止技術の開発				
冷却機能の維持	PCV 下部止水に伴う循環ループ（排水機能含む）の設計			燃料デブリ取り出しに備えた本格小循環ループの構築	
	建屋内循環ループ構築			下部止水に伴う循環ループ	
	循環冷却システムの検討				
閉じ込めの機能の確保	PCV 補修実現性の検討			PCV 止水	
	計画策定▽				
PCV 補修・止水技術の開発	PCV 冠水工法のプロセスの検討			要素技術の開発▽	
	特定箇所を対象とした補修・止水技術の開発			試験設備の整備▽	
PCV 下部補修の実規模試験による実証	試験体設計			補修工法の実証▽	
作業時の被ばく低減	試験体製作			実規模補修試験	
遠隔装置による除染	総合的な被ばく低減対策（除染、線源の遮へい・撤去等）				
	既存の除染技術の整理・データベース化				
	1 階低所除染実証試験			1 階低所除染	
	1 階高所除染装置開発、実証試験			マ 1 階高所除染装置の実証試験の完了	
	1 階高所除染、線源撤去			2,3 階除染、線源撤去	
	2,3 階低所除染装置開発、実証試験			オベフロ除染	
	地下階の除染シナリオ・除染装置の開発要否検討				
燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工事検討			装置手配	
	現場の最新状況等を踏まえた条件・計画の確認・更新				
	要素試験、概念設計			計画決定▽	
	要素試験・技術開発			実機適用性評価・モックアップ試験	
	関連システムの検討				
燃料デブリへのアクセスルートの構築	原子炉建屋内のアクセスルートの確保（線量低減、燃料デブリ取り出し機器等との干渉物の撤去）				
建屋内のルート	PCV 上方から燃料デブリへのアクセスルートの確保（炉内構造物の撤去等）				
オベフロから燃料デブリへのルート					
系統設備、エリアの構築	▽条件設定、計画の策定				
	システム、機器、装置の概略設計				
	PCV 上蓋等取り出し機器の仮置きエリア等のエリア計画の実現性確認			設備、機器の設計を踏まえたレイダウ計画の立案	
	燃料デブリ保管エリアを考慮した敷地内プロットプランの検討				
労働安全の確保	労働災害防止のための事前対策の検討				

図 4.3.3-16 冠水工法の実現性検討に係る今後の対応

4.3.4 気中工法（気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法）を前提とした取組評価と実現性の検討

4.3.4.1 概要

事故の過酷な影響に鑑みると、PCV 上部、あるいは燃料デブリ堆積部を十分に覆うために必要なレベルまで冠水させることが困難となる可能性も想定される。このため、冠水工法に代わる工法として、燃料デブリを覆うレベルまでの冠水を行わずに燃料デブリを取り出す工法、すなわち気中工法の検討が始められたところである。

燃料デブリ取り出しの気中工法は、これまでに実施された実績はなく、特に遮へい対策や、ダスト等の飛散等の観点では、冠水工法よりも難しい課題があると想定される。工法実現のための技術要件によっては、冠水工法と共通の内容のものや、課題が少なくなるものも考えられる。

技術要件の分類として、冠水工法と同様に、下記の技術要件に着目して、工法実現に向けた検討、評価が行えるものと考えられる。各技術要件において、冠水工法と比べ、注意すべき点については、次項以降で述べる。

気中工法による燃料デブリ取り出しが実現できるために具備する技術要件として、下記の 9 項目について検討する。

- PCV・建屋の健全性の確保
- 臨界管理
- 冷却機能の維持
- 閉じ込め機能の構築
- 作業時の被ばく低減
- 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発
- 燃料デブリへのアクセスルートの構築
- 系統設備、エリアの構築
- 労働安全の確保

これらは、冠水工法の各技術要件とそれぞれ同じ目的である。また、要求仕様や現状については、冠水工法に向け実施している内容が同様に適用できる場合もある。「戦略プランでは、2 つの気中工法オプションである気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法を対象に技術要件を検討する。

4.3.4.2 各技術要件に係る取組

気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法を対象に 9 つの技術要件について、目的、主要要求事項、現状、今後の対応について述べる。

前項に挙げた 9 つの技術要件のうち、「PCV・建屋の健全性の確保」に関しては、冠水工法に向けた検討と共通して必要なものがあることに加え、気中-横アクセス工法に関しては、横アクセス独特の建屋、PCV 開口部拡大の可能性等を反映した評価が必要となる。「臨界管理」に関して

は、冠水工法における検討条件との相違があるが、大きな追加検討はないものと考えられる。「冷却機能の維持」については、気中で燃料デブリを取り出すことを考慮に入れた冷却システムが必要となる。「閉じ込め機能の構築」に関し、PCV の補修に関しては、作業中の PCV 内負圧を維持し、ダスト飛散を防ぐ目的を満足する PCV の補修が必要である。また、PCV 下部については止水性能を求められるとともに、「作業時の被ばく低減」に関しては、気中工法の方が作業時アクセスエリアの線量条件が厳しくなることが想定されるため、冠水工法よりも強化した対応が必要と考えられる。また、「作業時の被ばく低減」に関し気中-横アクセス工法の場合、冠水工法や気中-上アクセス工法と異なるアクセスルートとなることから、横アクセス工法独自のアクセスルートに対する検討が必要である。「燃料デブリ取り出し機器・装置の開発」、「燃料デブリへのアクセスルートの構築」については、冠水工法、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法それぞれの内容に応じた検討、評価が必要である。「労働安全の確保」に関し、冠水工法と同様の配慮が必要である。

4.3.4.2.1 PCV・建屋の構造健全性の確保

(1) 目的

気中工法により燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実施するに当たっては、冠水工法による場合と同じく、構造健全性の観点から、①原子炉建屋がPCVの支持機能を維持すること、②PCVが現状の形状を保持してPCV内水位を維持するとともに放射性物質の大量放出を防止すること、③RPVが現状の形状を保持して冷却水供給流路を維持すること、が必要であり、地震時においても上記が成立することを評価する。

図4.3.4-1の原子炉建屋断面図に評価対象であるPCV、RPV等を示す。

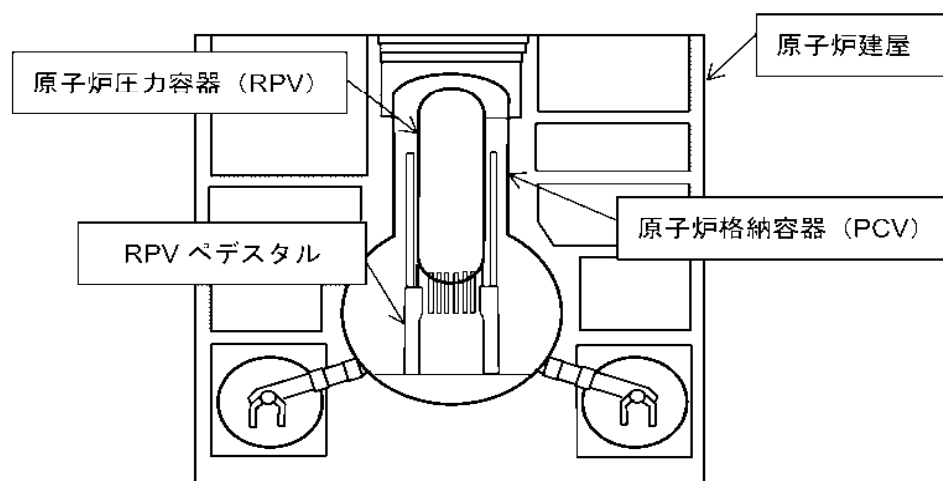


図 4.3.4-1 原子炉建屋縦断面

(2) 主な要求事項

冠水工法の場合と同じく、満足すべき要求事項として、以下が挙げられる。

- a. (1)①～③に示した必要機能と、万一それらが損なわれた場合の影響を踏まえて、適切な地震動、評価クライテリアを設定すること
- b. 事故による損傷、事故直後の高温環境に晒されたことによる材料劣化、海水注入による腐食を考慮するとともに、燃料デブリ取り出し完了までの更なる劣化・腐食を考慮すること
- c. 地震時の荷重として、燃料デブリ取り出し工法の計画に基づいて、燃料デブリ重量、PCV内他の冷却水重量、燃料デブリ取り出し装置・遮へい・工事機材重量等を考慮すること

(3) 現状

現状、冠水工法を対象にして以下に示す取組が進められているが、c.を除いて、気中工法の耐震評価に適用できるものとなっている。

- a. 高温環境に晒されたことによる材料劣化評価

各号機の事故後の温度計測データを基に、試験条件を設定し、高温に晒された後のPCV、RPV金属材料の強度試験データを取得している。その結果、高温に晒されたことによる各材料強度パラメータの変化は小さく、いずれも材料規格値の範囲にあることが確認されている。

b. 海水注入による塩分腐食等による腐食進展評価

各号機の事故後の計測データ等を基に、事故直後から現在並びに燃料デブリ取り出し時までの温度・水質（塩分濃度等）条件を推定し、温度・水質をパラメータとした PCV、RPV 材料の腐食減肉進展試験を行うとともに、これらの結果を基に、所定の時期の腐食減肉評価式を開発しているところである。また、PCV 上蓋開放後の溶存酸素増加における腐食影響試験と腐食抑制材開発にも着手している。

c. PCV、RPV の耐震評価手法の開発

冠水工法を対象にして、以下の取組が行われている。

各号機ごとに、今後のプラント状況を想定して、PCV 内水位、機器の腐食減肉量、建屋に付加される工事機材等の重量他をパラメータとした耐震評価のケーススタディを実施しており、各ケースは、耐震裕度の把握を目的に、通常の運転プラントの耐震評価基準を用いた参考評価がなされている。このケーススタディの結果を用いて、冠水工法の計画の進捗に応じ迅速に耐震評価が行えるよう、PCV 内水位・燃料デブリ取り出し装置/工事機材重量・機器の補修状況・機器の腐食状態等の耐震条件をパラメータとした簡易評価手法の開発を進めている。

d. RPV ペデスタルの劣化把握と耐力評価手法の開発

事故環境下でのコンクリート熱影響評価試験、鉄筋の腐食試験による材料劣化特性の把握、縮小モデルによる RPV ペデスタルの耐力試験、同試験のシミュレーション解析の比較評価による実機耐力評価手法の開発を進めている。燃料デブリによる基部侵食については、侵食程度をパラメータとした影響評価手法の開発を進めている。

e. 原子炉建屋の耐震性の確認

水素爆発で損傷した原子炉建屋については、損傷状況を反映したモデルによる耐震解析により、現状、各号機とも基準地震動 S_s に対して耐震裕度を有していることを確認している。

(4) 今後の対応

今後取り組むべき事項を以下に示す。d.を除いて、冠水工法の場合と同じである。

- a. (3)a.、b.及び d.の取組については、現計画どおり 2015 年度下半期に完了させ、PCV/RPV 耐震評価の準備を完了させる。
- b. (3)b.に関して、臨界防止のためのホウ酸注入に伴う腐食影響については、長期腐食試験（10,000 時間目標）の実施を検討する。
- c. 安全規制を念頭に、(2) a.の地震動、評価クライテリアを早期に検討する。
- d. (3)c.で開発する簡易評価手法を用いた耐震評価により、耐震裕度の程度を把握しながら気中-上アクセス工法の検討を進める。ただし、気中-横アクセス工法の評価を対象にした簡易評価手法の見直しを行う。最終工法案について、(2) a.の地震動、評価クライテリアを用いて詳細な耐震評価を行う。
- e. (3)d.に関して、PCV 内部調査において RPV ペデスタルの基部にまで燃料デブリが広がっていることが確認された場合を想定して、その状況を踏まえた耐震評価のために必要な事項（追加調査等）を検討する。
- f. (3)e.に示す原子炉建屋については、燃料デブリ取り出し時の燃料デブリ分布、冷却水、工事機材、遮へい、装置等の概略重量を考慮して、今後の劣化を考慮した耐震評価を行う。

4.3.4.2.2 臨界管理

(1) 目的

気中工法のうち完全気中工法では、臨界に不可欠な減速材である水が存在しないため、再臨界が発生する可能性は低い。しかしながら、部分的にでも水が存在する場合は、取り出し作業中に燃料デブリの形状や水量が変化する可能性があるため、再臨界による作業員の被ばく及び環境への影響を防止する技術を開発し、確実に臨界管理を行うことができるようにする。

(2) 主な要求事項

気中工法に対する臨界管理手法及び要求事項は、基本的に冠水工法と同じであり下記のとおりである。

a. 臨界評価手法

- 臨界シナリオが適切な条件で評価されていること
- 合理的な保守性の検討に必要な情報が特定され、その入手計画が立案され、実行されていること
- 再臨界発生時の影響評価の精度が検証されていること

b. 臨界近接監視手法

- 広く分布している燃料デブリの部分的な実効増倍率の上昇を確実に検出できること

c. 再臨界検知技術

- 再臨界検知、被ばく線量評価、影響緩和策の組合せで安全性を確保できること
- 中性子検出の場合、広く分布している燃料デブリの部分的な再臨界を確実に検出できること
- 水位上昇や燃料デブリ取り出し作業等を慎重に実施すること

d. 臨界防止技術

- 想定される状態の未臨界を維持するために必要な反応度が特定され、それが担保されること
- 炉内材料腐食や冷却材循環系統への影響等、設備の健全性が維持されること

(3) 現状

2014 年度までの開発は、冠水工法を想定して実施された。

(4) 今後の対応

2014 年度までに開発した技術の多くは、気中工法にも適用できる。しかしながら、評価条件の妥当性や開発した技術の気中工法への適用性については確認が必要である。下記では、部分的に水が存在する気中工法を想定して、今後検討すべきことを整理した。

a. 臨界評価手法

- 臨界シナリオとして、燃料デブリ取り出しに伴う水対燃料比の変化が再臨界の可能性に及ぼす影響を評価する必要がある。具体的な状況として、取り出した燃料デブリ片の水中への落下、残留する燃料デブリの水対燃料比の増加、等が考えられる。現状から水位が変化する場合には、水位変化の影響評価も必要である
 - 冠水工法を対象として開発し検証された再臨界発生時の影響評価手法が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
- b. 臨界近接監視手法
- 冠水工法を対象として開発し検証された臨界近接監視手法が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
- c. 再臨界検知技術
- 冠水工法を対象として開発し検証された中性子検出及びガンマ線検出による再臨界検知技術が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
 - 中性子吸収材投入や水位低下等の再臨界後の影響緩和策が、気中工法において実行可能かどうか、また想定される燃料デブリと水位との関係において有効かどうかの確認が必要である。実行できない又は有効でない場合は、気中工法に対する影響緩和策の開発が必要となる
- d. 臨界防止技術
- 冠水工法を対象として開発し検証された中性子吸収材が、気中工法に適用できるかどうかの確認が必要である
 - 溶解性中性子吸収材については、水が燃料デブリを完全に覆っていない状況における反応度効果の評価が必要である
 - 非溶解性中性子吸収材については、水面から露出している燃料デブリに対するバインダによる吸着性の確認、及び反応度効果の評価が必要である

4.3.4.2.3 冷却機能の維持

(1) 目的

気中工法による燃料デブリ取り出しの際の冷却水掛け流しや、燃料デブリの冷却、浄化等の機能を有する循環ループを構築する。

(2) 主な要求事項

燃料デブリ取り出し期間中、燃料デブリを安定に冷却できるとともに、取り出し時に循環ループに流入する燃料デブリの切片等の処理について検討されていること。

(3) 今後の対応

気中工法による燃料デブリ取り出し作業に向け、冷却水掛け流しによる燃料デブリの冷却、冷却水の浄化他、循環ループに流入される燃料デブリの切片等の処理について検討を進めて行く。

工事の方法によっては、燃料デブリの一部が冠水していない状態となることも想定されるため、その場合には、燃料デブリの空冷評価が必要となる。

4.3.4.2.4 閉じ込め機能の構築

(1) 目的

周辺環境や作業員への影響低減のために、PCV からの放射性物質の漏えいを抑制・防止する必要がある。

(2) 主な要求事項

気中工法の対象には現状の PCV 水位レベルの場合や一部のデブリ位置が PCV 水位レベルより上にある場合も含まれる。また、デブリ取り出しにおいてはデブリに水を掛けながらの切削等、基本的に PCV 下部はもとより上部についても作業環境に応じた止水性能及び漏えい管理が求められる。したがって、気中工法に求められる調査技術・補修技術は、冠水工法で求められる PCV の調査技術・補修技術とほぼ同様と考えられる。下記に満足されるべき主要な要求事項を示す。

a. PCV 気相部からの放射性物質の漏えいを抑制・防止すること

気相部の漏えいが想定される箇所は補修し PCV 負圧維持等の要求事項を満足すること。具体的な要求事項はデブリ取り出し気中工法の今後の検討を経て示されていく計画である。

b. PCV 液相部からの汚染水の漏えいを抑制・防止すること

PCV 上部までの冠水に比べると PCV 水位レベルは低いため、求められる耐圧性能は水位レベルに応じたものとなるが、基本的に PCV 調査・補修に求められる要求事項は 4.3.3.2.4 に示す冠水工法で求められる要求事項と同様である。

(3) 現状

PCV 調査・補修に関する現状は、4.3.3.2.4 に示す冠水工法の場合に示すとおりである。

(4) 今後の対応

できる限り早期に、気中工法の検討から得られる PCV 負圧維持等の要求事項が、4.3.3.2.4 の冠水工法の PCV の補修方法で満足されることを見極めるべきである。

4.3.4.2.5 作業時の被ばく低減

(1) 目的

作業時の被ばく低減としては、下記の2つがある。冠水工法と同じである。

- a. 作業エリア・アクセス経路の除染及び線源の遮へい・撤去等を考慮した遠隔技術を開発しPCV調査・補修、燃料デブリ取り出し準備作業時の作業員の被ばくを低減すること。
- b. PCV内部の水張りによる水遮へい効果が期待できないことを前提として、セルによる遮へい、ダスト量等を評価し、燃料デブリ取り出し時の炉内構造物や燃料デブリ等から起因する作業員の被ばく、及び敷地境界の放射線量を低減すること。

(2) 主な要求事項

作業時の被ばく低減に関する主な要求事項は、下記のとおりである。冠水工法と同じである。

- a. RPV/PCV内部を調査し、燃料デブリ取り出しに向けた必要情報を収集する。
- b. 現場状況を調査し、1, 2, 3号機の汚染状況や瓦礫散乱状況を把握する。
- c. 状況を把握した上で、総合的線量低減計画を立てる。その一部として作業エリアの目標線量率を設定する。目標線量率は、作業を行う場所の線量率低減対策前の線量率、作業員の一日当たりの被ばく線量上限値、及び50mSv/年(100mSv/5年)を踏まえ、作業工法、作業日数、作業時間、作業員の人数を基に検討し決定する。
- d. 敷地境界における線量限度を超えないこと。
- e. 遠隔除染技術を開発し、安全確保につとめる。

(3) 現状

- a. PCV内部について
 - 燃料デブリ取り出し時に、炉内構造物や燃料デブリから起因する線量について、オペフロ上での水遮へいの効果が期待できないことを踏まえ、セルの必要な遮へい厚さ等について簡易的な評価を行っている。(図4.3.4-5)
 - b. 現場状況について
 - 汚染状況調査については1, 2号機の1～3階及び3号機の1階は完了している。ただし、調査装置アクセス不能等による未調査部は残っている。3号機の2, 3階はガレキ散乱のため未実施である。
 - 除染作業については各号機共1階床面近傍の線量低減作業を実施中、高所は未実施である。2, 3階はPCV調査・補修箇所の検討に併せて線量低減作業の実施エリアを選定中である。
 - オペフロの除染については、3号機において2013年10月より着手したが、十分な効果が得られず2014年11月に追加除染・遮へい策を策定した。これにより有人作業が可能な空間線量率達成の見込みである。
 - c. 総合的線量低減計画について
 - 汚染状況調査結果を基に線源寄与の推定、除染、遮へい、撤去によるそれぞれの線量低減効果の評価及び低減対策の検討を行い、2014年末に完了済である。
- ただし、この検討を通じて天井近傍に設置されたダクトや配管等の構造物からの線源寄与の

割合が大きいと推測されたが、これらの構造物の汚染が内部にあるのかどうか、あるいは内部に存在する可能性がある気体や液体の種類等に関する情報が不足している。

d. 遠隔除染技術の開発について

- 地下階（汚染水滞留部）：除染シナリオ及び除染装置開発の必要性を検討中である。
- 建屋 1 階低所（2m 以下）：2013 年度に実証試験完了済であるが効果は限定的である。（図 4.3.4-2）
- 建屋 1 階高所（2m 以上）：2014 年度に実証試験完了予定である。（図 4.3.4-3）
- 建屋上部階 2、3 階低所：2015 年度に実証試験完了予定である。（図 4.3.4-4）
- 遠隔遮へい体設置：実証試験完了し、実用化の見通しを得ている。

(4) 今後の対応

冠水工法と同じである。ただし PCV 内部の水張りによる水遮へい効果、ダスト飛散抑制効果が期待できなくなるためセル構造や負圧管理設備等の成立性の条件が厳しくなることを想定し検討を進めていく必要がある。

a. PCV 内部について

- 炉内構造物や燃料デブリから起因する線量の評価については、今後の RPV/PCV 内部調査の結果等により更に精度を上げ、作業員被ばく、敷地境界の放射線量の低減のため、水の遮へい効果によるセルの必要な遮へい厚さ等を特定していく必要がある。
- ダストにおいては Cs 吸着メカニズムや内部調査による Cs 付着量の把握。また、デブリ切断時におけるダスト発生量を把握し、建屋の負圧管理や空調フィルタ設計等へ反映していく必要がある。

b. 現場状況について

- 線量低減を進めていく上で、作業場所の状況や作業内容に応じて遠隔操作とするのか、又は作業員が直接作業を行うのかについて合理的な判断を行う。一方、採用される燃料デブリ取り出し工法によっては除染対象範囲が変わることも考慮する必要があり、現状の不確実な炉内状況と今後のデブリ取り出し工法検討の進捗を踏まえ、優先すべき線量低減範囲を見定めながら線量低減作業を進めていく必要がある。
- 複数年に対する被ばく線量限度を超えず、持続可能な放射線環境整備の為には、法令で定められた被ばく線量限度より低く設定した目標線量（線量拘束値）に基づき、作業時間、作業日数等を勘案した作業エリアの目標線量率を設定し、除染や遮へい等を行うことにより目標線量率を達成する必要がある。
- 既存の除染技術や遮へい技術の情報は適宜更新しデータベース化する必要がある。

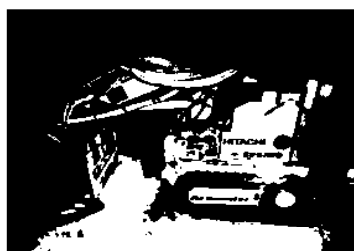
c. 総合的線量低減計画について

- 小部屋等、調査装置が寄り付けず、十分な調査が行われていない箇所については、アクセス方法、装置改良等を検討し汚染状況データを取得する必要がある。
- 除染計画を効果的に行う為には、線源寄与の割合が大きい天井近傍に設置されているケーブルトレイ・配管・ダクト等の構造物からの線量率やダクト等の内部の汚染状況を明確にする必要がある。

- オペフロの除染については、先行している3号機において、床面から寄与している線量の低減の見通しと実際の除染効果のデータを評価し、他号機の除染計画へ反映する必要がある。
- d. 遠隔除染技術について
- (3)現状で挙げたd.遠隔除染技術の開発のうち、上部階除染装置開発については現行の開発計画を継続して進めていく。



ドライアイスブラスト

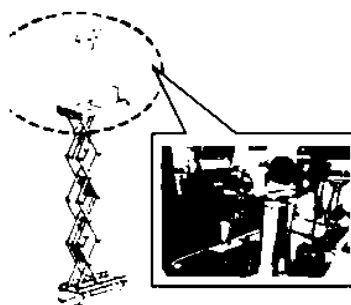


高圧水

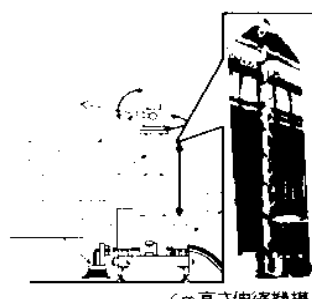


吸引・ブラスト

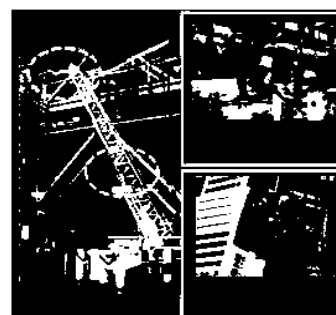
図 4.3.4-2 低所用除染装置 (IRID 提供)



ドライアイスブラスト



高圧水



吸引・ブラスト

図 4.3.4-3 高所用除染装置 (IRID 提供)

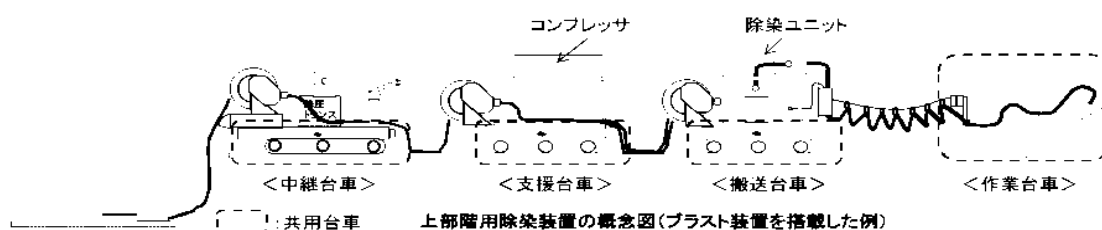
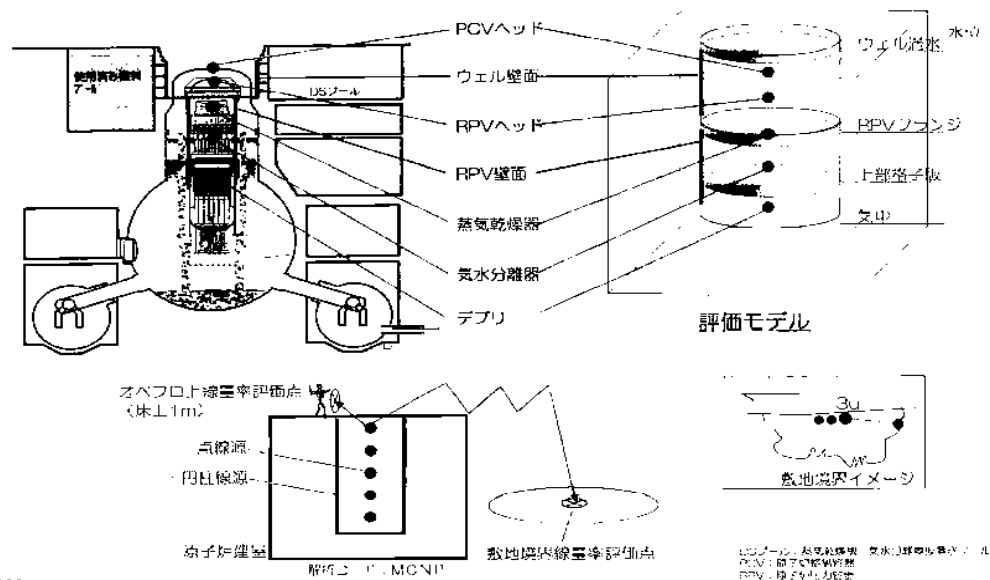


図 4.3.4-4 上部階用除染装置 (IRID 提供)



[線量評価モデル]

○機器取り出し時の最大線量

オベフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9
	Cs線源	6.6
	Co線源	14.3
	計	21.9※2

約30cmの鉄遮蔽で
1mSv/h以下に低減可能

- ※1: デブリ線源は自己遮蔽を考慮し、1～3号機の炉心平均燃焼度にて算出。
 ※2: 小数点第二位を四捨五入
 ※3: Co線源を加えた場合

○機器取り出し時の作業ステップを考慮した場合 (デブリ線源※1、Cs線源を考慮)

	水位	最大線量
オベフロ 線量率 (Sv/h)	ウェル満水	0.28
	部分冠水	6.6
	気中	7.6 (21.9)※3
敷地境界 線量率 (mSv/y)	ウェル満水	0.2
	部分冠水	3.3
	気中	3.6 (9.9)※3

ウェル壁面に付着したCsの影響 ※1 ※2
 デブリ冠水 ※2
 デブリ露出 ※2
 約25cmの鉄遮蔽で
 1mSv/h以下に低減可能
 約8cmの鉄遮蔽で
 1mSv/年以下に低減可能 ※3

○線源の減衰を考慮した場合

		10年後	20年後	30年後
オベフロ 線量率 (Sv/h)	デブリ線源※1	0.9	0.5	0.3
	Cs線源	6.6	5.3	4.2
	Co線源	14.3	3.8	1.0
	計 (1mSv/h以下に低減可能な鉄遮蔽厚さ)	21.9※2 (約30cm)	9.6 (約27cm)	5.5 (約24cm)

■ 本評価の結果については、以下のとおり保守性を含んでいる。

- デブリ線源強度は、Cs・希ガスを除いた核種すべてが残存している仮定で算出している。中間揮発性核種の溶出等を考慮するとデブリの線源強度は6割程度となる。また、デブリ自体がベドスタル外へ流出している場合の遮へい効果増加は考慮していない。
- 線源は点線源を模擬しており、線源となるPCV内構造物自体の自己遮蔽効果は考慮していない。デブリ形状は不明であるが、円柱状と仮定し、自己遮蔽を考慮してデブリの線源強度を0.055倍とした。

[線量評価結果]

図 4.3.4-5 燃料デブリ取り出し時の線量評価例 (参考) (東京電力提供)

4.3.4.2.6 燃料デブリ取り出し機器・装置の開発

(1) 目的

目的は冠水工法と同様、下記のとおりである。

燃料デブリや燃料デブリが付着した炉内構造物に直接アクセスして取り出すための機器・装置に関し、開発設計を完了し、取り出し作業を効率的に行うための要求仕様を満足するように整備すること、及び機器・装置の設置場所を確保し、部品の交換、点検等の保守管理、トラブル発生時の対応を効率的に行うためのエリアを、適切な条件で整備することを目的とする。

(2) 主な要求事項

機器・装置の開発設計、設置する現場エリアに対する主な要求事項項目は、冠水工法と同様であるが、気中工法では特に、線量条件が厳しくなることから、遠隔ハンドリングのためのマニピュレータや、目視が困難な状況下での視覚・計測に係る技術の重要度が、冠水工法に比べて更に大きい。また、気中での燃料デブリ切り出し時の放射性物質放出への対応可能性や、気中で発生するダストに対する機器・装置の耐久性および保守のための除染性について、評価をして実現性を確認することが必要である。

a. 機器・装置の開発設計への要求事項

- 燃料デブリ取り出し機器・装置の耐放射線性があらかじめ定めた性能を確保しており、適用場所の線量を考慮して実用的に十分に許容できる寿命をもっていること。また、使用環境で想定される、ダスト環境下での使用に支障がないこと（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリを切り出す際に放出される放射性物質に対する回収可能性が評価され、機器・装置の設計で対応できていること（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリ取り出し機器・装置に視覚・計測装置が付随して、不自由なく確認できること（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリ取り出し機器・装置が、全体として、プラントに分布している燃料デブリの全ての位置に対して取り出し可能であること。必要に応じ複数の機器・装置が準備又は計画されており、取り出しが可能であること。遠隔で行う作業補助や、機器・装置・取り出し対象物をハンドリングするマニピュレータの準備ができていないこと（気中工法の場合は、より厳しい条件となる）
- 燃料デブリ取り出し（切削・集塵）の機器・装置が、燃料デブリに想定される硬度に対応して切出す能力を有していること。また、燃料デブリ取り出しの切出し速度が模擬デブリ等を対象に、事前に確認されていること
- 機器装置の交換頻度が高い消耗品の交換が、遠隔で可能であること
- 収納缶の計画内容と整合する様に、機器・装置の開発を行うこと
- 燃料デブリ取り出し作業の途中で機器・装置にトラブルが生じた際に、以降の作業の妨げとならないような復旧策が考慮されていること
- 機器・装置の設計は可能な限りフェールセーフの考え方を取り入れること

上記要求事項で満足できないものがある場合、それに代わる方針を明確にすること。

b. 機器・装置を設置する現場エリアに対する要求事項

冠水工法と同様であり、下記が必要である。

- 取り出し機器・装置を設置する適切な場確保され、取り出し対象箇所へのアクセスが可能であること
- 点検や部品交換等の通常の保守管理のためのエリアが整備されていること
- トラブル時等のメンテナンスエリアとして、人がアクセスして対応できる環境が整備されていること

(3) 現状

研究開発プロジェクト「燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発」が2014年度より進められており、現状のプラント情報に基づいて、燃料デブリ取り出し工法を決定するための条件設定を行うとともに、優先すべき取り出し工法の検討や、開発すべき技術の要素試験を開始した。

(4) 今後の対応

燃料デブリ取り出し機器・装置の開発として、下記を実施すべきである。

燃料デブリ取り出し工法の方針決定のために、工法に適用する燃料デブリ取り出し機器・装置の開発実現性を確認し、他の開発プロジェクトや現場作業による情報と合せ、適用する工法の判断根拠とすることが必要である。PCV補修の見通しや、PCV内調査による燃料デブリ分布状況、工法に応じた荷重、水位を踏まえたPCV・建屋健全性評価結果等の判断のために必要な情報を検討して、燃料デブリ取り出し工法の方針を決めていくこととなる。それぞれの情報を適切な時期に確認できるよう、各開発、調査との調整をはかり、進めることが必要である。

燃料デブリ取り出しシナリオの実現性を判断するために、主要なものとして下記が必要である。

- 気中環境で燃料デブリを切り出す際に放出される放射性物質に対し、作業時の回収が実現できることの判断をすること
- 機器・装置に対する要求仕様が満足できる見通しを確認する。また、必要な項目については要素試験による見通しを確認すること
- 燃料デブリ取り出しを行う時期までに現場条件への要求仕様が満足できる見通しであることを確認すること
- 取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する計画との整合を確認すること

また、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて(2) a.、b.の要求事項に対し、これらを実現するための対応を進めることが必要である。

4.3.4.2.7 燃料デブリへのアクセスルートの構築

(1) 目的

気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法による燃料デブリ取り出し作業のためのアクセスルートを構築する。オペフロにアクセスするための建屋内ルート及び気中-上アクセス工法の場合はオペフロから燃料デブリにアクセスするまでのルートを、気中-横アクセス工法の場合は、建屋1階から D/W 底部の燃料デブリにアクセスするまでのルートを構築する。

(2) 主な要求事項

- a. 燃料デブリ取り出しに係る機器・設備の搬入、設置、搬出、取り出し機器や燃料デブリの移送のために、建屋内の作業エリアの線量が作業に適する様に低減され、干渉物が撤去され、建屋内のアクセスルートを構築されていること。(気中-上アクセス工法は冠水工法と同様の建屋内アクセスルート、気中-横アクセス工法は冠水工法と異なる建屋内アクセスルートとなる)

気中-上アクセス工法においては、a.に加えて、冠水工法と同様、b.～d.が必要である。

- b. PCV 上方から燃料デブリに到達するまでにある既存の機器を撤去し、燃料デブリまでのアクセスルートを構築すること。
- c. 炉心シュラウドの外側に燃料デブリが出ている場合は、炉心シュラウドを撤去する等によりアクセスすることが必要となる可能性があるため、状況に応じた計画を行うこと。また、D/W 底部ベDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。
- d. D/W 底部の燃料デブリにアクセスするためには、RPV 底部に大きな開口部を設定するか又は RPV 本体を先行して取り外す必要があるため、状況に応じた計画を策定すること。D/W 底部ベDESTAL内外に燃料デブリが存在する可能性を考えて計画を策定すること。

気中-横アクセス工法においては、a.に加えて、e.が必要である。

- e. 建屋1階から D/W 底部の燃料デブリにアクセスするために、取り出し工法に応じて必要となる建屋壁の開口部設置や PCV 開口部の拡大を含めた計画を策定すること。

(3) 現状

気中-上アクセス工法における、燃料デブリへのアクセスルートの構築は、冠水工法と同じである。PCV 上方からは、通常定検時の燃料交換作業のための炉心部へのアクセスルートが構造的に確保されている。ウェルシールドプラグ、PCV 上蓋、RPV 上蓋保温材、RPV 上蓋を取り外すことにより原子炉内にアクセス可能であり、さらに、蒸気乾燥器、気水分離器を取り外すことにより炉心直上の上部格子板に達し、RPV 内の燃料デブリにアクセス可能となる。ただし、これらの取り外し機器は、事故時に高温環境に晒されたことにより熱変形が生じて通常の方法では取り外せない可能性が懸念され、このような場合には切断等を実施した上で撤去する必要がある。

図 4.3.4-7 に上アクセス工法で撤去を考慮すべき炉内構造物を示す。

気中-横アクセス工法に関しては、PCV 側面には、PCV 内部に通じる機器ハッチ、CRD ハッチ他が配置されており、アクセス開口部の大きさは限定的ではあるが、構造的に PCV 内へのアクセスルートが確保されている。D/W 底部には、RPV ベDESTAL外側の PLR ポンプ、弁、配管、

4.3.4.2.8 系統設備⁸、エリアの構築

(1) 目的

目的は、下記のとおり、冠水工法と同じである。

建屋に追加設置するコンテナや、燃料デブリ取り出し作業時のダスト飛散防止の機能を持つセル、燃料デブリ取り出しに係る各システムの概念検討を行い、設備・システムの設置・運用、必要な作業エリアの確保・運用のための整備を行う。

対象となるシステムとして、燃料デブリ取り出し作業に直接係る装置の制御システムに加えて、循環注水冷却システム、汚染水回収システム、負圧管理・建屋内ガス管理のシステム、放射性ガスの処理システム、臨界管理システム、取り出した後の燃料デブリを処理、移送するためのシステム等が考えられる。

ただし、冠水工法と比べ、線量条件やダスト飛散の条件が厳しくなる等、コンテナ、セル、各システムに対する具体的な要求仕様が異なるため、各技術要件の検討の中で、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法のための検討を行っていくことになる。

(2) 主な要求事項

気中-上アクセス工法に対する主な要求事項は、下記 a.～e.に示す冠水工法と同じ内容である。

気中-横アクセス工法に対する主な要求事項は、下記 a.～d.に示す内容である。

- a. 建屋に追加設置するコンテナやセルの設計が完了し、それらを含めた設備の健全性評価され、成立していること。各システムを構成する機器・装置・系統の設置エリアが十分であること。機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、必要とされる環境条件を満足すること。また、エリアからの放射性廃棄物を含むダストの放出を抑止できること。
- b. 各システムを構成する機器・装置・系統の運転、保守管理作業のために十分なエリアがあること。また、機器・装置・系統の設計条件を踏まえ、保守管理作業エリアに必要とされる環境条件を満足すること。
- c. 燃料デブリ取り出し作業において既存の設備を使用する場合は、破損や劣化が無く、機能を保っていることを確認すること。
- d. 燃料デブリ取り出し作業に伴い、搬出される燃料デブリ、重汚染構造物、切削物の処理・処分方法が確立され、作業途中の仮置き場所や処理の実施場所、移送ルートおよび移送先が決まっており、エリアが十分に確保されていること。
- e. 使用済燃料プールから燃料取り出しが完了し、制御棒などのその他の貯蔵物や燃料ラック等、干渉物の撤去が完了していること。

気中-横アクセス工法の場合、使用済燃料プールに関する作業と独立して燃料デブリ取り出し作業が行えると考えられ、上記 e.項の要求は無くなるが、使用済燃料プールに燃料が残った状態の場合、安全確保方策が必要となることに留意が必要である。

⁸系統設備とは、循環注水冷却システム（汚染水回収機能含む）、放射性ガスの処理システム等のシステム関連設備に加え、建屋コンテナやセルを含むものである。

(3) 現状

冠水工法と同様、2015 年度から、コンテナ、セルを含めたシステムの概略検討等、工法の実現性確認に必要な内容から順次進めていく計画である。

(4) 今後の対応

下記の対応は、冠水工法と同様に、下記を実施すべきである。

工法の実現性を判断する時期までに、

- a. 工法実現性を確認するために、建屋を含めた健全性評価が必要であるため評価に影響を与える可能性のある、コンテナ・セル等の設備について主要な重量、寸法の概要を確認し、それを踏まえた健全性を確認すること。
- b. 工法に必要な主要設備について、設置エリアが確保できることを確認すること。
- c. 取り出した重汚染構造物を含む機器、切削物、燃料デブリの保管場所の見通しについて確認すること。

また、冠水工法と同様、工法の方針決定以降、燃料デブリ取り出し作業実施に向けて、各システムを構成する設備の設置や運用のためのエリアのレイダウンの計画の詳細検討や、取り出した機器の仮置き、処置のための場所、取り出した燃料デブリを保管するための敷地内プロットプランの詳細検討を進めていくことが必要である。作業エリアに要求される環境条件を満足するための除染・遮へい、ダストの飛散防止について、それぞれ判断基準を設定し、それを実現するための対応を進めることが必要である。

冠水工法と比べて、気中工法で特に重要となる、ダストの飛散防止、燃料デブリ等による被ばくの低減に注意した計画が必要である。

4.3.4.2.9 労働安全の確保

労働安全の確保に係る目的、主な要求事項、現状、今後の対応については、下記のとおり、4.3.3.2.9と同様であるが、特に、冠水工法と比較して水による遮へいがいないためより高い放射線環境にあり、また気中へのダストの飛散に注意する必要がある、これらに対しより周到的な事前対策が必要である。

(1) 目的

燃料デブリ取り出しまでに今後予定される作業は、そのほとんどが原子炉建屋内で実施される。原子炉建屋内は狭隘で照明が不十分/ガレキの存在/高い放射線環境/ダスト環境等、極めて悪い環境にあるのみならず、PCVまで移行した燃料デブリの取り出し作業等、これまで経験したことがない初めての作業である。このような劣悪な作業環境下での作業であるからこそ、入念な対策と準備により労働災害を発生させないことが重要である。

(2) 主な要求事項

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための労働安全対策について、これまで行われてきたものとは比べものにならない十分な事前準備が必要となる。

(3) 現状

- a. 原子炉建屋内や周辺エリアでの作業を中心に、全面マスクの着用等作業員に負担を強いる放射線防護が必要な状況である。
- b. 平成27年1月19日に発生した雨水受けタンク天板部からの落下等、重篤な人身災害が繰り返し発生した状況を踏まえ、安全点検、意識向上・事例検討会の実施、過去に発生した人身災害の振り返り等、労働災害を防ぐ、減らす、軽減するための様々な安全性向上対策を実施してきている。

(4) 今後の対応

労働災害を防ぐ、減らす、軽減するために、下記の対応をより強力に進めるべきである。

- a. 現状実施してきている安全性向上対策を徹底する。
- b. 照明の復旧（電源の復旧）、通信環境の改善、ガレキ撤去等により、可能な限りより良い作業環境を構築する。
- c. これまでに実施されてきた原子炉建屋内線量低減作業、PCV内部調査作業をレビューし、他作業に対する準備、計画、訓練等の事前対策に活かす。
- d. 燃料デブリの取り出しのためには、b.で記した原子炉建屋内線量低減作業以外にも、PCV内部調査、原子炉建屋補修、建屋滞留汚染水の除去、原子炉建屋上部解体（2号機）、使用済燃料プールからの燃料取出し等の作業が計画されている。このようなこれまでに経験したことがない初めての作業に対しては、モックアップによる作業訓練を十分に実施する。

- e. 各作業において発生する可能性がある事故・トラブルを事前に抽出し、リスク評価を行い対策を講じておくことにより、事故・トラブルの未然防止を図るとともに、不測の事態に対する対処方法も検討しておく。

4.3.4.3 国際公募を通じた新たな工法提案の活用

燃料デブリ取り出しの冠水工法に加えて、気中工法の検討を行っていくに当たり、難度の高い技術開発、新しい課題に対する技術開発を行うために、国際公募を活用し世界中の叡智を結集して、技術のレベルアップに取り組むことが必要である。

2013 年に実施された情報提供依頼（RFI）に続き、資源エネルギー庁による廃炉・汚染水対策補助事業の一環として、2014 年 6 月、燃料デブリ取り出し代替工法（気中工法）に関する下記の 3 事業に対する国際公募が実施された。その結果、計 11 件が採択され、2015 年 3 月末までの検討が開始された。

3 事業の検討結果を踏まえて、気中工法の適用性等を評価していく。実機適用に有効な可能性が高いと評価されたものは、今後、適用に向けた開発や研究を進め、4.3.4.1、4.3.4.2 記載の技術要件「燃料デブリ取り出し機器・装置の開発」等における技術開発、現場作業へ取込んでいくことを検討すべきである。

2015 年度以降具体的な開発研究を継続していくことが期待されるテーマについては、実機適用への枠組みをよく検討し進めていくべきである。

- 「気中にて燃料デブリを安全かつ確実に取り出す代替工法の概念検討事業」（4 件採択）
4 件のうち 3 件は、PCV 上からのアクセスと PCV 横からのアクセスの組合せ工法を、他の 1 件は PCV 上部からのアクセスする工法を検討している。
- 「代替工法のための視覚・計測技術の実現可能性検討事業」（4 件採択）
- 「代替工法のための燃料デブリ切削・集塵技術の実現可能性検討事業」（3 件採択）

参考文献

廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（第 14 回） 資料 4-2「燃料デブリ取り出し代替工法に関する概念検討事業等の中間報告」

4.3.4.4 気中工法の実現性を判断する道筋

気中工法は、PCV 内の水位を現状程度に維持して、燃料デブリを取り出す工法であり、PCV 水位管理や臨界管理等が比較的容易である。一方、放射線の遮へい、放射性ダストの飛散防止が必ずしも十分には期待できない。このため、工法を実現する上で特に重要な課題として、以下の3つがあげられる。

(1) 燃料デブリ等による高放射線の遮へい

燃料デブリや FP、放射化物による放射線により、作業員や公衆に与える影響を考慮した遮へいを行う必要がある。また、遮へい材による重量等が原子炉建屋に与える影響を考慮する必要がある。

(2) 建屋外へのダスト飛散による作業員・環境への影響管理

放射性ダストが外部に飛散しないように、燃料デブリの取り出し方法や飛散防止対策を検討する必要がある。

(3) 燃料デブリ取り出し装置等の耐放射線性の確認

燃料デブリ取り出し装置等が高放射線量の燃料デブリ等にさらされるため、取り出し作業に大きな影響を与えない程度の耐放射線性が要求される。

なお、工事の方法によっては、燃料デブリの一部が水没していない状態となることも想定されるため、その場合には、水没していない燃料デブリに対する冷却効果の評価が必要となる。

4.3.4.1 に示す 9 項目の技術要件、上記 3 つの特に重要な課題についての対応の進捗状況を踏まえて、必要な見直しをかけながら開発、検討を進める。中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが判断ポイントとして設定されているため、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うために、各技術要件を満足できることを見極め、気中工法の実現性を判断する。

図 4.3.4-8 に、9 項目の技術要件の今後の対応について示す。

事項/年度	第1期		第2期（燃料デブリ取り出しが開始されるまでの期間）		
	2013	2014	2015	2016	2017以降
	（前）			（中）	
主要イベント	V法研定				
気中工法の実現性検討	気中工法の実現性の検討※1 シナリオの絞り込み(号機毎)の検討※1				
	※1）以下の情報を基に、関係者間で議論・調整していく			炉内状況・燃料デブリの情報（図4.3.1-4）より	
PCV・建屋の構造健全性の確保	冠水工法を対象とした開発 横からアクセス工法健全性評価法開発 横からアクセス概略設備設計			● 評価（含：気中-上アクセス工法） ● 評価（気中-横アクセス工法）	
臨界管理	冠水工法を対象とした開発 気中工法における臨界管理方法の検討 ・冠水工法を対象として開発中の臨界評価手法、 臨界近接監視手法、再臨界検知技術、臨界防止技術の気中工法への適用性を確認する。				
冷却機能の維持	冠水工法を対象とした設計、準備 「系統設備、エリアの構築」のシステム概念検討で実現性を見極める 注）気中工法に向けた実現性検討結果を踏まえて冷却システムの設計・開発を行う（必要に応じて研究開発を実施）				
閉じ込め機能の確保	冠水工法を対象とした補修実現性の検討 冠水工法を対象とした概念構築、開発 「系統設備、エリアの構築」のシステム概念検討で実現性を見極める 注）気中工法に向けた実現性検討結果を踏まえてPCV閉じ込め機能の構築のためのより詳細な具体化検討を行う（必要に応じて研究開発を実施）				
作業時の被ばく低減 遮断装置による除染	総合的な被ばく低減に係る取り組み（除染、経路の遮へい・搬入） 冠水工法を対象とした開発、現場対応 「系統設備、エリアの構築」のシステム概念検討で実現性を見極める 注）気中工法に向けた実現性検討結果を踏まえて高線量下で作業を行う場合の遮へいに係る検討を行う（必要に応じて研究開発を実施）				
燃料デブリ取り出し機器・装置の開発	冠水工法を対象とした設計、準備 冠水工法を対象とした開発／設計 並行して検討を行う。 気中工法における取り出し装置の開発（耐放射線性、ダスト環境下）				
燃料デブリへのアクセスルートの構築	冠水工法を対象とした設計、準備 「系統設備、エリアの構築」のシステム概念検討で実現性を見極める 注）気中工法に向けた実現性検討結果を踏まえて気中工法におけるアクセスルートの検討を行う				
系統設備、エリアの構築	冠水工法を対象とした設計、準備 冠水工法を対象とした開発／設計 気中工法に係る各システム※2の概念検討（実現性を見極め） ※2）循環注水冷却（空冷の検討を含む）、汚染水回収、負圧管理・建屋内ガス管理、放射性ガスの処理などのシステム				
労働安全の確保	冠水工法を対象とした準備 注）冠水工法と同様に準備、対応することが必要である。				
				現場作業 現場工事等に関わる技術的検討 研究開発	

図4.3.4-8 気中工法における技術要件の今後の対応

4.3.5 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの検討

4.3.4 項において、気中工法の適用可能性検討について述べたが、具体的にプラント各号機で燃料デブリ取り出し作業を行うことを想定し、現状の情報に基づく適用シナリオの検討を行う。

検討対象の工法オプションは、4.3.2 項で述べた、冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法、気中-横アクセス工法の3つとする。図 4.3.5-1 にそれぞれの工法のイメージを示す。

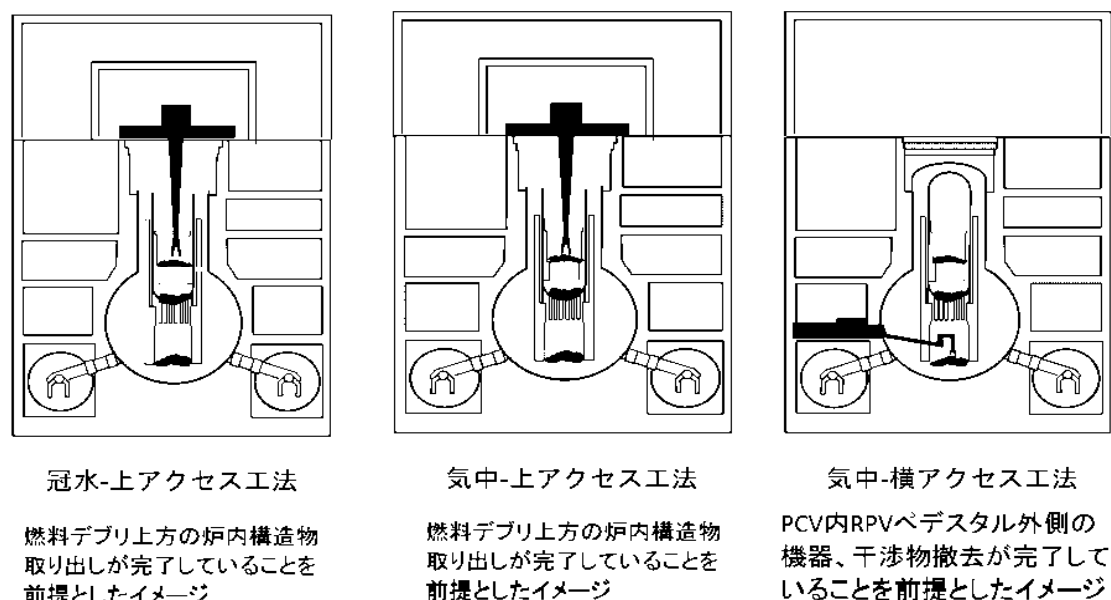


図 4.3.5-1 重点的に取り組む3工法（イメージ）

シナリオとして、燃料デブリ取り出しの開始から完了までを考えると、単一の工法オプションで最後まで実施する場合、複数の工法オプションを順に組合せて実施して、取り出しを完了する場合を検討する。

燃料デブリ取り出し工法オプションとして、冠水工法、気中工法それぞれに長所、課題がある。図 4.3.5-2 に、水張りのレベルに応じ、認識すべき工法の課題を定性的に示すとともに、考慮や検討の必要性及び難度について整理した。

4.3.5 項においては、現時点のプラント各号機の現状の状況推定に基づくシナリオの検討と、今後得られる情報に応じた検討の考え方を示す。

今後得られる情報に基づき、プラント状況の推定内容が変わった場合には、検討の内容は修正が必要となる可能性がある。

課題として認識すべき事項

水位		工法	遮へい 対策	ガス 対策	PCV 止水	循環 ループ	臨界 防止策	耐震性	燃料 デブリ 冷却 (RPV内)	燃料 デブリ 冷却 (Aデブリ 底部)
↑高 ↓低	原子炉ウェル上部	完全冠水								
	PCVフランジ	冠水								
	上部格子板									
	炉心支持板	気中								
	D/W下部 (底部燃料デブリ冠水)									
	D/W下部 (底部掛け流し)									

○：課題事項に対して有利 ➡  ➡  ➡  ➡ ：課題事項に対し十分に考慮・検討すべき

低 ← (考慮・検討必要性や難度) → 高

注記：

- ② 工法の選定にあたっては、課題事項の考慮・検討の必要性のみならず、各工法を成立させるために必要な開発の内容、現場準備やプラント状況に応じた燃料デブリ取り出し作業の合理性等の評価を含めることが必要となる

図 4.3.5-2 工法の水水位レベルにより考慮すべき課題

4.3.5.1 プラント適用シナリオの検討

4.3.2 項で述べた工法オプション「冠水工法」「気中-上アクセス工法」「気中-横アクセス工法」を適用し、燃料デブリ取り出し開始から完了までの作業手順として、考えられるものを整理する。取り出し作業の開始から完了まで、上記の内の一つの工法オプションだけを適用して達成する場合として3通りのシナリオがあり、取り出す燃料デブリの分布位置に対応して2つの工法オプションを適用する場合とその施工の順を考慮して4通りのシナリオが考えられ、合せて燃料デブリ取り出しのシナリオとして、7通りが考えられる。

表 4.3.5-1 に上記のシナリオについて想定している手順と、特徴を整理する。また、図 4.3.5-3 に、各燃料デブリ取り出し工法シナリオと対処可能な燃料デブリの位置を示す。

各シナリオの手順説明 (表 4.3.5-1 の想定手順の補足)

シナリオ(1) 冠水 (又は完全冠水) 上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

→PCV 内ペDESTAL内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(2) 気中上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

→PCV 内ペDESTAL内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(3) 気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外の燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(4) 冠水 (又は完全冠水) 上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

気中-横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(5) 気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外の燃料デブリ取り出し

冠水工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(6) 気中上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し

気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

シナリオ(7) 気中横アクセス工法によりアクセス

→PCV 内ペDESTAL内外の燃料デブリ取り出し

気中上アクセス工法によりアクセス

→炉内構造物、RPV 内燃料デブリ取り出し→燃料デブリ取り出し完了

工法決定の時期までに、各号機ごとのプラント状況を勘案して、燃料デブリ取り出し工法を選定することとなる。現状の各号機の情報を考え、可能性のあるシナリオ候補を挙げ、今後得られる情報に応じ、判断を進めていく。

表 4.3.5-1 各シナリオの手順と特徴

シナリオ	工法			想定手順	特徴
	冠水上アクセス	気中上アクセス	気中横アクセス		
(1)	○	—	—	炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ペDESTAL内燃料デブリ取り出し	・ペDESTAL外燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可
(2)	—	○	—	炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ペDESTAL内燃料デブリ取り出し	・ペDESTAL外燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可
(3)	—	—	○	ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し	・RPV内燃料デブリ取り出しが不要の場合に適用可（100%ペDESTAL内外対応シナリオ）
(4)	①	—	②	①炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ②ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し	・RPV内は上から、ペDESTAL内外は横からの得意なアクセスを活かしたハイブリッド工法
(5)	②	—	①	①ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し ↓ ②炉内構造物・RPV内燃料取出し	・シナリオ（4）の逆パターンのハイブリッド工法 ・冠水時の耐震性が課題
(6)	—	①	②	①炉内構造物・RPV内燃料取出し ↓ ②ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し	・RPV内は上から、ペDESTAL内外は横からの得意なアクセスを活かしたハイブリッド工法
(7)	—	②	①	①ペDESTAL内外燃料デブリ取り出し ↓ ②炉内構造物・RPV内燃料取出し	・シナリオ（6）の逆パターンのハイブリッド工法

※○内の数字は施工順を示す

シナリオ	工法			各シナリオが対処可能な燃料デブリの位置		
	冠水 上アクセス	気中 上アクセス	気中 横アクセス	RPV内	RPV ペデスタル内	RPV ペデスタル外
(1)	○	—	—	NG ^{注2}	NG ^{注1}	NG ^{注1}
(2)	—	○	—			NG ^{注1}
(3)	—	—	○			
(4)	①	—	②			
(5)	②	—	①			
(6)	—	①	②			
(7)	—	②	①			

○内の数字は施工順を示す。

注1: 上アクセス工法単独では、RPVペデスタル外側の燃料デブリ取り出しは困難。

注2: 横アクセス工法単独では、RPV内の燃料デブリ取り出しは困難。

(表 4.3.2-1、表 4.3.2-2 を参照)

図 4.3.5-3 燃料デブリ取り出し工法シナリオと対処可能な燃料デブリ位置

4.3.5.2 号機ごとの状況を踏まえた複数シナリオの提示と今後検討の方法論

4.3.5.1 で挙げた 7 つの燃料デブリ取り出し工法シナリオを念頭に、今後、各号機を対象としたプラント情報（調査結果、評価結果）を基に、5 つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、望ましいシナリオを検討していくこととなる。

まず、プラント適用可能性のある 7 つのシナリオの特徴は、表 4.3.5-1 に記載のとおりである。

また、シナリオ(5)、(7)は、気中-横アクセス工法施工の後、冠水-上アクセス工法又は気中-上アクセス工法を適用して燃料デブリ取り出しを完遂するシナリオである。オペフロで使用済燃料プールの燃料取り出し作業が行われている場合には、オペフロでの作業が必須となる冠水-上アクセス工法、気中-上アクセス工法の施工を同時に行うことは困難である。しかし(5)(7)のシナリオに依れば、建屋側面からのアクセスすることで、燃料プールからの燃料取り出し作業工程に依存せず、燃料デブリ取り出しを開始できる可能性がある。ただし、使用済燃料プールに燃料が残った状態での安全確保方策が必要となることに留意する必要がある。

図 4.3.5-4 に、判断の根拠となる種々の情報を集めて判断し、燃料デブリ取り出し工法シナリオを決定していくための調査検討事項を示す。図 4.3.5-5 に、燃料デブリ取り出し開始までの作業の流れを示す。

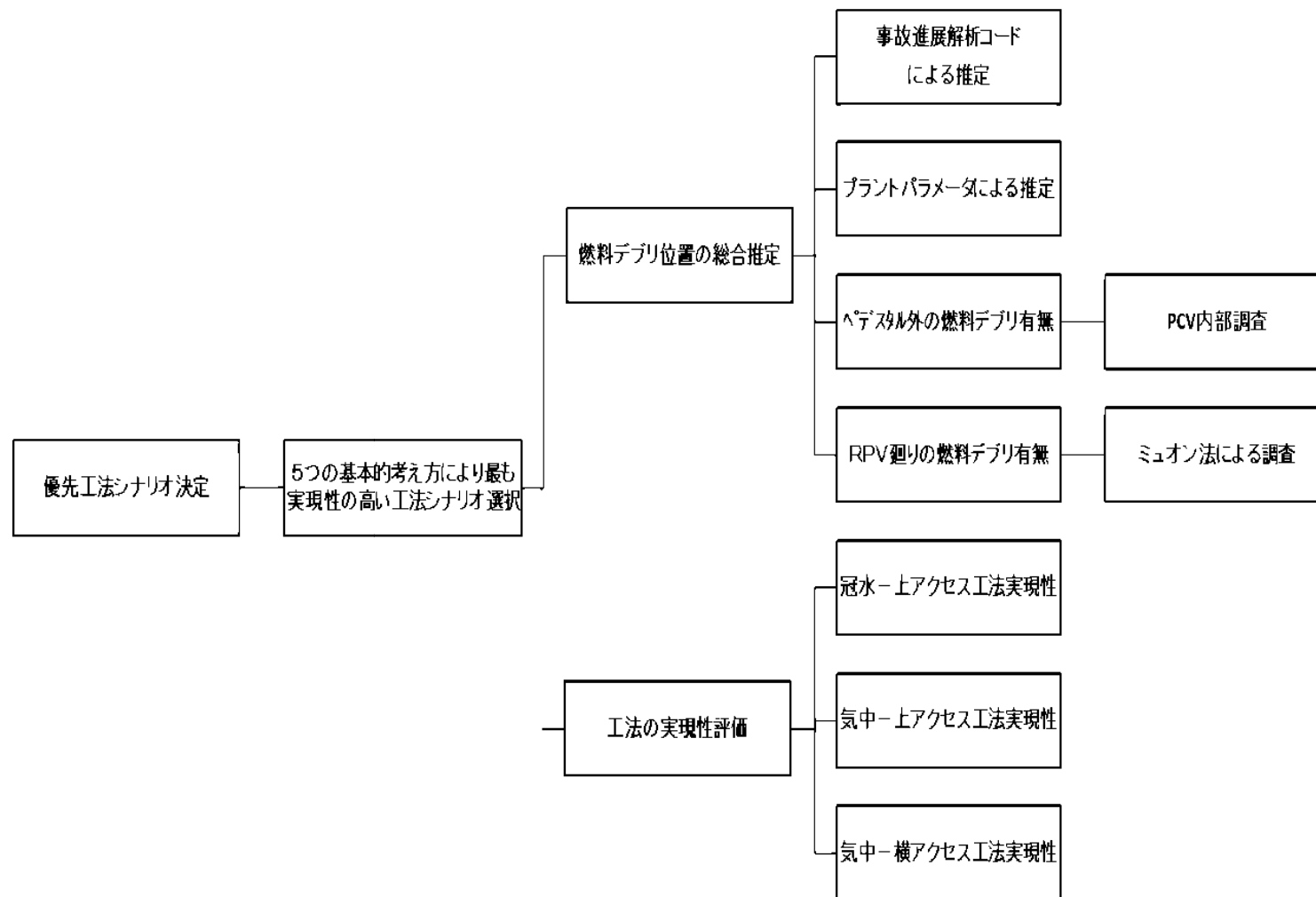
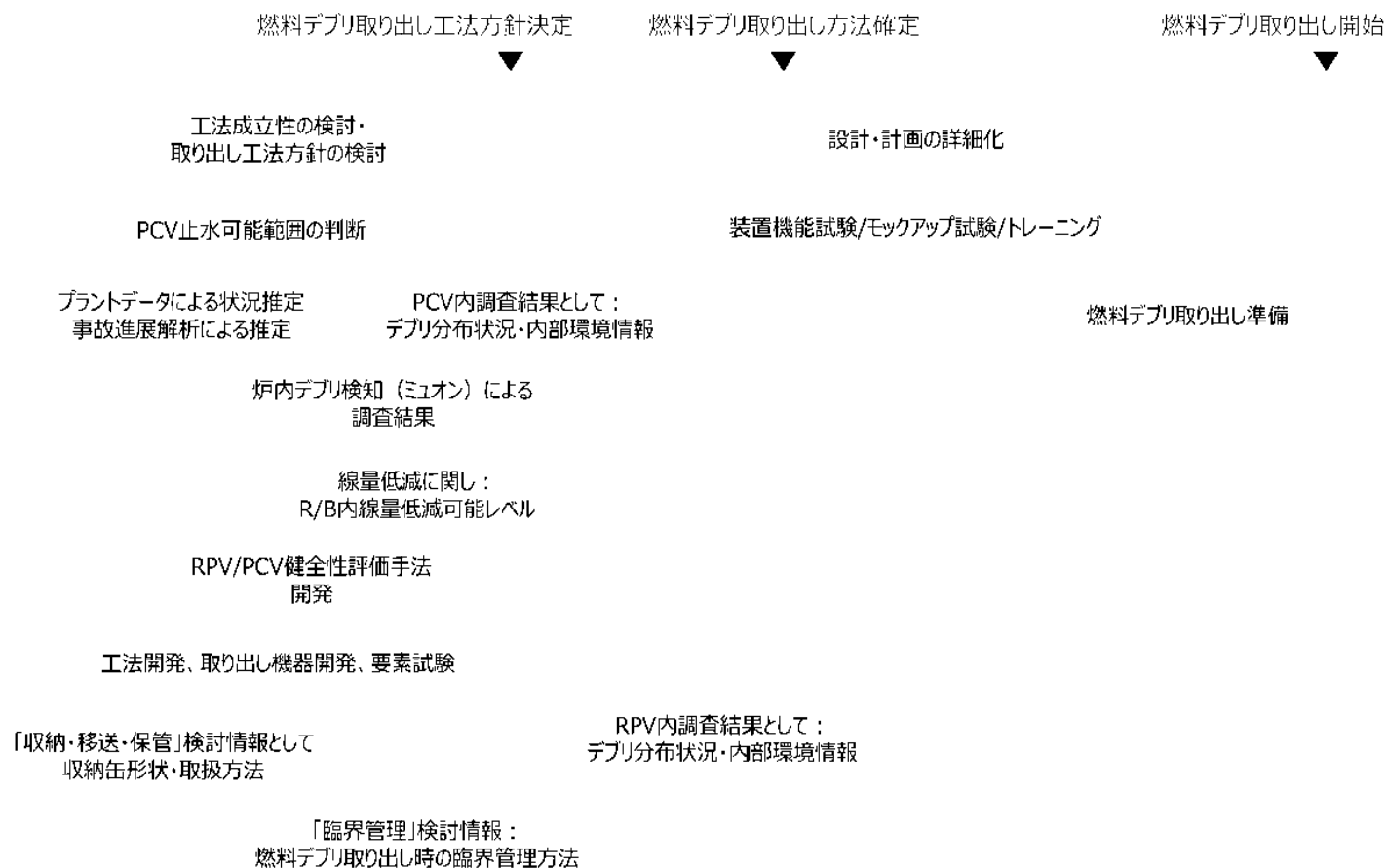


図 4.3.5-4 燃料デブリ取り出し工法シナリオ決定のための調査検討事項



（注記）燃料デブリ取り出し工法方針決定に向け、判断をするために必要な情報を入手し、検討を進めるイメージを示す。

PCV 止水可能範囲の判断結果や、PCV 内及び RPV 内燃料デブリの分布状況調査の結果は工法方針決定に特に重要な情報となる。

複数の工法、シナリオの実現性が見通せる場合、5つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、優先する実施シナリオを判断をする。

図 4.3.5-5 燃料デブリ取り出し開始までの作業

号機ごとに、現時点の情報を基にして、燃料デブリ取り出し工法シナリオの検討を行う。

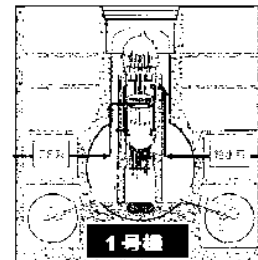
(1) 1号機についての検討

a. 現状の燃料デブリ位置の推定

- 事故時に溶融した燃料はほぼ全量 RPV 下部プレナムへ落下、炉心部にほとんど燃料の残存無
- 下部プレナムに落下した燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下

b. PCV 水位状況、破損状況

- D/W 内水位 D/W 床から約 3m
- S/C 内ほぼ満水
- サンドクッションドレン管からの漏えい有
- 真空破壊ラインの伸縮継手カバーからの漏えい有



c. 可能性のあるシナリオと今後のプラント情報を仮定したシナリオ候補の考え方

1号機においては、燃料デブリは大部分が D/W 底部に落下していると推定される。

PCV 内で RPV ベデスタル外側に燃料デブリが存在する場合には、横からのアクセス工法により取り出すことが必要となると考えられ、表 4.3.5-1 に示すシナリオ(3)、(4)、(5)、(6)、(7)が候補となり得る。これら候補シナリオの燃料デブリ取り出し手順を図 4.3.5-6、7 に示す。

ミュオン調査や RPV 内調査により、RPV 内の燃料デブリの分布があると確認された場合、RPV 内の燃料デブリ取り出しのためにはシナリオ(3)では難しいと考えられ、(4)、(5)、(6)、(7)が候補となる。

また、PCV 止水に関し、炉心領域上端部まで水位を確保する止水ができない場合、候補シナリオは(6)、(7)となる。

(5)、(7)については、側面からのアクセス（横アクセス）のための開口を建屋や PCV に設けた後に、冠水工法又は気中-上アクセス工法を施工する際の健全性確認又は健全性確保のための補強を実施することが必要な条件となる。

燃料デブリが RPV ベデスタル外側に分布していることを確認した場合、横からアクセスを先行して行うシナリオ(5)、(7)により、プール燃料取り出しの工程に関らず、燃料デブリ取り出しを開始することも検討対象となる。ただし、使用済燃料プールに燃料が残った状態での安全確保方策が必要となることに留意する必要がある。

複数の候補シナリオが技術的に成立可能な場合には、5つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、優先する実施シナリオを検討していただくことが必要である。

シナリオ(4)、(5)

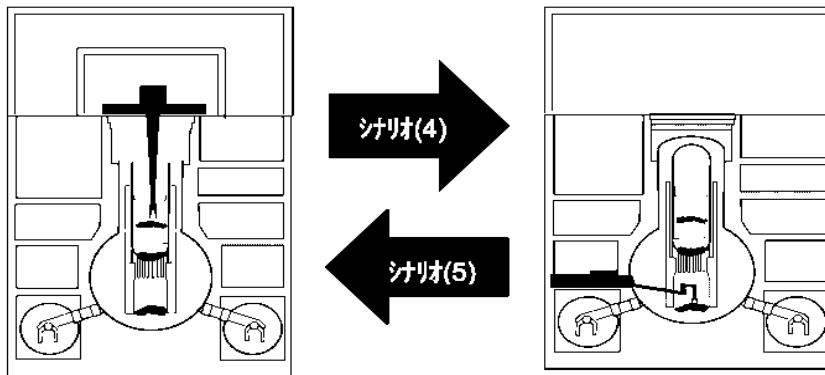


図 4.3.5-6 シナリオ(4)、(5)による燃料デブリ取り出し手順

シナリオ(6)、(7)

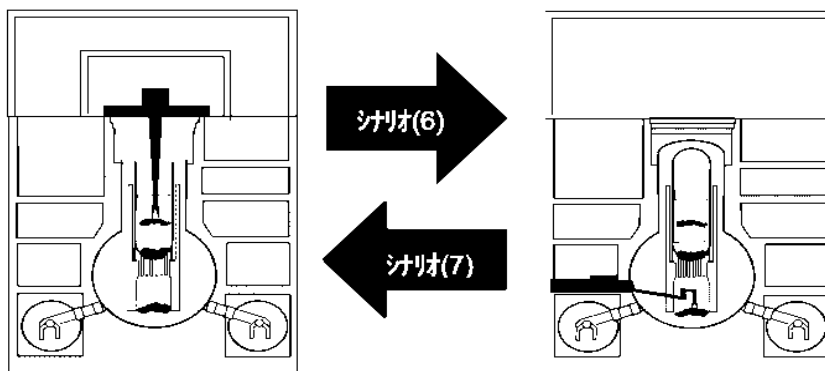


図 4.3.5-7 シナリオ(6)、(7)による燃料デブリ取り出し手順

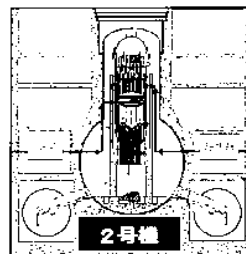
d. 燃料デブリ取り出しシナリオを検討に係る注意事項

- 気中-横アクセス工法によって取り出しを行う場合、アクセスルート構築のための既存機器、設備、配管の撤去作業、機器・装置の仮置きエリア計画を含め、具体的な検討を進め実現性を見通すことが必要である。
- PCV 漏えい調査の結果や止水技術開発の状況を踏まえて、止水可能性を判断することが必要となる。

(2) 2号機についての検討

a. 現状の燃料デブリ位置の推定

- 事故時に溶融した燃料の一部は RPV 下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存



b. PCV 水位状況、破損状況

- D/W 内水位 D/W 床から約 30cm
- S/C 内水位 トーラス中央部付近
- トーラス室上部に漏えい痕跡無

c. 可能性のあるシナリオと今後のプラント情報を仮定したシナリオ候補の考え方

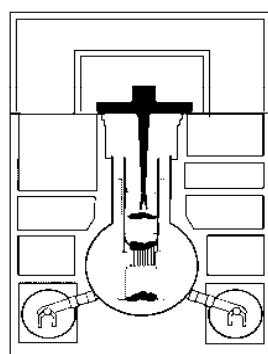
2号機においては、RPV 内部に燃料デブリが残存しており、これを含めた燃料デブリ取り出しが必要であると推定される。また、燃料デブリは D/W 底部の RPV ペDESTAL 外側に存在する可能性は低いと推定される。

これらを考えると、シナリオ(1)、(2)が有力な候補と考えられる。これら候補シナリオによる燃料デブリ取り出しのイメージを図 4.3.5-8 に示す。PCV 補修により、上部までの水張りが可能であればシナリオ(1)での施工が可能となり、上部までの水張りが不可の場合シナリオ(2)による施工を行うこととなる。

PCV 止水の可能な程度により、いずれかを選択することとなる。

横からのアクセスを伴う、シナリオ(4)、(5)、(6)、(7)については、燃料デブリが RPV ペDESTAL 外側に分布していない場合には、必ずしも必要とはならず、単独工法で完遂する方が合理的であると想定される。また、RPV 内部に燃料デブリが残存している場合、シナリオ(3)（横アクセス工法のみ）で燃料デブリ取り出しを完遂することは難しいと想定される。

シナリオ(1)



シナリオ(2)

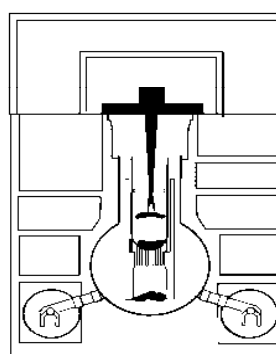


図 4.3.5-8 シナリオ(1)、(2)による燃料デブリ取り出しイメージ

複数の候補シナリオが技術的に成立可能な場合には、5つの基本的考え方に基づく評価を勘案して、優先する実施シナリオを検討していくことが必要である。

d. 燃料デブリ取り出しシナリオを検討に係る注意事項

- 水張り可能水位について、PCV 漏えい調査結果により判断する必要がある。上部の調査は燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定の判断根拠とするために早める必要がある。

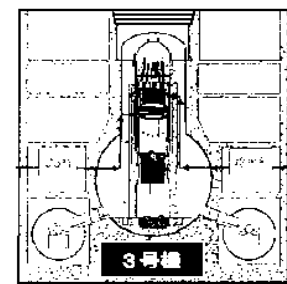
(3) 3号機についての検討

a. 現状の燃料デブリ位置の推定

- 事故時に溶融した燃料の一部は RPV 下部プレナムへ落下、また、一部は D/W 底部に落下、一部は炉心部に残存

b. PCV 水位状況、破損状況

- D/W 内水位 D/W 床から約 6.5m
- 主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えい有



c. 可能性のあるシナリオと今後のプラント情報を仮定した候補の考え方

3号機においては、他号機に比べ、PCV の損傷が軽微である可能性があり、冠水工法の実施が期待される。また、PCV 内で RPV ペDESTAL外側に燃料デブリが存在する場合には、横からのアクセス工法により取り出すことが必要となるため、早期に PCV 内調査を行い、横から取り出しの必要性を判断することが必要である。現状、シナリオ(1)、(2)及び(4)～(7)が候補となり得る。RPV 内部に燃料デブリが残存している場合、シナリオ(3)（横アクセス工法のみ）で燃料デブリ取り出しを完遂することは難しいと考えられる。RPV ペDESTAL外への燃料デブリ分布がないことを確認できれば、候補のシナリオとして、(1)、(2)が有力と考えられる。（前述 2 号機と同様の考え方による）PCV 止水の可能な程度により、いずれかを選択することとなる。

複数の候補シナリオが技術的に成立可能な場合には、リスク低減や、優先すべき評価項目について評価を勘案して、優先する実施シナリオを検討していくことが必要である。

現状、3号機の PCV 内部デブリ調査予定については検討中、ミュオンによる炉内の燃料デブリ検知については計画が具体化していない状況である。

d. 燃料デブリ取り出しシナリオを検討に係る注意事項

- シナリオ検討のために必要な燃料デブリの状況を確認するための PCV 内部調査について、計画、実施を急ぐ必要がある。
- 燃料デブリが RPV ペDESTAL外に分布している場合、気中-横アクセス工法を先行して行うことも選択肢として考えられる。

以上に述べた、号機ごとの燃料デブリ取り出し工法シナリオの候補について表 4.3.5-2 に整理する。

表 4.3.5-2 各号機の燃料デブリ取り出し工法シナリオ候補の整理

シナリオ No.	冠水-上アクセス工法 (完全冠水含む)	気中- 上アクセス工法	気中- 横アクセス工法	1号機向け 工法候補	2号機向け 工法候補	3号機向け 工法候補
1	○	—	—		✓	✓
2	—	○	—		✓	✓
3	—	—	○	✓*1		
4	①	—	②	✓	(✓)*2	✓*3
5	②	—	①	✓*4	(✓)*2*4	✓*3*4
6	—	①	②	✓	(✓)*2	✓*3
7	—	②	①	✓	(✓)*2	✓*3

○内の数字は、施工順を示す。

*1 1号機の場合、全ての燃料デブリがRPVから落ちてRPVペDESTAL内外に存在している場合、シナリオ3が必要となる可能性がある。

*2 2号機の場合、RPVペDESTAL外側に燃料デブリが存在する可能性は低いと推定されるため、横アクセスは必ずしも必要としない。

*3 3号機の場合、RPVペDESTAL外側に燃料デブリが存在しないことが確認されれば、横アクセスは必要なくなるため、早期のPCV内部調査が望まれる。

*4 「冠水-上」と「気中-横」の組合せでは、「気中-横」で建屋やPCVの開口加工を行った後、「冠水-上」を行う場合、耐震健全性の確認が必要となる

4.3.5.3 複数シナリオに対して検討を進めていく方法論と検討ゴール

4.3.5.1 で挙げた複数シナリオを構成する燃料デブリ取り出し工法の成立の鍵となる技術開発や、検討の進捗に伴う実現性の見込み及び各号機の PCV 内部調査他により得られる号機ごとの燃料デブリの位置・分布状況等のプラント状況の推定確度の向上に伴い、号機ごとの実機適用シナリオを段階的に選定していく。号機ごとの状況を踏まえた実機適用シナリオを確定するために必要な調査、研究開発計画の見直しを行っていくべきである。

中長期ロードマップにおいては 2018 年度上半期に燃料デブリ取り出し方法を確定することが判断ポイントとして設定されているため、これに間に合うように燃料デブリ取り出し工法シナリオの選定を行うことが必要である。新たに得られた燃料デブリ取り出し工法の実現性に係る研究開発状況、燃料デブリ位置、分布情報を基に、号機ごとに施工するのに適し、かつ実現可能と判断できる実機適用シナリオを選定することを目指す。その際、号機ごとに実現可能と判断されるシナリオが複数ある場合には、5 つの基本的考え方にに基づき比較評価し、号機ごとに優先シナリオを選定する。図 4.3.5-9 に、その選定フローを示す。図 4.3.5-9 の中で、「工法の実現性評価」の各項目は、全て、いずれの工法においても検討が必要な重要項目であるが、冠水工法、気中工法それぞれで特に難度が高いと考えられるものを枠で囲って示した。

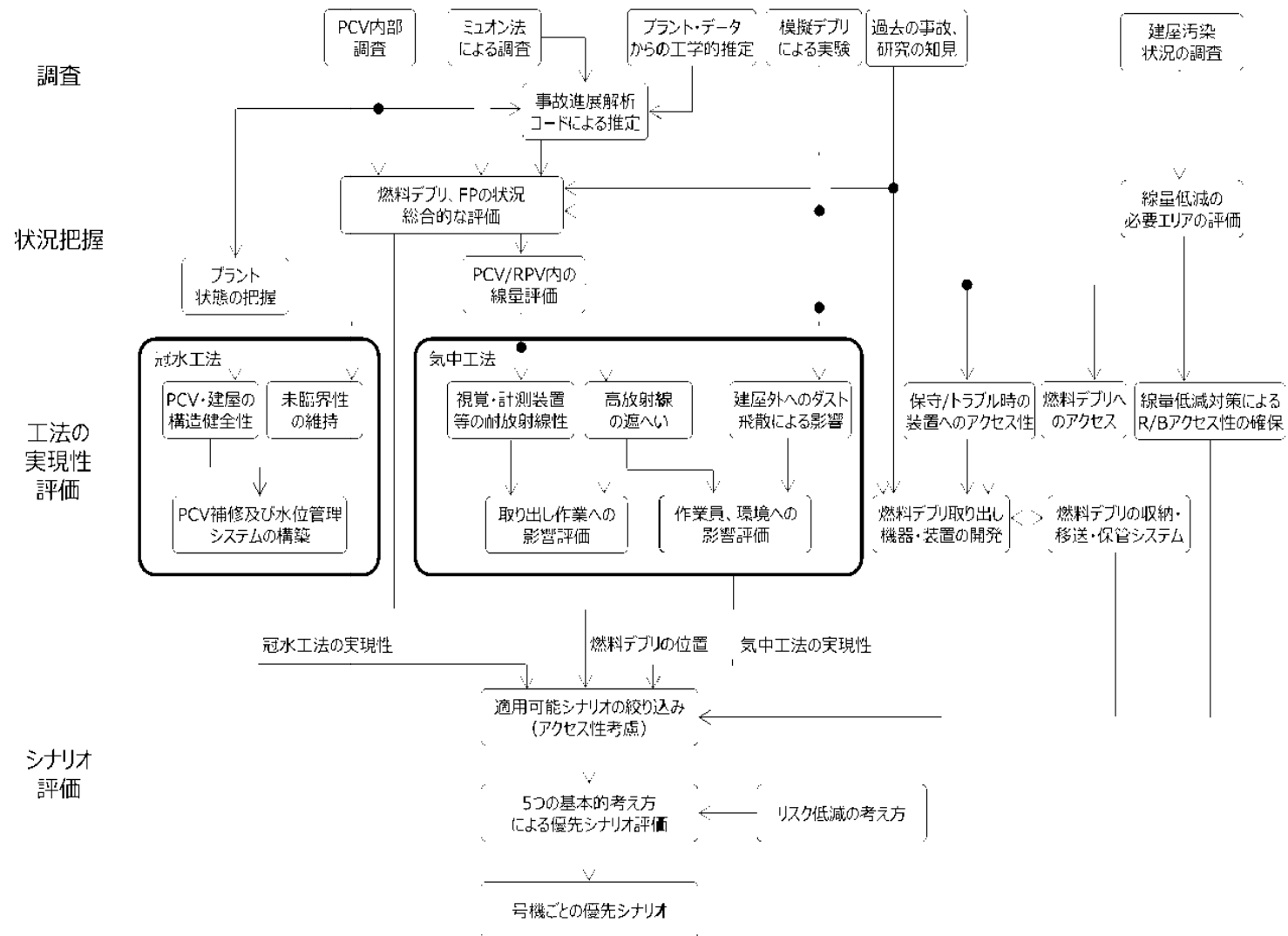


図 4.3.5-9 燃料デブリ取り出しシナリオ選定フロー

4.4 取り出した燃料デブリの収納・移送・保管に関する検討

燃料デブリ取り出しを開始するためには、燃料デブリ取り出し工法に関わらず共通で必要となる下記の技術開発を進めることが重要である。

- 取り出し後の燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築
- 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築

4.4.1 取り出し後の燃料デブリの収納・移送・保管システムの構築

(1) 目的

取り出した燃料デブリを収納する収納缶の設計・製作から移送・敷地保管までのシステム構築を行うこと。

(2) 主な要求事項

- a. 安全に燃料デブリを収納・移送・保管できるシステムを構築すること。

TMI-2 燃料デブリの収納・移送・保管作業を参考としてシステム検討するものの、TMI-2 燃料デブリと福島第一原子力発電所燃料デブリとの比較から TMI-2 に比べて福島第一原子力発電所の収納缶に対する条件が厳しいため、適用すべき要求条件を自ら設定し、福島第一原子力発電所の実情に適合した燃料デブリ収納缶及び収納缶取扱い技術を開発すること。

また、燃料デブリの取り出し工法や実際の作業場所等の制約条件を総合的に把握・考慮して収納缶～保管の複数の有力シナリオ案を策定すること。

- b. 関連する他の取組と連携、整合のとれた収納缶等の仕様設定であること。

要求（インプット条件）の設定を関連するプロジェクトと連携して仮設定、収納缶設計に反映する。また、収納缶を収納する機器等への要求（アウトプット条件）を明らかにする。

なお、工法に係る条件設定は、収納については「冠水と気中」、移送については「上部取出と横側取出」及び保管については「乾燥保管と一時プール保管」について行う。

- c. 収納缶及び取扱い装置の試作品を作成、モックアップ試験による確認を行うこと。

(3) 現状

- a. 全体計画の策定と関連した情報の収集

これまで研究開発として、システム構築に参考となる情報の収集や関連するプロジェクトとの相関を整理して、他プロジェクトからのインプット及び他プロジェクトへのアウトプットを整理、技術開発の全体計画策定や課題の抽出などを実施している。

- b. 研究開発として、収納缶概念設計及び移送・保管システムの検討を実施（2014 年度）

- i) 燃料デブリ収納・移送・保管システムの検討

福島第一原子力発電所の状況から多様な燃料デブリを想定、条件設定を行った上で収納・移送・保管システムに関する検討を行っている。

- ii) 収納缶の設計コンセプトと安全評価技術の開発

収納缶の設計条件を設定、基本機能、概略形状等の方向性を策定。

次年度からの収納缶設計着手に資する安全評価手法の抽出及び開発計画を策定している。

（臨界評価、構造評価、収納缶外面腐食評価手法等）

- iii) 破損燃料の移送・保管に係る調査を行っている。

- c. 福島第一原子力発電所内の敷地は汚染水タンク設置や使用済燃料および廃棄物の一時保管場所などとして使われており、限られた敷地を有効活用するための検討と対策が必要な状況である。

(4) 今後の対応

上述のとおり、現在はシナリオ検討等を行っている段階であるが、シナリオの具体化に伴い技術的な課題が抽出されるものと考えられ、これに適切に対応する必要がある。

その他に、今後実施すべき事項は下記のとおり。

a. シナリオの具体化に合わせた移送・保管計画の詳細化

燃料デブリの取り出しが開始されるまでに、移送・保管するための準備が整っている必要がある。移送・保管手段を具体化するに合わせて施設等の詳細設計を実施する。

b. 福島第一原子力発電所の状況を踏まえた移送・保管計画

敷地内は汚染水タンク設置や使用済燃料および廃棄物の一時保管場所として使用されているが、関連する作業と調整し燃料デブリの移送・保管に必要なエリアを確保する。

c. 規制対応を考慮した収納缶及び移送・保管設備（キャスク等）の安全要求の明確化

許認可取得に向けて、臨界防止、遮へい、除熱等の機能要求や構造強度評価に関する要求等を明確にする。

4.4.2 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築

(1) 目的

日・IAEA 保障措置協定等に基づき、国及び IAEA に対して、燃料デブリ中の核燃料物質量の申告や核燃料物質の実在庫の調査報告を行う必要がある。通常、原子力発電所においては、燃料集合体を 1 単位とする計量管理手法が適用されていたが、福島第一原子力発電所の核燃料物質は事故により溶融し燃料デブリの状態になっており、通常の計量管理手法が適用できない状況にある。このため、透明性を確保した新たな計量管理方策を構築する必要がある。

(2) 主な要求事項

a. 文献調査、現場管理状況調査

TMI-2 及びチェルノブイリの事故時における核燃料物質の計量管理状況を把握すること。

b. 核燃料物質の分布状況の評価

事故後の核燃料物質量の分布状況を把握すること。

c. 燃料デブリに係る計量管理方策の確立

核燃料物質の移動等に伴う計量管理について、透明性を確保した合理的な計量管理手法、測定技術を開発すること。

(3) 現状⁹

a. 文献調査、現場管理状況調査

以下の調査及び測定技術の絞り込みにより、本項は完了した。

TMI-2 及びチェルノブイリの事故時の現場管理状況、用いられた測定技術等について、文献等の調査を行い核燃料物質の計測状況の把握を行った。

測定技術について適用範囲、精度等の評価を行い、適用できる測定技術の候補として 7 種の測定技術が絞り込まれた。

b. 核燃料物質の分布状況の評価

事故進展解析コードを利用した炉内状況把握プロジェクトにより、燃料デブリの分布状況の推定が行われたが、推定精度が低いのが現状である。

燃料デブリの分布状況については、炉内調査、燃料デブリの取り出し、燃料デブリのサンプリングが行われていないため、分布状況の評価が未着手である。

c. 燃料デブリに係る計量管理方策の確立

計量管理手法を含めた方策については検討が進められているが、国と IAEA との非公開協議事項のため、ここでの記載は割愛する。

(4) 今後の対応

⁹ 東京電力/JAEA 燃料デブリに係わる計量管理方策の構築（平成 25 年 4 月）
JAEA 廃止措置技術に係わる原子力機構の取組（2013 年版）

- a. 核燃料物質の分布状況の評価
- 事故進展解析コードを利用した炉内状況把握プロジェクトの解析結果や原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン）プロジェクト等、関連プロジェクトから情報を入手し、核燃料物質の分布状況の把握・評価を行うこと
- b. 燃料デブリに係る計量管理手法の確立
- 燃料デブリ取り出し着手を判断するまでに、計量管理方策を構築すること
 - 事故進展解析コードを利用した炉内状況把握プロジェクト、燃料デブリ性状把握・処置技術開発プロジェクト、原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン）プロジェクト等の情報を基にデブリ分布状況を把握し、合理的な計量管理方策の構築に反映すること
 - 計量管理方策は、燃料デブリ取り出し工法の選定、燃料デブリ収納・移送・保管技術開発等に影響するため、計量管理方策の検討結果を適宜関連プロジェクトに通知し、それらの検討に反映させること
 - 事業者が行う保障措置体系の検討結果等を踏まえた合理的な計量管理方策の構築を図ること
 - 燃料デブリの分布状態、燃料デブリの取り出し工法や取り出し後の保管等の状況により核燃料物質の動き、取扱い方法が大きく異なってくるものと想定されるが、想定ごとに合理的な計量管理方策を検討すること
 - 計量管理方策は国及び IAEA の協議事項であるが、積極的にそれに協力するとともに、情報収集を図り、必要な検討等を行うこと
 - 国及び IAEA の協議等により明らかになった技術的課題等については、プロジェクトにより検討する等、積極的に進める（計量管理の方法、測定技術の開発等）こと

4.5 まとめ

福島第一原子力発電所の廃炉に係る技術的判断を行う上で、最重要課題のひとつである燃料デブリ取り出し分野について、図 4.5-1 のロジック・ツリーに示す検討すべき技術要件に関する取り組むべき課題とそれらに対する今後の対応、並びにデブリ取り出し工法オプションに基づく複数シナリオの検討について取りまとめた。

燃料デブリ取り出し分野に関する主要な検討・実施項目とスケジュール感をまとめたものを図 4.5-2 に示す。

今後、本戦略プランは、PDCA サイクルを回し、現場の状況や研究開発の状況等を踏まえて、適宜必要に応じて計画の見直しを行っていくものとする。

- ：工法(冠水/気中)より分岐する条件
- ：工法オプション(上部/機/下部)により分岐する条件
- ：冠水・気中工法共通で特に重要な課題
- ：気中工法において特に重要な課題

燃料デブリリスク低減

燃料デブリリスク低減
燃料デブリリスク低減
燃料デブリリスク低減

工法	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
冠水	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
気中	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減

工法	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
冠水	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
気中	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減

工法	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
冠水	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
気中	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減

工法	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
冠水	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
気中	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減

工法	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
冠水	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減
気中	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減	燃料デブリリスク低減

燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件

燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件

燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件

燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件

燃料デブリ取り出し工法に係る技術要件

図 4.5-1 燃料デブリのリスク低減に関するロジック・ツリー

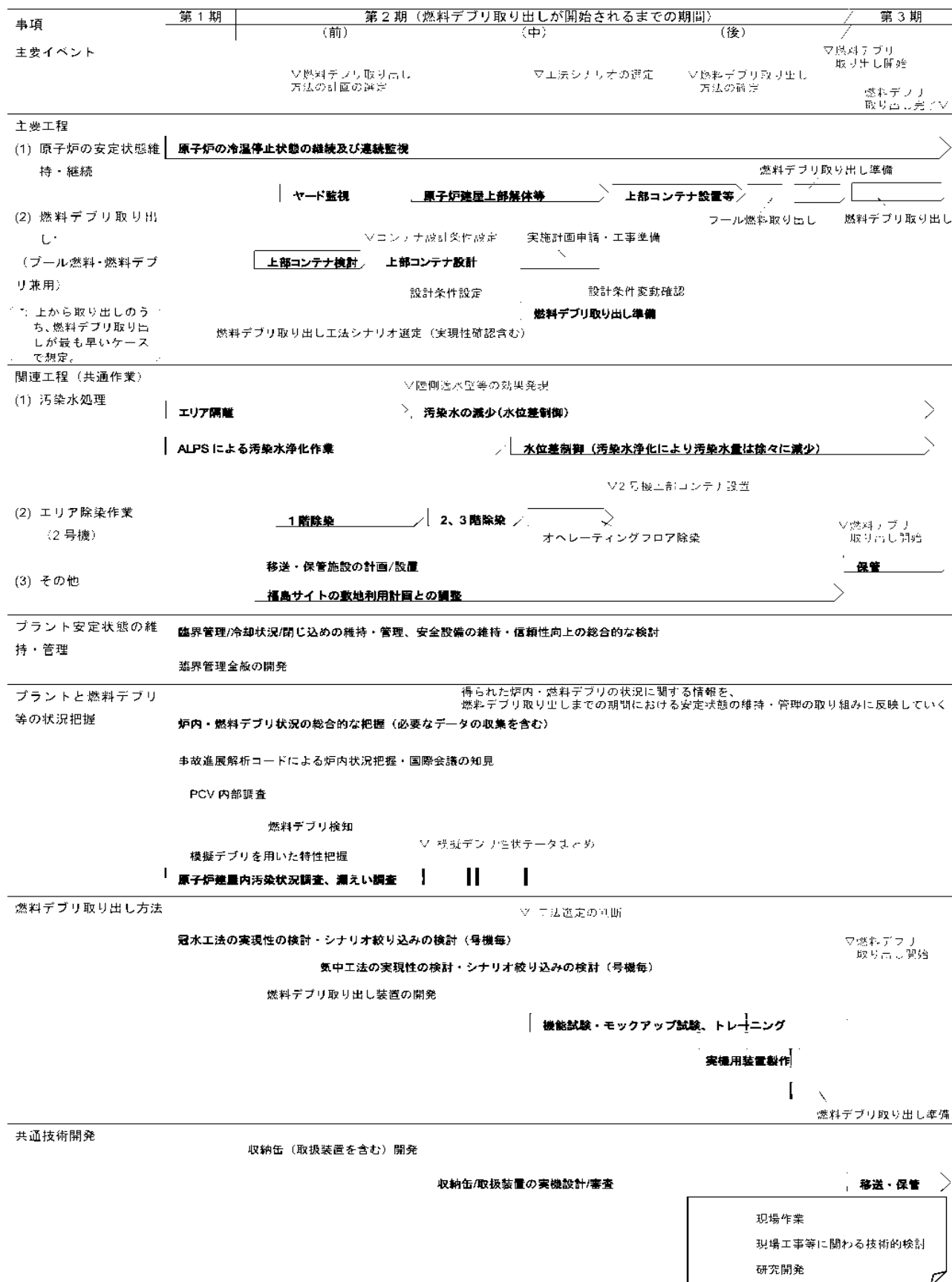


図 4.5-2 燃料デブリ取り出し分野 全体プロセス

5. 廃棄物対策分野の戦略プラン

5.1 廃棄物対策分野の戦略プランの検討方針

事故を起こした原子力施設に関する経験と得られた知見はいくつかの国際的文書にまとめられている。

国際原子力機関（以下、IAEA という。）が発行している原子力エネルギーシリーズ IAEA NW-T-2.7 「事故後の原子力施設の浄化・廃炉における世界の経験と教訓」では、事故発生以降の対応の時系列が示されており、具体的には、事故発生後に、緊急時対応、安定化、事故後の後片付け (Post-Accident Cleanup)、安全な閉じ込め、そして最後に廃炉・サイト回復としている。現在の福島第一原子力発電所は、事故後の後片付けの段階である。事故後初期の段階において、戦略的な計画を策定することが重要とされ、我が国の中長期ロードマップもその一例とされている。

中長期ロードマップに基づく固体廃棄物¹⁰ 対策においても、前述の5つの基本的考え方（安全、確実、合理的、迅速、現場指向）に基づき、対応していくことが重要である。

固体廃棄物対策に関しては、まず、その発生量を低減することが重要であり、現場の状況に応じて現実的な持込抑制、再使用、再生利用等が行われる。

それでも発生する固体廃棄物については、当面、リスク低減のために、それぞれの性状に応じて分別保管等により、安全に保管管理される。

保管管理と並行して、様々な固体廃棄物の性状把握が行われ、それぞれの性状に応じて、適切に区分され、確実な技術等に基づき、安全かつ合理的な処理及び処分の概念・方策が検討される。

そしてこれらの保管管理、処理及び処分方策に対して、必要に応じて安全規制制度が見直され、確実に安全を確保しながら、廃炉等が進められることになる。

現行の中長期ロードマップ中の「固体廃棄物の保管管理と処理・処分にに向けた計画」において、福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けて、固体廃棄物に関する取組みの基本方針と具体的計画が記載され、取組みが進められている。廃棄物対策分野における取組みは、2021年度頃を目途として固体廃棄物の処理・処分ににおける安全性の見通しを確認し、必要な制度の検討を行い、処分の実施の見通しを得るなど、長期にわたることを特徴とする。

福島第一原子力発電所事故等で発生した固体廃棄物は、破損した燃料に由来した放射性物質等の付着、塩分の含有等、従来の原子力発電所で発生していた廃棄物とは特徴が異なる。そのため、廃棄物の性状把握等を継続して行い、将来的な処理・処分にに向けた検討が行われているとともに、安全を最優先としながら廃棄物の保管対策を実施しているところである。

現状では、情報が十分には蓄積されてはいないものの、一般的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方を整理するとともに、今後の固体廃棄物対策に重大な影響を与え得る事項への対応方針を示すことが重要である。

¹⁰ 中長期ロードマップにおいて「固体廃棄物」は、「事故後に発生したガレキ等には、敷地内での再利用等により廃棄物あるいは放射性廃棄物とされない可能性があるものもあるが、これら及び事故以前から福島第一原子力発電所に保管されていた放射性固体廃棄物を含めて、「固体廃棄物」とされている。

そのため、廃棄物対策分野の戦略プランとしては、以下の内容について取りまとめることとする。

- (1) 今後、固体廃棄物の処分方策を具体化していくに当たり、国際的に取りまとめられている一般的な放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方を整理しておくとともに、それに関連して留意すべき処理の在り方も整理する。
 - (2) 固体廃棄物に関する現行中長期ロードマップの記載事項について、取組みの現状を評価するとともに、今後の廃棄物対策の取組みの内容又はスケジュールに影響を与え得る課題を抽出する。
 - (3) 上記(1)の基本的考え方及び(2)で抽出された課題等を踏まえ、性状把握、保管管理、処理及び処分方策に関わる中長期的な固体廃棄物対策において、現時点から対応又は留意すべき事項について記載する。
 - (4) 上記(2)(3)を踏まえ、研究開発も含めて、固体廃棄物対策に関わる今後の対応について述べる。
- なお、今後の進展に応じて、適宜この戦略プランを見直し、内容の充実を図っていくこととする。

5.2 国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方

IAEA や国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）等の国際的な機関において取りまとめられている一般的な放射性廃棄物に関する処分に対する安全確保の基本的考え方及び処理の在り方について以下にまとめた。

5.2.1 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方

ICRP は、放射性廃棄物の処分に係る放射線防護の考え方について、Publ.46(1986)、Publ.77(1998)及びPubl. 81（1998）に体系的に示している。Publ.81 は放射性廃棄物処分の国際的進展に照らして、Publ.46 で示されている勧告を補完、改訂し、考え方をより明確に伝えることを目的として出版されている。その後 ICRP では、Publ.103（2007 年勧告）及びそれを地層処分に適用した Publ.122(2013)を発行しているものの、それぞれの文書において上記 Publ.81 は依然として有効とされている。Publ.81 の序論において、気体・液体廃棄物も含めた廃棄物全般に対して「廃棄物処分の戦略は、「希釈と分散」および「濃縮と保持」という二つの概念上のアプローチに分けることができる。」と述べられており、この二つの戦略は互いに相容れないものではなく、また、どちらがより適切であるというものではないとされている。なお、Publ.81 本体は「濃縮と保持」戦略を使っている長寿命放射性固体廃棄物の処分に続く公衆構成員の放射線防護を扱っている。

一方、IAEA では、安全要件 SSR-5「放射性廃棄物の処分」(1.10)項において、放射性固体廃棄物の処分の目的について述べられているほか、放射性気体・液体廃棄物に関して、ICRP の希釈と分散に相当する行為について、廃棄物処分ではなく廃棄物管理として「環境への放射性放出物の規制管理」を安全指針 WS-G-2.3 としてまとめている。

これらを総合的に踏まえて放射性廃棄物に対する安全確保の基本的考え方を整理すると、以下のとおりである。これら基本的考え方を単独で又は組み合わせることにより、有意な健康影響を与えないよう措置される。

- i) 廃棄物を閉じ込める。
- ii) 廃棄物を生活環境から隔離することにより、意図せずに人が接触する可能性を減らす。
- iii) 放射性物質の生活環境への移行を抑制し、遅らせることにより、放射性物質濃度を減らす。
- iv) 放射性物質が移行し生活環境に到達する量が、有意な健康影響を与えないほど低いことを確保する。
- v) 有意な健康影響を与えない放射性物質濃度であることを確保するよう管理放出する。

我が国の安全規制においては、施設について上記 i)～v) による安全性を要求するとともに、有意な健康影響を与えない線量や濃度が定められ、放射性廃棄物の処理・処分に関わる制度の整備が行われているが、通常の原子力施設の運転から発生する放射性廃棄物についても処分の方策や法令が整備されていないものがある。表 5.2-1 に我が国の一般的な放射性廃棄物の処理・処分に関する安全規制整備状況を示す。

5.2.2 放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方の適用例

具体的な放射性廃棄物の処分においては、上記基本的考え方を単独で又は組み合わせることにより、有意な健康影響を与えないよう措置がなされている。

- (1) 低レベル放射性固体廃棄物の浅地中処分については、例えば、廃棄物を、輸送及び取扱いの安全、飛散防止効果等の要求を満足する容器に封入又は固型化し、廃棄体と人工バリアを備えた処分施設及びその周辺の天然バリアを組み合わせることにより処分施設が構成され、廃棄物を生活環境から隔離し、安全性が確保されている。この場合において、放射性物質に関して、容器を含めた人工バリアによる放射性物質の漏出防止及び低減機能により天然バリアへの放射性物質の移行が抑制され、さらに、天然バリアの放射性物質移行抑制機能により、放射性物質の生活環境への移行を遅らせる。このことにより、放射能を減衰させるとともに、地下水中での希釈及び拡散効果により、放射性物質の濃度を低減させ、放射性物質が生活環境に到達したとしても、健康影響が生ずることがないように措置されている。なお、放射性物質の濃度が極めて低い場合には、人工バリアのない処分施設に処分（トレンチ処分）することによっても、健康影響が生じないように措置することが可能である。
- (2) またこれと併せ浅地中処分においては、人間が不用意な立ち入りや掘削を行わないよう、安全上支障のない放射性物質濃度以下になるまでの間、特定行為の制限等の制度的管理を行う安全規制が行われている。
- (3) さらに放射性物質濃度が高い放射性固体廃棄物を処分する場合は、放射性廃棄物を地中深く処分することにより、放射性物質の移行経路をより長く確保し、生活環境への移行を更に遅らせ、放射能をより減衰させるとともに、地下水中での希釈及び拡散効果により、放射性物質の濃度を低減させるための措置が講じられている。また、処分深度を深くとることにより、特定行為の制限等の制度的管理に依存しなくても安全が確保されるよう措置されている。

- (4) 放射性気体廃棄物については、処理装置において、放射性物質のろ過、貯留、減衰等により、放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減し、拡散機能を有する排気筒から環境へ放出するよう措置されている。例えば、原子力発電所の気体廃棄物処理設備には、活性炭希ガスホールドアップ装置が設置されている。本装置は、活性炭を充填した吸着塔（チャコールベッド）に排ガスを通すと、希ガスは、活性炭内を吸着・脱着を繰り返しながら移動するため、排気筒に達するまでの時間経過により、放射能が減衰する。これにより、排気筒から放出される放射性物質の濃度を法令に定められた基準値以下にして、放射線被ばくが抑制される仕組みとなっている。
- (5) 放射性液体廃棄物については、処理装置において、放射性物質の貯留、ろ過、蒸発処理、イオン交換、減衰等により、放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減し、希釈効果が期待できる環境に放出するよう措置されている。例えば、原子力発電所の液体廃棄物に関しても、貯留、ろ過、蒸発処理、イオン交換等を行い、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減している。処理後の液体廃棄物は、法令に定めた放射性物質濃度以下であることを確認した後に、放射性物質の濃度を監視しながら復水器冷却水の放出口から放出されている。

5.2.3 放射性廃棄物の処理の在り方

IAEA の安全要件 GSR-Part5 において、処理、貯蔵および輸送を含む、発生から処分までの放射性廃棄物の管理におけるあらゆる段階を包含して放射性廃棄物の処分前管理とされている。その中で、放射性廃棄物の処理（processing）には、前処理（pretreatment）、処理（treatment）および廃棄体化（conditioning）があり、選択される、あるいは予想される処分オプションに適合する廃棄物の形態にするよう実施されるとともに、放射性廃棄物はその管理において貯蔵されるかもしれない、輸送および貯蔵のために適した形態であることも必要であるとされている。上記 5.2.1 で述べた放射性廃棄物の処分に対する安全確保の基本的考え方に関連して、放射性廃棄物の処理のあり方について、IAEA の安全要件 GSR-Part5 を踏まえてまとめると、以下のとおりである。

- i) 処理の主な目的は、廃棄物の安全な処理そのもの、輸送、貯蔵および処分のための受入れ規準を満たすように廃棄物形態を作製することにより安全を高めることであり、廃棄物処分の安全性を確保するものである。
- ii) 処理は、廃棄物の特性および管理段階（前処理、処理、廃棄体化、輸送、貯蔵および処分）の要求を適切に反映しなければならない。処理の決定を行う際に、各管理段階で将来的に予想されるあらゆる要求が、可能な限り考慮されなければならない。その際、放射線による健康影響だけでなく、非放射性の含有物質による環境影響や社会的および経済的要因も含む様々な要因が考慮されるべきである。
- iii) 廃棄物をどの程度まで処理するか決定する際には、処理の対象となる放射性廃棄物の量、放射能および物理的・化学的性質、利用できる技術、貯蔵容量、および処分施設の利用可能性が考慮される。
- iv) 上記 iii) の場合であっても、処分の要件が定まっていない時点で処理を行う場合は、処分の要件が定まった際に、それに適合する処理が可能でなければならない。

- v) 処理を実施する前に、一定の放射能レベルに減衰するまで貯蔵してもよい。その結果、規制上の管理からクリアランスすることもできる。

これらを踏まえると、放射性廃棄物対策では、安全に処分することが最終的な目的であるため、処理は処分方策との整合性が第一義である。そのため、安全性向上の観点から保管管理における含水物の漏えいや飛散の危険性の低減のための対策等を施す場合でも、処分方策と整合できる柔軟性が求められる。また、減容処理についても、処分方策との整合性を確保しつつ、貯蔵容量の制約や経済合理性の観点からその実施が検討されるべきである。

5.3 現行中長期ロードマップにおける取組の現状と評価・課題

現行中長期ロードマップの「4-3(4)固体廃棄物の保管管理と処理・処分に向けた計画」において、固体廃棄物に対する取組については「保管管理」と「処理・処分」に分けて基本方針と具体的計画が記載されている。そして、2017年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめること、2021年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認すること、などが次工程へ進む判断の重要なポイントとして設けられている。

ここでは、その現行中長期ロードマップにおける各記載事項に関して、取組の現状を把握し、それに対する評価と、今後の固体廃棄物対策の取組みの内容又はスケジュール等に影響を与え得る課題について述べる。

5.3.1 保管管理

(1) 発生量低減

a. 取組の現状

固体廃棄物の保管管理を行う上で、発生量をできるだけ少なくすることが重要であることから、敷地内へ持ち込む梱包材や資機材等の持込抑制、再使用、再生利用などの発生量低減対策が行われている。

持込抑制については、車両整備場が2014年6月から運用され、新規車両の持込抑制が図られているほか、梱包材、予備品等の持込抑制対策が進められている。再使用や再生利用については、共通利用可能な重機類の共用化や発電所構内における資機材等の貸出運用が進められている。減容処理については、2015年に焼却炉を設置し、使用済保護衣等の焼却可能なものの処理を開始する計画が進められている。

b. 取組の現状に対する評価・課題

持込抑制、構内再利用等の取り組みは固体廃棄物の発生量低減対策として合理的である。

(2) 保管管理

a. 取組の現状

発生した固体廃棄物の保管対策として、その線量率に応じて、貯蔵庫や一時保管施設への分別保管等が行われている。また、より適切な保管を行うための施設の設置が計画されている。

初期に発生した水処理二次廃棄物の保管について、発熱、ガス発生、容器の腐食など基礎研究が行われた。

b. 取組の現状に対する評価・課題

今後の工事に対して、発生する固体廃棄物の保管管理対策を先行的かつ計画的に推進していくことが、限られた敷地を有効活用する観点から重要である。

固体廃棄物発生量の低減努力を継続して発生抑制しつつ、発生した廃棄物については、処理及び処分方策が具体化されるまで、適切に保管管理を行う必要がある。

屋外に集積されている伐採木（幹根）は、火災防止対策を講じていくことが重要である。

水処理二次廃棄物の保管容器については、腐食抑制等の対策の必要性について引き続き検討していくことが重要である。

5.3.2 処理・処分

(1) 性状把握

a. 取組の現状

廃棄物の性状把握に関して、ガレキの分析、水処理二次廃棄物の性状評価、難測定放射性物質の分析手法の開発等が行われている。

また、インベントリを評価するため、着目すべき放射性物質の検討、インベントリ評価手法と不確実性要因についての事例調査、モデリング、分析結果等に基づくインベントリ評価手法の検討が進められている。

b. 取組の現状に対する評価・課題

固体廃棄物の処分方策を検討するためには、その性状把握が極めて重要である。

しかしながら現時点では、採取が容易な廃棄物からサンプリング・分析を行っているものの、高線量等の理由で、まだサンプリングできていない箇所（建屋地下スラッジ、水処理二次廃棄物スラッジ等）がある。また、今後、燃料デブリ取出し時に発生する廃棄物や除染に伴って発生する二次廃棄物等もある。

固体廃棄物の処理及び処分方策の検討や、規制制度の整備に向けて必要となる廃棄物の性状分析データを蓄積のためには、分析能力（設備、技術、人）が現状では十分ではない。

(2) 処理及び処分方策に関する検討

a. 取組の現状

固体廃棄物の処理及び処分方策に関して、これまでに、廃棄体化を含めた既存の処理技術の調査、廃棄体化技術の基礎試験、既存の処分概念や安全評価手法の調査・検討、燃料デブリの取扱いの選択肢として廃棄物となった場合の取り扱いや処分時の安全性に関する調査・検討などが行われている。

b. 取組の現状に対する評価・課題

固体廃棄物の性状把握等を踏まえつつ、上記取組を着実に実施し、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方として、取りまとめていくことが重要である。

さらに、廃棄物に対する処理及び処分概念を検討していくとともに、その安全性に関する技術的な見通しの検討、制度整備に資する検討等を着実に実施していくことが重要である。

また、廃棄物の処理及び処分方策に関する規制制度が円滑に整備されるよう、処理及び処分方策の具体化に向けた検討状況、技術的データについて、規制機関に積極的に情報提供を行い、認識の共有を進めていく必要がある。

表 5.2-1 放射性廃棄物の処理・処分に関する検討状況

報告：審議会等における報告書がとりまとめられたこと 制定：必要な法令等が制定されたこと

廃棄物の区分			原子力委員会	原子力安全委員会				安全規制関係法令等			
			処分方針	安全規制の考え方		濃度上限値等	安全審査指針	政令*	規則		
高レベル放射性廃棄物			報告 (1998年5月)	報告(暫定) (2000年11月)	共通的な重要事項 報告(2007年7月) 報告(2004年6月) (ウラン廃棄物を除く)	報告(2007年5月) (ウラン廃棄物を除く)		今後検討	制定 (2007年12月)	制定 (2008年3月)	
低レベル放射性廃棄物	発電所廃棄物	放射能レベルの比較的高いものの 〔余裕深度処分〕	報告 (1998年10月)	報告 (2000年9月)				報告 (2000年9月)	検討中	制定 (2000年12月)	制定 (2008年3月)
		放射能レベルの比較的低いものの 〔浅地中ビット処分〕	報告 (1984年8月)	報告 (1985年10月)				報告 (1987年2月、 1992年6月)	報告 (1988年3月)	制定 (1987年3月、 1992年9月)	制定 (1988年1月、 1993年2月、 2008年3月)
		放射能レベルの極めて低いものの 〔コンクリート等廃棄物〕 〔浅地中トレフ処分〕						報告 (1992年6月)	報告 (1993年1月)	制定 (1992年9月)	制定 (1993年2月、 2008年3月)
		放射能レベルの極めて低いものの 〔金属等廃棄物〕〔浅地中トレフ処分〕						報告 (2000年9月)	検討中	制定 (2000年12月)	制定 (2008年3月)
	長半減期低発熱放射性廃棄物・TRU廃棄物	報告 (2000年3月、 2006年4月)	報告 (2006年4月)	(ウラン廃棄物を除く)				一部検討中	制定 (2007年12月)		
	ウラン廃棄物	報告 (2000年12月)								今後検討	
研究所等廃棄物	報告 (1998年6月)	制定 (2005年5月)									制定 (2005年6月)
RI廃棄物			報告 (2004年1月)								
廃棄物の区分			原子力委員会	原子力安全委員会等				安全規制関係法令等			
			処分方針	クリアランスレベルの値				政令*	規則		
放射性物質として扱う必要のないもの	原子炉施設等から発生する廃棄物等	主な原子炉施設 (※試験研究炉を含む)	報告 (1984年8月)	報告 (1999年3月)	報告 (2004年12月)		制定 (2005年5月)	制定 (2005年12月)			
		軽水炉、高速炉		報告 (2001年7月)							
	核燃料施設から発生する廃棄物等	核燃料使用施設 (照射済燃料及び材料を取り扱う施設)		報告 (2003年4月)							
		上記以外の核燃料施設		検討中		今後整備					
	RI施設から発生する廃棄物	RI廃棄物使用施設		今後整備					今後整備		

* 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律に係る政令。

出典：資源エネルギー庁ホームページ；http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/gaiyo/gaiyo04-1.html

5.4 福島第一原子力発電所廃棄物対策における中長期的観点からの対応方針

上記 5.2 の国際的な放射性廃棄物対策における安全確保の基本的考え方及び現状の取組評価から抽出された課題を踏まえ、福島第一原子力発電所の中長期的な固体廃棄物対策において、廃棄物対策全体を計画的に進める必要性から、今後注力して対応すべき、又は現在取り組まれつつあっても特に留意すべき事項など、今後の廃棄物対策に重大な影響を与える事項への対応方針について以下に述べる。

5.4.1 保管管理

(1) 発生量低減

a. 持込抑制

現在実施されているサイト外から持ち込まれる梱包材、予備品等の持込抑制は、そもそも放射性廃棄物として保管管理、処分しなければならなくなる固体廃棄物の発生量の低減や敷地の有効活用に一定の効果があると考えられることから、それを一層徹底することが合理的である。また、サイト外からの持込み抑制に資するためにも、また、廃棄物保管容量を増加させないためにも、構内再利用などの促進も検討すべきである。

b. 二次廃棄物に対する考慮

例えば、減容のために焼却炉を導入する場合、所定の運転期間後に、施設本体に加え、オフガスフィルター、機器設備の消耗品等が二次廃棄物として発生する。二次廃棄物については、廃棄物全体の減容効果、処分に影響を与えるおそれがあることや、その処理についても考慮が必要である。

また今後、被ばく低減、燃料デブリ取り出しのための準備作業等のために除染のニーズが高まっていくことが予測される。除染のためにコンクリート表面に水を使用すると、浸透汚染が発生し、結果的に固体廃棄物の量が増えて処分の負担の増加につながる可能性もある。除染によって、廃棄物に有機物や有害な物質が持ち込まれることによって、処分施設のバリア性能に影響を与えるような状況をもたらすこともある。

従って、固体廃棄物の減容設備を導入する場合、合理性の観点から二次廃棄物の発生に留意することが重要である。

また、除染の際には、目標除染性能達成は優先されるものの、二次汚染抑制はもとより、発生する二次廃棄物の性状や処分への影響を評価しておくことにより、固体廃棄物の処分への影響も考慮した上で適切な技術を選択し、除染ニーズに対応していくことが重要である。

(2) 保管管理

a. 保管管理計画

線量率の高い固体廃棄物は、既存の固体廃棄物貯蔵庫や覆土式一時保管施設への分別保管が実施されている。より適正な保管を行うため、至近では、ドラム缶を約 110,000 本保管できる規模の固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟の建設に着手されている。以後の保管施設等については、廃棄物の保管状況や発生量予測を踏まえて概念検討に着手されている。

引き続き、復旧工事等に伴い固体廃棄物が日々発生し増加していくことから、それぞれの工事に伴い発生する廃棄物の発生時期、量及び性状の予測を行い、それに基づく保管管理計画を策定することが現在予定されている。これは、限られた敷地を有効活用して計画的かつ円滑に保管管理を実施していく観点から重要である。

b. 燃料デブリ取り出し作業に伴い発生する廃棄物等の保管管理計画について

今後、燃料デブリ取り出し作業が開始されると、これに伴って大量の固体廃棄物の発生が予想される。

燃料デブリ取り出し作業の際に、周辺の撤去物、資材・機材等は廃棄物となるが、高線量で放射性物質濃度の高い重量物も含まれるため、保管管理や処分対策に十分に配慮することが重要である。燃料デブリ取出しを円滑、効率的に進めるためにも、これらの廃棄物に適した保管場所や保管方法について、燃料デブリ取出し工法の検討と並行して検討しておくことが必要である。

5.4.2 処理・処分

(1) 性状把握

a. サンプルング計画

建屋地下スラッジのように、含まれている放射性物質によっては保管管理や処理・処分に影響を与える可能性がある廃棄物があり、性状把握が極めて重要である。その中で試料が採取できていないものについては、高線量で接近が困難なために採取が難しいものも含まれると考えられるものの、採取方法を調査検討し、適用性を確認しつつ、サンプルング計画を早期に策定することが重要である。

サンプルング計画の策定に際しては、分析拠点及び新規の分析・研究施設の受入れ能力や輸送能力等も考慮した上で、少ない試料でも処理及び処分方策の検討に資することができるデータの取得を最優先に、サンプルングおよび分析の計画を検討すべきである。

b. 性状把握のための分析能力

性状把握のための分析は、固体廃棄物処分方策の検討の基礎となるのみならず、施設解体計画、作業員の被ばく低減対策、固体廃棄物の処理計画、分類保管計画、等の立案に重要な情報となる。

性状把握のための分析については、50 試料／年程度¹¹を現在実施中であるが、今後は分析対象試料の種類増加やより低い濃度での定量が求められるなど、分析への要求は数量、質とも厳しくなる。

これに応えるためには、現時点では利用されていない既存の分析施設の活用、新規の分析・研究施設の整備及びそれらの運用体制の強化・整備により、分析能力の増強を図ることが極めて重要である。

また、分析技術や前処理技術の改良、分析方法が確立していない放射性物質の分析技術の開発、線量率の高い試料の分析に適した分析方法の開発も重要である。

さらには、それら開発や分析を担う人材の確保・育成も継続的に行うことも重要である。

¹¹ 放射性廃棄物の処理・処分に係る研究開発 平成 26 年 7 月 IRID シンポジウム

廃棄物試料の分析の実施状況を表 5.4-1 に示す。

(2)処理及び処分方策に関する検討

a. 福島第一原子力発電所廃棄物の特徴に応じた処理及び処分方策

現行の中長期ロードマップにおいて、2017 年度に、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方を取りまとめ、2021 年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しを確認することとされている。

固体廃棄物の処理及び処分方策は、安全かつ合理的なものとする必要がある。そのためには、まず、廃棄物の属性・化学的性状および放射性物質濃度などその特徴を把握し、それに適した処分方策を検討した上で、その処分方策を念頭においた処理のあり方を検討することが必要である。関係機関がより一層連携してこれらの総合的な検討を行うことにより、処理及び処分方策を具体化していくことが極めて重要である。

b. 区分管理・履歴情報管理について

固体廃棄物は、日々の作業だけでなく、今後、施設の除染、燃料デブリの取出し、施設の解体等の進展とともにますます増加していくことから、安全な保管管理や処分を円滑に実施するためには、適切な区分管理を行っておくことが重要と考えられる。そのため、廃棄物の発生履歴等の属性、汚染履歴、包含される放射性物質濃度等の情報を保存・管理し、それに基づき区分管理を行うことが重要である。

このような廃棄物の履歴情報は、具体的に処理や処分を行う際の重要な情報となることから、その保存管理手法として、廃棄物の性状、処理・廃棄体化に関する技術情報、処分に関わる管理情報等を含むデータベースの構築と活用も有用である。

c. 規制制度について

現行の中長期ロードマップにおいて、2021 年度頃を目途に、固体廃棄物の処理・処分に関する安全規制の枠組みを作るために必要な情報を整理する、とされている。また、原子力規制庁では、現在、事故施設廃棄物ではないが、関連した処分に関する安全規制の検討が行われている。

固体廃棄物に関する規制制度が円滑に整備されていくためには、規制機関と認識の共有化を図っていくことが重要と考えられる。そのため、廃棄物の性状把握状況、処理及び処分方策の検討状況、関連する調査・研究開発の技術的データ等必要な情報を規制機関に適宜積極的に提供していくことが重要である。

今回提示した放射性廃棄物対策における基本的考え方についても、今後、規制制度、基準等が整備される際の基本的考え方に関連する事項であるため、規制機関との共有を図っていくことが重要である。

表 5.4-1 廃棄物試料の分析状況

分類	試料	試料数	分析年度
汚染水	1～4号機タービン建屋滞留水等	13	H23-24
	集中 RW 地下高汚染水	2	H25
	濃縮廃水（RO）	1	
	集中 RW 地下高汚染水 高温焼却炉建屋地下滞留水	5	H25
	処理水（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置）	4	
	1,3,4号機周辺瓦礫	15	H23-25
	4号機燃料プール瓦礫	2	
	ボーリングコア（1号機 1階床・壁, 2号機 1階床）	3	H25
	原子炉建屋内（1号、3号） ボーリングコア（2号機 5階床）	10	H26
植物	伐採木（枝、葉）	5	H23-25
	3号機周辺 生木（枝）	2	
	構内各所の立木（枝葉、それに対応する落葉、土壌）	121	H25-26

出典：廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議資料より作成

5.5 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた廃棄物対策に関わる今後の対応

福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けては、施設全体のリスク低減及び最適化を図るために必要な措置の迅速かつ効率的な実施が求められている。廃棄物対策としては、事故で発生した固体廃棄物の安全かつ安定な保管管理が求められるとともに、中長期を見据えて処理方法や処分概念の検討が重要である。

取組の現状は 5.3 で述べたように、保管管理について、焼却設備の導入時期の遅れを除いては概ね予定通り進捗している。また、処理・処分については、2017 年度の処理・処分の基本的考え方の取りまとめに向けて、廃棄物の性状把握や処分概念の検討が着実に進められている。

本章においては、固体廃棄物対策に関する全体的な今後の対応について、5.2 の安全確保の基本的考え方や 5.4 の中長期観点からの対応方針を踏まえ、研究開発も含めて述べる。

廃棄物対策分野の技術戦略プランにおける今後の対応を、図 5.5-1 にまとめて示す。

5.5.1 保管管理

(1) 廃棄物低減

現場においては、物品の持込抑制対策及び再利用促進策が計画的に実施され、固体廃棄物低減対策が定着することが期待される。

廃棄物低減対策においては、処分方策が具体化していない段階で、減容処理や除染を行う必要が生じる場面も考えられる。その際に現場の判断を円滑にするために必要に応じて、NDF としては、減容処理や除染の技術を選定するためのガイドラインを整備することとしたい。

(2) 保管管理

廃止措置等に伴い今後も固体廃棄物が発生することから、保管管理計画を推進していく上で将来課題が発生した場合は、NDF としてはその解決を支援していくものとする。

水処理二次廃棄物の長期安定保管に必要な対策について、引き続き研究開発していくことが重要である。

5.5.2 処理・処分

(1) 性状把握

サンプリング計画に基づきガレキ、伐採木、汚染水処理二次廃棄物等の試料を採取し、核種濃度、化学組成、物理的性状等进行分析するとともに、分析データ及び解析的な手法によるインベントリ評価を行うことにより、性状把握を進める。

今後運用される分析施設を活用することにより分析データのさらなる蓄積が期待されることから、分析施設の運用体制を早期に整備し維持することが必要であり、NDF が中心となって関係者間の役割を明確にすることが重要である。

また、難測定核種等の分析技術の開発、性状の評価精度の向上、インベントリ推定確度の向上なども重要である。

(2) 処理及び処分方策に関する検討

2017 年度の固体廃棄物の処理・処分に関する基本的考え方の取りまとめ及び 2021 年度頃を目途とした固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通しの確認に向け、必要な調査、研究開発及び検討を行う。

廃棄物の性状把握を着実に進めるとともに、その結果を踏まえた固体廃棄物の処分概念や安全評価手法の検討、処分概念に適した処理技術の検討・研究開発などを併行して行う。これらの廃棄物の発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物管理・取扱い方法（廃棄物ストリーム）の検討の成果を踏まえ、NDF が中心となって、廃棄物の安全かつ合理的な処理及び処分方策の具体化を図っていくこととしたい。

また、規制制度が円滑に整備されていくよう、NDF は、規制機関に対して必要な情報提供を行っていくこととしたい。

事項/年度	第 2 期					第 3 期
	2014	2015	2016	2017	2018 以降	
	(前)		(中)		(後)	
主要イベント	▽処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ					▽処理・処分における安全件の見直し確認
1. 固体廃棄物の保管管理						
(1) 発生量低減						
① 持込抑制						
② 二次廃棄物に対する考慮	減容処理、除染方法検討時の二次廃棄物評価 減容処理、除染方法の選択と処分影響評価 減容処理、除染の技術選定上のガイドライン作成					
(2) 保管管理						
① 保管管理計画	保管管理計画策定 保管管理計画見直し					
② 燃料デブリ取出し作業に伴って発生する廃棄物等の保管管理計画	デブリ取出し時の廃棄物量・性状予測 デブリ取出し時の廃棄物保管計画の策定 デブリ取出し時の廃棄物保管施設整備 水処理二次廃棄物の長期保管方策の検討					
						現場作業 現場工事等に関わる技術的検討 研究開発

図 5.5-1 廃棄物対策分野の技術戦略プランにおける今後の対応 (1/2)

事項/年度	第 2 期					第 3 期
	2014	2015	2016	2017	2018 以降	
	(前)		(中)		(後)	
主要イベント	▽処理・処分に關する基本的な考え方の取りまとめ					▽処理・処分における安全性の見直し確認
2. 固体廃棄物の処理・処分						
(1) 性状把握						
(1) 廃棄物サンプリング計画	採取方法の調査・検討 サンプリング計画立案					現場作業 現場工事等に関わる技術的検討 研究開発
(2) 性状把握のための分析能力	人材育成 分析技術の開発 分析機器の整備 輸送容器の整備					
	放射性核種の分析、化学組成・物理性状の把握		開発技術を活用した分析データの蓄積、性状の評価精度向上			
	難測定核種等分析技術開発					
	インベントリ評価手法の開発		インベントリ推定精度の向上			
(2) 処理及び処分方策に関する検討	処理・処分に關する基本的な考え方の取りまとめ					処理・処分における安全性の見直し確認
① 福島第一原子力発電所廃棄物の特徴に応じた処理及び処分方策						
② 区分管理・履歴情報管理	区分管理の徹底 廃棄物情報、データベースの追加・更新 履歴管理情報の管理					
③ 規制制度	規制機関への情報提供					規制制度整備に必要な情報の提供
	技術調査		廃棄体化技術の適用性評価のための基礎試験			
	廃棄体化技術の適用性の検討		性能評価、その結果を踏まえた校込			
	既存処分概念の調査	既存処分概念の適用性検討	候補概念の校込、有望候補の処分概念検討		廃棄体化技術に関する課題解決	
	既存安全評価手法の調査	既存安全評価手法の適用性検討	候補概念の安全性評価			
			処分概念、安全性評価手法の合理化・高度化		処分概念、安全性評価手法の信頼性向上	
	データベースの運用・段階的の高度化		データベースの運用・改良			

図 5.5-1 廃棄物対策分野の技術戦略プランにおける今後の対応 (2/2)

6. 研究開発への取組と全体計画

6.1 研究開発の検討方針

福島第一原子力発電所の廃炉は、技術的難易度が極めて高い課題を多く伴うものであり、政府による補助事業や施設整備事業を通じ、現場への適用を目指した信頼性が高い技術の研究開発が進められてきている。

政府の「中長期ロードマップ」ではこれに沿った「研究開発計画」が併せて提示され、複数の研究開発プロジェクトが進められている。これらの研究開発の実施主体におけるマネジメント体制を強化するため、2013年8月にIRIDが設立されるとともに、JAEAを中心として研究拠点施設の整備や基盤的な研究の取組が進められてきている。

こうした中、NDFは法定業務として「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発」を行うこととしており、設立の際に「廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発に関する業務を実施するための方針（以下「研究開発業務実施方針」という。）」を策定し、研究開発の企画、調整及び管理の在り方（研究開発マネジメントの在り方）を明確化した。

本章では、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランで提示される研究開発課題を踏まえ、今後取り組むべき研究開発の全体計画を下記の構成で提示する。

6.2 節 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発の取組の全体像を概観

6.3 節 現行の研究開発における見直しの方向を提示

6.4 節 研究開発を円滑かつ確実に進め、現場への適用につなげるための研究開発マネジメントの在り方について提起

6.5 節 長期にわたる廃炉作業や研究開発の基盤として必要とされる研究や研究拠点施設、人材育成の取組の現状と今後の在り方について提示

6.2 研究開発の概観

本節では、福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発の取組の全体像について概観する。

6.2.1 研究開発の分類

技術的難易度の高い課題が多い福島第一原子力発電所の廃炉に寄与することを念頭に置いて、様々な実施主体において、以下の多様な内容の研究開発が進められてきている。研究開発の段階と中心となる実施機関を図6-1に示す。

NDFは、研究開発を推進するために、これらの研究開発を一元的に把握・レビューするとともに、各々の実施主体の特性や期待される成果を踏まえた上で、役割分担の明確化と関係機関の密接な連携により、全体最適化に取り組んでいく。

＜内容別の研究開発の例＞

(1) 放射線環境下における遠隔操作等のための機器・装置の開発

- (2) 構造物・システムの安全性・信頼性等に関する評価手法の開発
- (3) 燃料デブリ性状など戦略決定の裏付けとなるデータ取得、分析・評価などの研究
- (4) 放射性物質の挙動、腐食に関する機構、物理現象の解明や把握などの研究

＜実施主体別の研究開発の例＞

- (1) 東京電力やプラントメーカーが自ら取り組む研究開発
- (2) 国主導の事業として、IRID などの研究機関により現場への適用を目指して進められている研究開発
- (3) JAEA 等が取り組む研究施設整備や基礎基盤的な研究開発
- (4) 研究機関、大学等が自ら取り組む研究開発

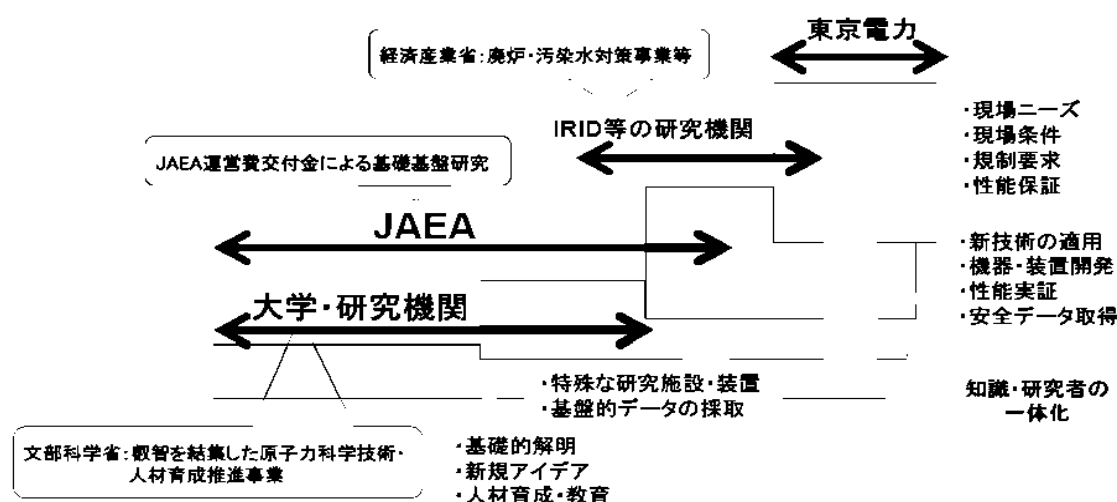


図 6-1 福島第一原子力発電所の廃炉に関連する研究開発事業の全体像

6.2.2 政府の研究開発事業の全体像

様々な実施主体による多様な取組のうち、政府予算による研究開発については、経済産業省、文部科学省により以下の複数の事業が進められてきている（予算の推移を表 6-1 に示す）。

(1) 廃炉・汚染水対策事業（経済産業省）

技術的難易度が高い課題について、現場に適用を目指して要素技術・システムの開発を補助する事業

a. 技術開発事業

- i) 使用済燃料プールからの燃料取り出し対策
- ii) 燃料デブリ取り出し対策
- iii) 廃棄物対策

b. 燃料デブリ取出し代替工法の概念検討と要素技術の実現可能性検討事業（国際公募）

c. 汚染水処理対策技術検証事業（国際公募）

備考：上記の他、汚染水処理対策・実証事業（経済産業省）において凍土方式の陸側遮水壁、高性能多核種除去設備（ALPS）の大規模実証事業が進められてきている。

- (2) 研究拠点施設整備事業（経済産業省）
遠隔操作機器・装置の実証、廃棄物や燃料デブリなどの放射性物質の分析及び研究のための施設を整備する事業。
- (3) JAEA 運営費交付金等における基礎基盤研究、施設整備費補助金等による拠点整備事業（日本原子力研究開発機構）
JAEA がこれまでの研究成果を活かしつつ実施している廃炉の基盤となる研究、ならびに東海・大洗地区の既存施設や浜通り地域に設置する新規施設に加え、多様な分野の研究者が集結するための拠点を整備する事業。
- (4) 叡智を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業（平成 26 年度までは、廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム）（文部科学省）
国際共同研究を含め様々な分野間の研究者が融合・連携した原子力の課題解決に資する研究開発を推進するとともに、産学が連携した人材育成の取組を支援することを目的とした事業。

表 6-1 関連事業の予算推移

（単位：億円）

①廃炉・汚染水対策事業 （補助事業）	20(補正)	20(当初)	87(当初)	215 (25年度補正)	231の内数 (25年度補正)
②研究拠点施設整備事業 (JAEA事業への出資等)			850 (24年度補正)		
③JAEA運営費交付金(基盤研究)、拠点整備事業		50の内数 (当初)	60の内数 (当初)	61の内数 (当初)	61(予算案)
④大学等における基盤研究、 人材育成				3(当初)	20(予算案)
(参考) 汚染水処理対策・実証事業 (補助事業)			206 (予備費)	264 (25年度補正)	

6.3 研究開発プロジェクトの次期計画

燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランにおいて提示されている研究開発課題については、課題の重要度や難易度を踏まえて役割分担や実施体制を検討した上で、その達成すべき目標に向けて迅速かつ的確に実行に移すことが重要である。特にこれらの課題のうち技術的難易度が高い課題については、適切に研究開発プロジェクトに反映し、その解決に向けて取り組んでいくことが重要である。

本節では、「廃炉・汚染水対策事業」において現場への適用を目指して取り組むべき研究開発プロジェクトの検討のステップと検討に当たっての重要な視点を示す。

6.3.1 検討のステップ

「廃炉・汚染水対策事業（技術開発事業）」において取り組むべき研究開発プロジェクトの次期計画（以下「次期計画」という。）は、図 6-2 に示すように以下のステップにより検討する。

- (1) 現場の最新状況等を踏まえ、現行の研究開発プロジェクトについて妥当性等の確認・検討を行い、課題を抽出・特定。
- (2) 「戦略プラン」等の検討を通じ、優先的に取り組むべき研究開発課題を特定・整理。
- (3) 上記を踏まえ、新たな課題への対応を含め、個別の研究開発の見直しの方向を提示。

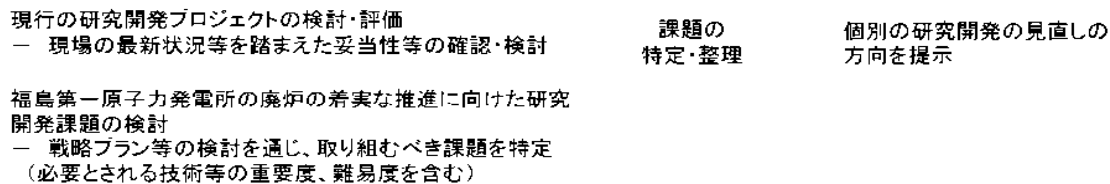


図 6-2 次期計画の検討フロー

6.3.2 検討に当たって考慮すべき重要な視点

次期計画の検討に際しては、燃料デブリ取り出し分野及び廃棄物対策分野の戦略プランにおいて提示された研究開発課題の解決に向けた取組を迅速かつ的確に実施するために、特に下記の点を重視すべきである。

国主導による研究開発事業における仕様

<個々の研究開発に共通の重要な視点>

- (1) 研究開発の目的・目標の明確化
 - a. 現場工事や現場工事等に関する技術的検討から抽出される要求が十分に反映された計画・仕様とする。
 - b. プラントの状況等最新の現場状況を適時に反映することが可能な体制とする。
 - c. 開発成果がどのようなタイミングで現場工程に活用されるか十分に意識する。
- (2) 東京電力が実施すべき現場工事・現場工事等に関する技術的検討、研究開発との分担の明確化
 - a. 研究開発は機器・装置や評価手法の開発が主目的であり、開発成果を東京電力が現場等で活用することを前提として、規制対応を含め役割分担や目標工程を設定する。
- (3) 主な目標工程
 - a. 2018 年度上半期の燃料デブリ取り出し方法の確定に間に合うような工法の実現性評価及び工法方針の決定
 - b. 2017 年度中の固体廃棄物の処理・処分に係る基本的考え方の取りまとめ

<主要なテーマごとの重要な視点（燃料デブリ取り出し）>

- (1) 炉内状況把握の高度化（4.2 節及び 4.3.1 節関連）

- a. 炉内・燃料デブリの状況を可能な限り具体的に把握し、安定状態にあることを継続的に確認していくために、複数の個別プロジェクトごとの目的・目標を明確にするとともに、現場等で得られるデータ・情報や研究成果を適時に反映しながら連携・調整を図る。
- b. 特に、カメラ・センサー等計測装置を活用して燃料デブリ等の状況を直接的に視認する PCV 及び RPV の内部調査・サンプリングについては、調査すべき特定の箇所の優先順位を考慮した調査計画を常にアップデートし、更なる技術の開発・活用を検討する。
- c. 燃料デブリの取り出し工法の検討にも資するべく、燃料デブリの位置・FP 分布を把握する。

(2) 燃料デブリ取り出し工法の実現性評価及び取り出し作業時の安全確保（4.3.2 節～4.3.5 節関連）

- a. 2018 年度上半期の燃料デブリ取り出し方法の確定に資するよう、冠水工法及び気中工法（上方、側面からのアクセス）について、各技術要件の実現性を評価するために必要なデータ・情報を取得する。特に、PCV の補修・止水の技術的成立性、PCV の健全性、遮へい及び閉じ込め機能などを適切に評価・確認する。
- b. 燃料デブリ取り出しを安全かつ確実に実現するための技術開発を着実に進める。

< 主要なテーマごとの重要な視点（廃棄物対策） >

- a. 2017 年度までに固体廃棄物の処理・処分にに関する基本的な考え方を取りまとめ、2021 年度までに固体廃棄物の処理・処分における安全性見通しを確認することを目標として、必要なデータ・情報を取得する。
- b. 特に、廃棄物の性状把握、処理方法、処分方法に関する検討を行い、発生・保管から処理・処分までの一連の廃棄物管理・取扱いに関する全体シナリオ（廃棄物ストリーム）の候補を提示することを目指す。
- c. 水処理の過程で発生する二次廃棄物については、長期間安定的な保管・処理を的確に行うための方策を検討する。

6.3.3 分野ごとの次期計画

「廃炉・汚染水対策事業」において実施中の研究開発プロジェクトについて、前述の検討フローと視点を踏まえて、個々に次期計画を検討した。当該の検討結果は、2015 年 2 月 26 日に開催された廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（第 15 回）で決定された研究開発プロジェクトの次期計画に反映された。以下に個別の研究開発プロジェクト一覧を、図 6-3～図 6-5 にそれらを分野ごとに整理した体系図を示す。

(1) 燃料デブリ取り出し分野

- a. 除染・線量低減
 - i) ①原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発
- b. 止水
 - i) ②-1 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の開発
 - ii) ②-2 原子炉格納容器漏えい箇所の補修・止水技術の実規模試験

c. 内部調査

- i) ③-1 原子炉格納容器内部調査技術の開発
- ii) ③-2 原子炉圧力容器内部調査技術の開発
- iii) ③-3 事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化
- iv) ③-4 原子炉内燃料デブリ検知技術の開発（ミュオン活用）

d. デブリ取り出し工法

- i) ④-1 燃料デブリ・炉内構造物取り出し技術の開発
- ii) ④-2 燃料デブリ収納・移送・保管技術の開発
- iii) ④-3 原子炉圧力容器/原子炉格納容器の健全性評価技術の開発
- iv) ④-4 燃料デブリ臨界管理技術の開発

e. デブリ分析

- i) ⑤燃料デブリ性状把握（模擬デブリを用いた性状把握、実デブリ分析）

(2) 廃棄物対策分野

a. 固体廃棄物の処理・処分にに関する研究開発

- i) 研究開発成果の統合（処理・処分にに関する基本的考え方の提示）
- ii) 性状把握
- iii) 処理に関する検討及び長期保管対策の検討
- iv) 処分にに関する検討

燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系 I : 炉内状況把握の高度化

- PCV 内部は、いずれの号機も温度が継続的に低く、放射性物質の計測等により再臨界が起きていないことが確認されており、燃料デブリは冷却されて安定した状態にある。
- 他方、建屋内アクセスは限定的であり、内部状況を視認するには技術的に困難な課題を伴う状況にあり、特に燃料デブリ位置の把握には、事故進展解析コードの改良による推定に加え、現場で計測される温度、放射性物質の分布等を考慮しながら総合的な分析・評価を進めていく。
- また、PCV 内部の特定箇所における燃料デブリ位置の確認を目的として、ミュオン測定による原子炉透視技術を開発するとともに、アクセス可能な貫通孔から挿入可能な遠隔操作型視覚・計測装置の開発を進める。
- 上記の他、PCV 等の健全性評価、建屋内のアクセス確保のための線量低減、PCV の破損・漏えい箇所の特定を進めていくことが重要であり、このための評価手法や機器・装置の開発・活用を進めていく。

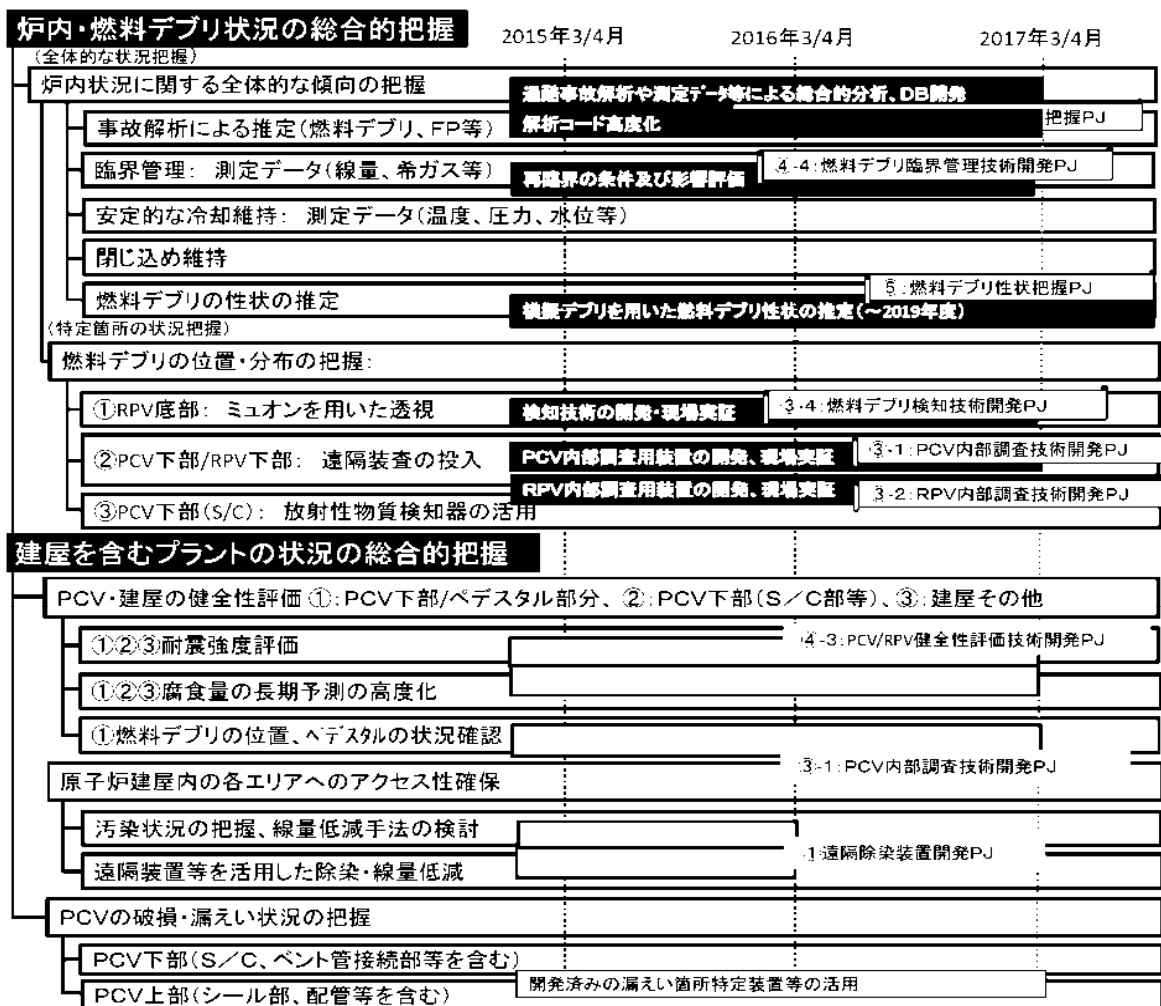


図 6-3 燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系 I : 炉内状況把握の高度化

燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系Ⅱ： 安全・確実な燃料デブリの取り出し

- 現行中長期ロードマップにおいては、2016 年度下半期に、PCV 下部補修方法の確定（HP DE-1）、PCV 内調査方法の確定（HP DE-2）を判断ポイントとして、2018 年度上半期に、PCV 上部補修方法の確定（HP DE-3）、燃料デブリ・炉内構造物取り出し工法の確定（HP 3-2）を判断ポイントとして設定している。
- 今後、冠水工法に加え、気中工法（上部・側面アクセス）について実現性を評価し、号機ごとに（少なくとも初号機の）最適な燃料デブリ取り出し工法シナリオを選定するため、炉内状況の評価を前提として、作業時の安全確保に関する総合評価（PCV 等の構造健全性確保、臨界の防止・管理、冠水のための止水の成立性、放射線防護等）や作業に係る技術・システム自体の実現性の確認を行っていくために、必要となるデータ・情報を取得する。
- また、燃料デブリ取り出しの安全かつ確実な実施に向けて、燃料デブリ取り出し機器・装置、収納缶・移送装置等の開発を進める。

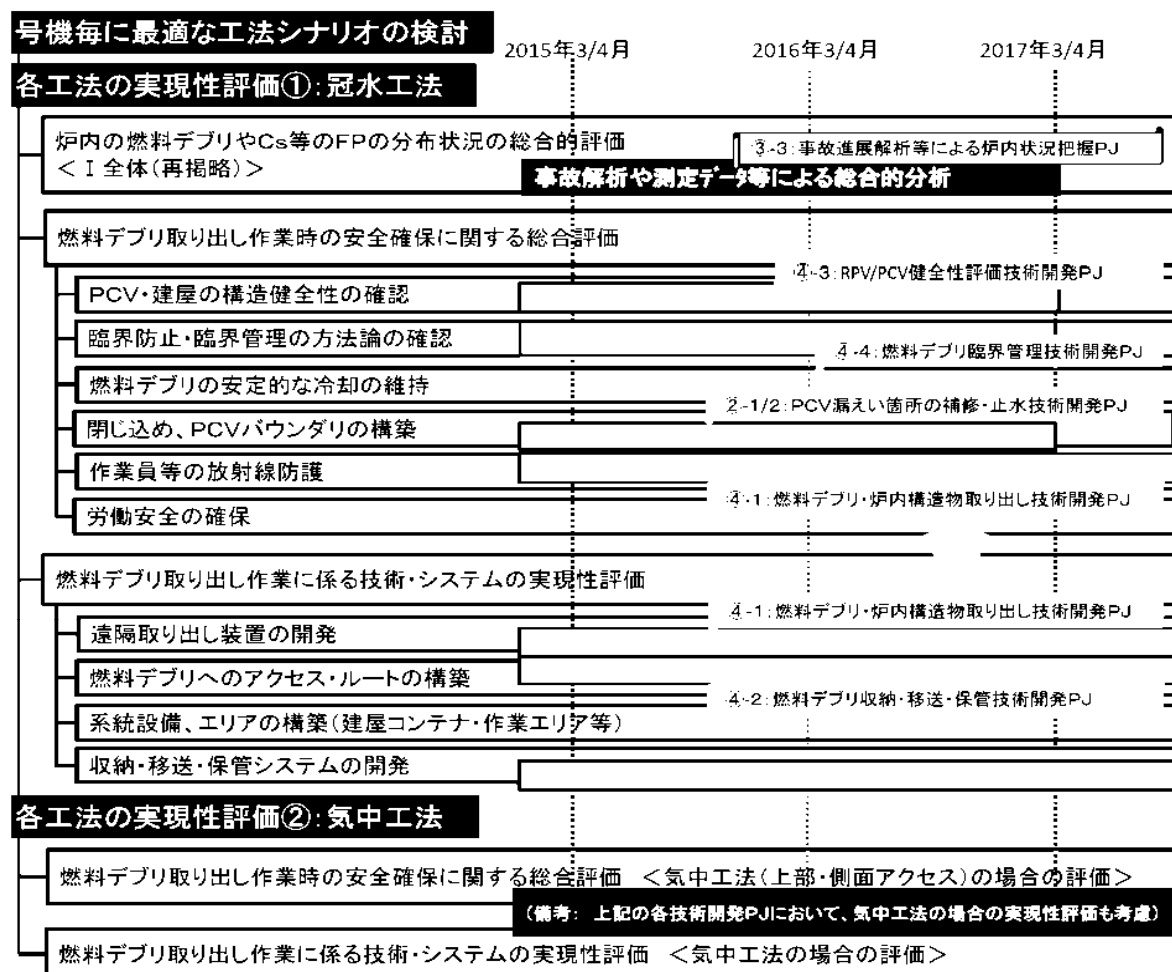


図 6-4 燃料デブリ取り出し関連研究開発の体系Ⅱ： 安全・確実な燃料デブリの取り出し

廃棄物対策関連研究開発の体系

- 福島第一原子力発電所の事故で発生した固体廃棄物は、多様かつ大量であり、従来の制度、技術により対応していくことが困難であり、新たな技術を開発するとともに、制度的対応を検討していくことが不可欠。
- 現行中長期ロードマップにおいては、2017 年度に固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方を取りまとめること、及び 2021 年度頃を目途に処理・処分における安全性の見通しを確認することを目標として設定している。
- このため、固体廃棄物の性状把握、保管管理・処理といった処分前管理、処分の方法に関する検討を総合的に行い、その上で、これらの成果を整備・統合し、固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめに反映するとともに、処分概念の調査・検討を進めることにより、安全規制などの制度化に必要な情報を整理する。
- また、水処理の過程で発生する二次廃棄物については、性状把握、長期間安定的な保管、処理のための検討を行う。

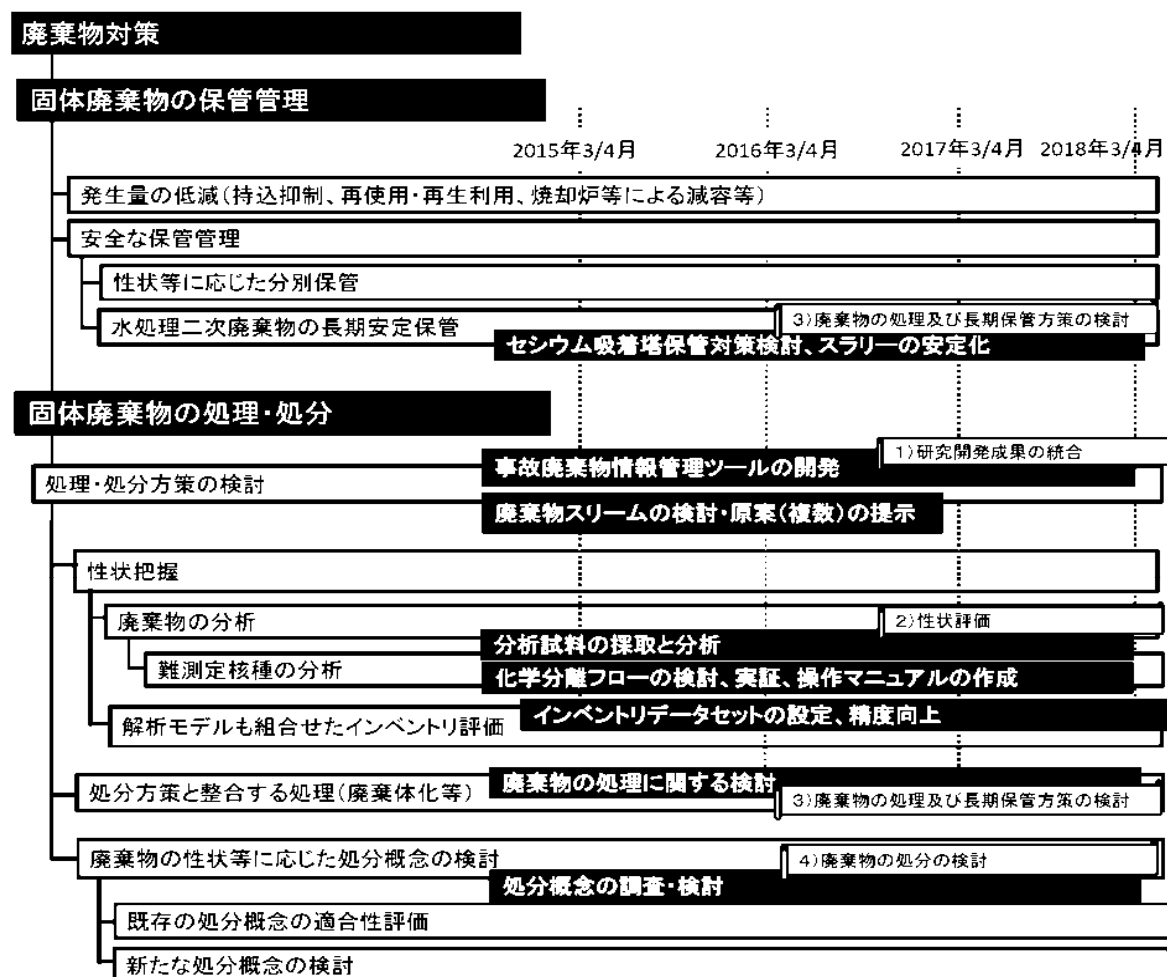


図 6-5 廃棄物対策関連研究開発の体系

6.4 研究開発マネジメント

本節では、「廃炉・汚染水対策事業」を中心として、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた現場への適用を目指した研究開発を円滑かつ成功裏に進めていくためのマネジメントにおいて重視すべき事項について提示する。

6.4.1 研究開発業務実施方針を踏まえて重視すべき事項

NDF は設立の際に「研究開発業務実施方針」を策定している。

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた現場への適用を目指した研究開発プロジェクトを的確にマネジメントしていくためには、研究開発業務実施方針に基づいた取組を基本としつつ、これに加えて表 6-2 に示す事項について重視していく。以下に研究開発業務実施方針において重視すべき事項の概要を記す。

「廃炉・汚染水対策事業」により進められている研究開発プロジェクトは、経済産業省が選定した基金設置団体及び事務局を通じて、研究開発の実施主体を中心としてマネジメントが進められていくこととなるが、NDF は、同事業に対して支援・協力を行っていくことが求められており、研究開発マネジメント体制等の強化に取り組んでいく。

(1) 実用化を念頭に置いた業務の実施

- a. 冠水工法及び気中工法を想定した工法・技術の適用性の検討
- b. 現場ニーズを踏まえた達成目標や優先順位の設定
- c. 各プラント共通の技術やシステムにおける研究開発プロジェクトの効率化
- d. 機器・設備等の維持・運用、作業安全等のための基準設定、運用に資する評価手法の開発

(2) 安全確保を重視した取組

- a. 研究開発課題や目標設定において安全確保に配慮
- b. 被ばく低減の取組を優先的に進めることにより作業員の安全確保を最大限考慮

(3) 適確なマネジメントの実行

- a. 多様な複数の研究開発プロジェクトを統合的にマネジメントするための手法の導入と体制の構築

(4) 円滑な廃炉作業を進めるための国内外の叡智の結集

- a. 国内外で活用されている技術、知見、経験の取り込みと関連機関、専門家との連携
- b. 技術調査、国際公募（RFI/RFP）を通じた技術成熟度の高い技術の活用
- c. 基盤的な研究における研究機関、大学との効果的な連携の強化

(5) 人材の確保に向けた取組

- a. 研究機関、大学と連携した基盤研究の推進を通じた人材育成・確保の強化

(6) 原子炉施設の安全高度化に資する事故究明への貢献を含め、事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等のアーカイブ化・情報発信

- a. 情報等の収集・整理を効果的に進め、統合的に管理・情報発信するための仕組みの構築

6.4.2 研究開発の各段階におけるマネジメント

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発には、例えば RPV、PCV の内部の状況を把握することを目標とする研究開発プロジェクトが複数ある。これらは燃料デブリの取り出し工法の検討などに資することを「共通の目的」とする研究開発プロジェクトであるから、この目的の達成に直結する合理的な目標を各々の研究開発プロジェクトに設定することが重要である。

これに加えて関連する現場工事や現場工事等に関する技術的検討を含めた取組を全体的に捉える研究開発マネジメントの仕組みの構築を目指すべきである。

具体的には、研究開発プロジェクト開始前の企画段階のマネジメントを適確に行うことに加えて、研究開発プロジェクト開始後においても、定期的に、課題や達成すべき目標を確認し、必要に応じて調整するためのマネジメントが重要であり、その際に検討・確認すべき事項を以下に提示する。(図 6-6 参照)

(1) 研究開発プロジェクト開始前の企画段階

- a. 燃料デブリ取出し分野、廃棄物対策分野等で示される目的から課題を特定し、リスクを考慮して課題解決に向けた取組の計画・マイルストーン作成。これに基づいて個々の研究開発プロジェクトの目標、役割分担を設定
- b. 各研究開発プロジェクトの役割分担設定に当たっては、現場工事や現場工事等に関する技術的検討などからの要求が十分反映されているのかを確認
 - i) 開発の対象(機器・装置、システム、評価手法、データ・情報取得等)
 - ii) 技術的成熟度とこれに基づく開発ステージの設定、ステージ移行の判定基準
 - iii) 機器・装置の共通基盤化^{注1}、最適な技術実証方法^{注2}、安全性等の評価手法等の第三者による確認・エンドースなどの方法論^{注3}
- c. 各研究開発プロジェクトの実行可能性を検証し、リスクを洗い出し、必要に応じて代替策を検討。
- d. 研究開発プロジェクト間のインターフェース・コントロール文書(伝達情報の文書)を作成

(2) 研究開発プロジェクト開始後の実施段階

- a. 各研究開発プロジェクトの進捗・課題、現場状況、ニーズ等を定期的にモニタリング
- b. 上記において重大な課題が確認された場合には、「共通の目的」を前提として個々の研究開発プロジェクトの目標変更の可否を判断(研究開発間の関係性の考慮も必要)
- c. 「共通の目的」に影響があるような場合には、上位のマネジメントに報告

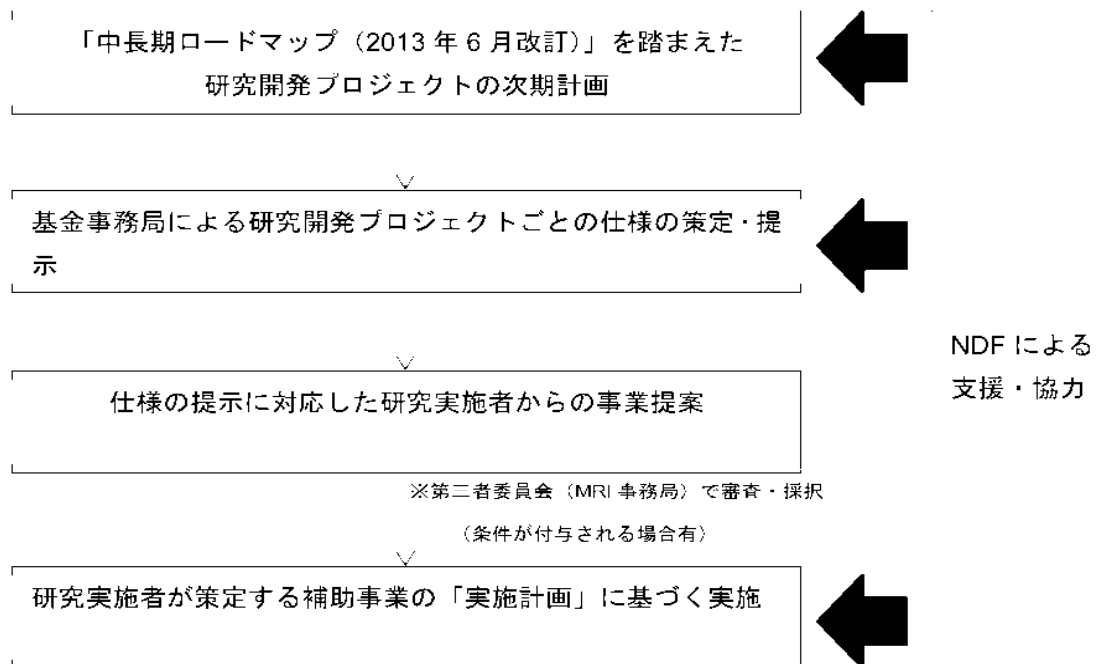


図 6-6 「廃炉・汚染水対策事業」における研究開発プロジェクトの企画・実施フロー

注 1： 機器・装置の共通基盤化について

- (1) 燃料デブリ取り出しのための遠隔技術・システムの開発や運用を可能な限り効率的に進めていくためには、機器・装置の共通基盤化を図ることが鍵と考えられる。
 - a. 「共通基盤化」には、例えば以下が含まれる。
 - i) 機器・装置をプラント間で共通化（例えば、モーターの流用や交換が可能）
 - ii) 同一機能のシステム等における機器・装置の共通化（例えば、作業台車を統一）
 - iii) 汎用品などの既存技術の適用（例えば、無線インターフェース）
- (2) 既存技術（汎用品を含む）の調査、開発・試用を完了した機器・装置のデータベース化を進めるとともに、これらを共通基盤として可能な限り活用していくための機器・装置開発の在り方について検討。
- (3) なお、機器・装置開発において、「過酷な作業環境における人間と機器の役割分担」を明確にしておくことが、当該機器・装置開発を成功に導くために極めて重要。

注 2： 機器・装置の最適な技術実証方法について

機器・装置の開発・実証や作業員の訓練に当たって必要となるモックアップ試験、現場実証に関する基本的な考え方を示すとともに、研究開発の具体的な計画を立案する上では、以下の施設等における取組を効率的に組合せながら進めることが重要。

- (1) メーカーの工場や研究施設における小中規模モックアップ
- (2) モックアップ試験施設などにおける実規模モックアップ（部分的対応も可能）
- (3) 5, 6 号機を活用した実証・訓練（放射線管理施設であることに留意が必要）

前述の基本的な考え方については、具体的には以下の例が考えられるが、今後、更なる検討を行っていく。（詳細な考え方を別紙に示す）

注3： 安全性・信頼性など評価手法の第三者による確認・エンドース

- (1) 健全性評価手法等の開発などにおいては、国内の学協会、国際機関などと連携しつつ進めることなどにより、検討の成果の妥当性が広く認められるような取組が重要であり、研究開発のマイルストーンに組み込む必要有り。
- (2) 特に将来の規制対応に活用することを念頭に置いた評価手法等を開発する場合には、最終的に第三者による確認・エンドース等をどのように得ていくのかを検討すべき。

6.5 研究開発の基盤としての活動

本節では、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組に資する研究開発拠点の整備、基盤となる研究活動、中長期的な視点からの人材育成・確保の取組に関する現状と今後の方向について提示する。

6.5.1 研究開発拠点の整備

現在、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組に資するための研究開発拠点として、「廃炉国際共同研究センター」を整備する構想が進められている。本構想は、JAEA が保有する茨城県東海・大洗地区の既存の施設に加え、福島県浜通り地域の楢葉町に現在建設中のモックアップ試験施設、大熊町に建設計画を有する放射性物質の分析・研究施設などの新規施設、さらには計画中の国際共同研究棟を活用し、多様な分野の国内外の大学、研究機関、企業等の研究者が集結するための拠点を整備する計画である。2015年4月より、JAEA 内の組織の一つとして同センターを立ち上げ、その後、福島県内に本格的な拠点を整備し、2016年度内に運用を開始する予定である。

このうち、モックアップ試験施設は、遠隔操作機器・装置の実証のための施設であり、PCV 下部の補修・止水のための機器・装置等の実規模試験を行うことを予定している。2015年夏から一部運用を開始し、2016年度から本格運用すべく施設整備が進められている。

また、分析・研究施設は、廃炉に伴って排出される廃棄物等の放射性物質の分析や研究のための施設であり、難測定核種分析手法等の開発や燃料デブリ等の性状把握、処理・処分技術の開発等を行う予定である。比較的線量の低い放射性物質の分析・研究を行う第1棟を2017年度から、線量の高い放射性物質の分析・研究を行う第2棟を2020年度から開始すべく施設整備が進められている。

研究開発拠点の整備・運用に当たっては、効果的・効率的な研究の遂行のため、異なる分野、役割、専門性を持つ人材や組織を糾合し、成果等の情報を共有し、それらの枠を超えてそれぞれの能力を互いに補完しながらチーム力を発揮することに留意し、枠組みの構築を進めることが重要である。具体的には、中核となる拠点を形成することにより、分野のコミュニティの活性化や人材の糾合・流動化などを行いつつ、研究を進めていくことが期待される。また、中核拠点を形成し、その機能を維持・発展していくためには、オープンイノベーション拠点に求められる機能などを参考に、高度なマネジメントや支援に関する能力を整備していくことが必要である。

さらに、基盤研究と人材育成とは密接に関連することから、大学等とも協力し、基盤研究・人材育成一体となった拠点の形成も進めていくべきである。

なお、研究開発拠点の整備や運用の過程において、研究者・技術者をはじめ一層多くの人材や関係機関が参加することにより、地域の復興にも資することが期待される。このため、福島県及び周辺の地域における復興や研究拠点構想（環境回復、健康管理、地域経済振興等）と連携を図りながら進めていくことが重要と考えられる。

6.5.2 廃炉技術の基盤となる研究開発

福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発については、6.2.1 項で示したとおり、「東京電力やプラントメーカーが自ら取り組む研究開発」、「国の補助事業として IRID が中心となり現場への適用を前提として進めている研究開発」といった現場への適用を目指した技術の開発がなされている。一方、「JAEA が取り組む研究施設整備や基盤的な研究開発」や「研究機関、大学等が自ら取り組む研究開発」では、廃炉の加速化に資する先端的研究開発や既存の廃炉技術の代替等に向けた多様な可能性の追求、学術的な知見の提供といった廃炉技術の基盤となる研究開発が実施されている。

JAEA においては、IRID の一員として現場への適用を目指した技術の開発を実施するほか、これまでの研究成果を活かす形で基礎基盤的な研究開発を実施している^{注4}。

注4： JAEAの平成26年度（2014年度）の業務運営に関する計画（年度計画）＜抜粋＞

（前略）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等を円滑に進めるための以下の基礎基盤研究等を着実に実施する。

- 使用済燃料プール燃料取り出しに係る課題解決のため、燃料集合体等の長期健全性に係る試験として照射済材料等による腐食試験を継続する。
- 燃料デブリ取り出し準備の検討として、燃料デブリ及び炉内構造物の切断技術について、模擬試験体を用いた切断試験を実施し、適応性評価を完了する。燃料デブリの臨界管理のため、再臨界時挙動解析手法の高度化を継続する。計量管理のための核燃料物質測定について、各候補技術の適用性評価に係る基礎試験を行う。事故進展解析に係るコードの改良・試験を進め、データを蓄積する。
- 放射性廃棄物の処理・処分に関しては、シビアアクシデントにより生じた放射性廃棄物や今後発生する解体廃棄物等の安全かつ合理的な処理・処分のための基盤整備、技術的検討を継続する。
- また、廃止措置等に必要な遠隔操作技術については、圧力容器等の内部調査のための試作機による実証試験を行う。現在の福島第一原子力発電所の作業環境と類似した環境を有する施設を活用し、福島第一原子力発電所の廃止措置を加速するために必要なデータの採取等を継続する。

その他の研究機関や大学等においても、廃炉に資する研究開発が進められている。例えば、高エネルギー加速器研究機構において研究されてきたミュオン粒子による物質の可視化研究は、同機構の協力のもと、IRID により燃料デブリの位置を検知するための技術開発・実証に取り組まれている。また、福島大学が中心となって開発し、提案された放射性物質（Sr90）を迅速に分析可能な装置は、東京電力との共同での実証試験を経て、分析に時間を要する既存の分析手法の代替手段として、東京電力により現場工事に実際に使用されている。このように、研究機関や大学における基盤的な研究開発の成果は、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた現場工事や研究開発に適用されている。

さらに、東北大学において、福島第一原子力発電所の廃炉が長期間要することを念頭に、PCV や注水配管等の防食と長期寿命予測技術の基盤構築を図るため、反応機構を数理モデル化し、腐

食機構解析技術や腐食モード評価技術の確立に向けて取り組むとともに、中長期的な基盤研究として、腐食反応の停止機構の解明に取り組んでいる。この研究開発は、原理原則に基づき現象を数理モデル化し、当該現象の進展や対応策の評価を行うものであり、廃炉に関する工学的な技術に対して、学術的な視点で廃炉現場を支えている。

これ以外にも、福島第一原子力発電所の廃炉は解決しなくてはならない問題が多く存在することから、これまで顕在化されていない課題を発見・抽出し、廃炉作業や研究開発に提案することを目指す研究も重要と考えられる。

こうした取組みは、廃炉の状況やニーズを検討した上で取り組まれている基盤的な研究開発の事例^{注5}であると言え、廃炉技術を補完・補強するものとして期待される。

注5： 廃炉技術の基盤となる研究開発の例

(1) 廃炉工程を大幅に改善する可能性のある代替的でイノベーティブな研究

(具体的事例)

- a. ミュオン粒子を活用した可視化等の要素技術
- b. 放射性物質の分析・測定
- c. 放射性廃棄物の減容化に資する技術
- d. 遠隔操作機器・装置の開発に資する制御・通信等の基盤的な要素技術

(2) 廃炉作業や研究開発を確実かつ円滑に進めるため、学術的な視点で現象や知見やデータを提供する研究

(具体的事例)

- a. PCV や注水配管等の防食と長期寿命予測技術の基盤構築
- b. 燃料デブリ、FP 等の放射性物質の基本的物性の把握等

(3) 顕在化していない課題を発見・抽出し廃炉作業や研究開発に提案することを目指す研究

以上、注5で分類される研究開発分類を代表とした廃炉技術の基盤となる研究開発が大きく期待されることから、広く研究開発活動の活性化や研究者の創意工夫を促していくことが重要である。その上で、得られた研究成果や知見の現場工事や研究開発へ橋渡しを促していくための取組を強化していくことが必要である。

このため、産業界、大学、学会等においてそれぞれの立場で分散した取組を統合していくことにより、研究機関・大学等の研究者と廃炉に直接取組む関係者との間で、廃炉現場や研究機関の状況やニーズ、また、研究機関・大学等で進められる研究成果や知見を専門分野ごとに具体的に共有し、議論する場を設けることが重要である。関係者間のコミュニケーションを活性化させることにより、多様な研究開発成果の廃炉現場への適用を目指していくことが期待される。

なお、廃炉技術の基盤となる研究開発は、福島第一原子力発電所の廃炉への貢献のみならず、画期的な学術的知見の創出をはじめ、国内外の原子力施設の廃止措置や安全高度化、他の研究分野のブレークスルーにつながり得ることも踏まえ、幅広い分野の研究者の参加を促していくべきである。

6.5.3 人材育成・確保

廃炉を円滑に進めるためには、これまで本章で述べた研究開発に関する取組のみならず、中長期的な視点で研究開発等を通じた知識技能を有する人材の育成・確保を進めていくことが重要である。

文部科学省においては、廃炉の人材育成に関する重点分野の中でも、民間だけでは着手しづらい中長期的基礎基盤研究について異分野等多様な分野の叡智を結集することや、課題を克服し、安全かつ着実に廃炉を進めていく上で必要となる人材を育成することを目的として、「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」を本年度より開始している。本プログラムは、前項で示した研究開発について、大学等において廃止措置等の現場のニーズを踏まえた取組を行うとともに、廃止措置等の取組で活躍できる人材育成を実施していくために、福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた研究開発を行っている機関等との連携の下、平成 26 年度においては、下記の大学等を中核とした拠点形成を開始した。

- 東京工業大学：廃止措置工学高度人材育成と基盤研究の深化
- 東京大学：遠隔操作技術及び各種分析技術を基盤とする俯瞰的廃止措置人材育成
- 東北大学：廃止措置のための PCV・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム

また、拠点形成のための FS として、平成 26 年度においては、下記の取組が進められている。

- 地盤工学会：汚染水対策・燃料デブリ取出しから廃炉までを想定した地盤工学的新技術開発と人材育成プログラム
- 福島大学：放射性ストロンチウムの即応的計測法の実用化に向けた重点研究とマルチフェーズ伸展型人材育成
- 福井大学：西日本における福島第一原子力発電所の廃止措置に係わる基盤研究・人材育成の拠点形成
- 福島工業高等専門学校：廃炉に関する基盤研究を通じた人材育成プログラム

中長期にわたる廃炉のための人材の育成・確保に向けた取組を進めていく際には、将来の廃炉工程全体を俯瞰した上で、将来必要となる人材像や重点的に育成すべき技術分野を具体的に明らかにすることが重要である。その上で、企業や研究機関における研修等の人材育成の取組に加え、大学等の教育機関における人材育成の取組を促進していくことが重要である。また、人材の受入れ側となる企業や研究機関と人材を輩出する側となる教育機関の双方が密接に連携しながら、大学における教育や、企業における採用、研修について、具体的な取組を一体的に推進していくことが望ましい。

特に、5.4.1 項(2)に提起されているように、今後、放射性物質の分析技術の開発や分析作業を担うための数多くの人材を育成・確保していく必要があることから、このための専門人材の育成に向けた体制を早急に構築していく。また、技術の専門分野を有する人材のみならず、専門分野を有しながら複数の研究開発を円滑にマネジメントしていくための人材も求められていることに留意する必要がある。

加えて、原子力以外にも様々な専門分野の人材から、廃炉関連業務に就くことを希望する人材を増やしていくためにも、人材確保に当たっては、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた作業や研究開発は世界にも例のない極めて高度な技術的な挑戦であるという「魅力」を発信することや、研究者・技術者が活躍するための多様な「キャリアパス」を構築し具体的に示すなど、人材が福島第一原子力発電所の廃炉に向けて活躍する道筋を示していくことが重要である。例えば、大学等との連携を強化することにより、廃炉現場の状況や企業等の研究開発について伝え、廃炉に関するキャリアを進むための意欲を促していくのは、この一つの例と考えられる。

これらの人材は、将来、廃炉現場で活躍するのみならず、国際共同研究による国際協力の強化や原子力施設の安全性向上に寄与するとともに、関連する技術面のブレークスルーや関連する技術・産業の発展、福島復興等に貢献していく旗手となることも期待される。

＜機器・装置の開発・実証におけるモックアップ試験、現場実証に関する考え方＞

機器・装置の開発・実証に際しては、何を開発・実証するのかを明確にした上で、段階的に進めていくことが基本となる。

(1) 要素技術の機能・性能評価

- a. 要素技術単体の機能や性能を実証するためには、既存技術を改良するものや新たに開発する新技術について、様々な条件下での繰り返し試験を含めて評価試験を行っていくこととなる。その際、設備のモックアップが必要となる場合には、迅速かつ合理的に評価試験を行うためには、中小規模のモックアップを活用していくことが望ましい。
- b. 例えば、燃料デブリ取り出し技術開発においては、2014 年度は切削機器やマニピュレータ単体での機能・性能を確認するための要素試験に着手しているが、今後、遮へい・飛散防止装置、炉内構造物撤去装置等については、中小規模のモックアップの活用も検討していくことが考えられる。

(2) 工法・システム全体としての機能・性能評価

- a. 作業の全ステップを通じての工法・システム全体の実現性、整合性を確認する場合には、モックアップ試験等により机上検討や単体試験では把握できない課題を抽出することが必要。
- b. その際、一連の作業の全ステップの機能・性能面を確認する場合は、スケールモデル（縮小モデル）、あるいは、フルスケールの部分模擬モデルを活用することが効率的かつ合理的と考えられる。また、機器・装置の汚染、作業員の被ばく、予算、時間、試験が失敗した場合の影響等を踏まえた上で、実証試験の進め方を検討すべきである。
- c. 例えば、燃料デブリ取り出し工法・システム全体の実現性確認のためには、スケールモデルを用いて全作業ステップの実現性・整合性を総合的に評価することが考えられる。

(3) 実際の作業性、運転・保守面を考慮した実証

- a. 放射線環境や空間・構造上の課題等厳しい環境下での作業に必要となる機器・装置については、実際の作業性や運転・保守面を考慮した実証を行うことが不可欠である。
- b. この場合、現地で実機での実証試験を行うことが最善であるが、作業環境の観点でより優れたほぼ同規模・同環境下の設備・施設を活用した実証試験を行うことが望ましい。
- c. 例えば、燃料デブリ取り出し工法・システムについて実際に実機に適用する前に現場を模擬した環境下でフルスペックでの実証試験を行うことが必要となる場合には、福島第一原子力発電所内外のほぼ同型の設備・施設を活用することも検討すべきである。

注 3： 安全性・信頼性等評価手法の第三者による確認・エンドース

- (1) 解析の高度化、健全性評価手法等の開発等においては、国内の学協会、国際機関等と連携しつつ進めること等により、開発成果の妥当性が広く認められるような取組が重要であり、研究開発のマイルストーンに組み込む必要有り。

評価手法等を開発する場合には、最終的に第三者による確認・エンドース等をどのように得ていくべきか検討。

表 6-2 「研究開発業務実施方針」及び研究開発プロジェクトのマネジメントにおいて重視すべき事項

第1 廃炉等の適正かつ着実な実施の確保のために必要な技術に関する研究及び開発に関し機構が実施すべき業務に関する基本的な方針	
1 実用化を念頭に置いた業務の実施	
(1) 重層的な取組	
現場状況に不明な点が多く、不確実性が高い状況に対応してくため、リスク評価の結果も踏まえつつ、重層的な取組を進める。	<div>左記に加えて重視すべき事項</div> <div>① 燃料デブリ取出し工法シナリオの選定に資するため、冠水工法に加え、気中工法についての技術の適用性を検討する。</div> <div>② 炉内や燃料デブリの調査やアクセスについて重層的な取組を検討していく。</div>
(2) 現場ニーズを踏まえた目標等の優先順位付けと柔軟な見直し	
短期及び中長期の現場のニーズや課題を踏まえ、達成すべき目標について、優先順位を付けた上での研究開発の企画を進める。さらに、最新の知見や実際の廃炉工程から得られた知見等のフィードバックにより、目標等の柔軟な見直しを行う。	<div>左記に加えて重視すべき事項</div> <div>① 研究開発を開始する前の段階において、現場ニーズを踏まえて達成すべき目標や優先順位を設定し、関係者間で共有する。その際、複数の研究開発を統合的に管理していくとともに、不確実性の高い状況であることも考慮する。</div> <div>② 現場の最新状況に対応して研究開発へのニーズが変化することから、研究開発の目標や優先順位を柔軟かつ機動的に見直しなが進めていくことが重要である。このため、定期的に、研究開発の進捗状況を確認するとともに、取り組むべき課題や達成すべき目標について見直す必要が無いか確認する機会を設けることが重要である。</div>
(3) 効率的な研究開発の実現	
効率的な研究開発や適切な分担の実現により、無駄の排除を行う	左記に加えて重視すべき事項

	とともに、廃炉工程に適用できるように成果を出す。	<div>① 1号機～3号機の燃料デブリ取り出しを目指していくことを考慮し、全てのプラントに共通して適用すべき技術やシステムの研究開発を効率的に進めていくことが重要である。特に、長期間にわたって必要となる機器・装置の運用・保守も考慮し、必要となる部品やインターフェースの共通化、モジュール化を進めていくことも重要である。</div> <div>② また、機器・装置の開発・実証における性能評価の進め方について検討し、必要となるモックアップ試験や運転員の訓練の在り方や現場実証の考え方について整理し、適切に実施していくことが重要である。</div>
(4) 基準等の策定に資する取組		
事故炉の廃炉等を適正かつ着実に実施していくためには、新しい技術等を安全性・信頼性を確保しつつ、実際に適用するために必要となる基準等が適時に整備されることが重要である。このため、事故炉の廃炉に向けた工程において必要となる基準等の考え方を整理するとともに、技術の研究開発においても、新たな基準等の策定に資する取組を進める。	<div>左記に加えて重視すべき事項</div> <div>① 特定原子力施設に指定された福島第一原子力発電所の機器・設備等の維持・運用や作業における安全確保等のための基準は、事業者である東京電力が自ら設定し、当該基準に基づいて運用や作業を進めていくことが求められている。これらの基準の設定や運用に資するような機器・装置や安全等評価手法の開発を進めていくことが重要である。</div> <div>② その際、安全評価手法等の開発においては、第三者による確認・エンドース等の方法も検討すべきである。</div>	
2 安全確保を重視した取組		
(1) リスクの大きな事象の防止		
実際の廃炉・汚染水対策において、再臨界や高濃度汚染水の流出、放射性物質の再飛散等といったリスクが発生しないよう、研究開発	<div>左記に加えて重視すべき事項</div> <div>① 研究開発の課題や目標の設定段階において、リスクの大きな</div>	

<p>の企画においては、それらのリスクを適切に評価し、その最小化を図ることとする。</p>	<p>事象に繋がらないよう配慮するとともに、リスクの低減に資する取組を優先して検討すべきである。</p>
<p>(2) 作業員の被ばくリスクの低減</p> <p>実際の廃炉・汚染水対策における作業員の安全確保を前提とし、作業に伴う被ばくリスクの低減を図るよう研究開発の企画を行う。また、研究開発の実施においても、同様に、作業員の安全確保を前提とし、作業に伴う被ばくリスクの低減を図る。</p>	
<p>3 適確なマネジメント（調整・管理）の実行</p> <p>廃炉事業者や研究開発実施機関等、国内外の団体間における密接な連携を実現し、研究開発分野におけるコーディネーターとしての役割を果たす。あわせて、廃炉事業者や日本原子力研究開発機構をはじめとする研究開発実施機関等の適切な役割分担を構築するとともに、必要に応じた競争関係の構築の両立を図る。</p>	
<p>4 円滑な廃炉作業を進めるための国内外の叡智の結集</p> <p>技術的難易度の高い課題に取り組むための情報収集、海外の研究機関等との連携等により、原子力以外も含めた国内外の最新の知見や技術を反映し、幅広い分野からの知見や経験の結集を行う。</p>	
<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 放射性物質の除染や線量低減など被ばく低減につながる取組を優先的に進めるとともに、機器・装置の現場実証を行う際には、作業員の安全確保を最大限考慮して計画を立案・実行する。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 多様な複数の研究開発を統合的にマネジメントするための効果的・効率的な手法や方策を導入するとともに、適切な体制を構築すべきである。</p> <p>② また、他の研究開発、東京電力による現場工事や現場工事等関する技術的検討などとの間の情報共有・伝達は、特に文書化して確実に実施することが重要である（例えば、インターフェース・コントロール文書の作成を奨励する）。</p>
<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 国内外で既に活用されている技術や知見・経験を取り込むとともに、関連企業・研究機関や専門家との連携・協力体制を築きながら、研究開発を進めていくことが重要であり、それを奨励・促進するための情報共有の機会を増進する。</p>	

	<p>② 特に、機器・装置の開発に当たっては、徹底的な技術調査や国際公募（RFI/RFP）を通じ、技術成熟度（TRL）が比較的高い信頼性のある技術（ベスト・アベイラブル・テクノロジー）を活用していくことが重要である。</p> <p>③ また、基盤的なデータの取得や分析・評価においては、研究機関、大学の知見も取り入れつつ進めていくべきである。</p>
第2 その他廃炉等の適正かつ着実な実施の確保のために必要な技術に関する研究及び開発に関する重要な事項	
<p>1 人材の確保に向けた取組</p> <p>長期の廃炉作業をやり遂げるための人材を確保するため、研究者や技術者の育成を促す。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 産業界、研究機関、大学と一体となった基礎研究の推進を通じた人材育成・確保への取組の強化を図ることが重要である。</p>
<p>2 事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等のアーカイブ化・情報発信</p> <p>事故炉以外の廃炉プロセスでの活用や、国内外で類似のトラブルが発生した際の対応、原子力施設の安全高度化に資する事故究明への貢献、さらには、人材育成への利用等を視野に入れ、廃炉事業者や日本原子力研究開発機構をはじめとする研究開発実施機関等と連携、協力し、事故炉の廃炉作業の中で得られる情報・研究成果等を集約し、アーカイブ化するとともに、国内外に適切に発信する。</p>	<p>左記に加えて重視すべき事項</p> <p>① 複数の研究開発において、炉内・燃料デブリの状況、建屋内汚染状況、放射性廃棄物の分析やインベントリ評価などのデータ・情報を収集・整理する取組を開始しているところであるが、これらの取組を効果的に進めるとともに、統合的に管理・情報発信するための仕組みを構築する。</p> <p>② 文献・書誌情報のアーカイブ化については、現在、JAEA が中心となって進めていることから、同取組との連携を図ることも重要である。</p>

7. 今後の進め方

本戦略プランは、その初版（2015 年）として、福島第一原子力発電所の廃炉に係る技術的判断を行う上で最重要な課題である①燃料デブリ取り出し、②廃棄物対策の 2 分野について、取り組むべき課題とその対応の考え方、それらに対する関係機関も含めた取組計画を取りまとめたものである。

今後、これらの 2 分野について、本戦略プランにおける今後の対応を基に、より具体的に取り組むべき事項を見える化し、関係機関との共有化を図り、プロジェクトマネジメントを行っていく。また、プロジェクト評価として PDCA サイクルを回すとともに、現場の状況や研究機関の状況等を踏まえて、定期的に戦略プランの見直しを行っていくものとする。

略 語

略 語	正式名称
ALPS	Advanced Liquid Processing System：多核種除去設備
CST	Condensate Storage Tank：復水貯蔵タンク
D/W	Dry Well：ドライウェル
FP	Fission Products：核分裂生成物
FS	Feasibility Study：フィージビリティ・スタディ
HP	Hold Point：判断ポイント
IAEA	International Atomic Energy Agency：国際原子力機関
ICRP	International Commission on Radiological Protection： 国際放射線防護委員会
IRID	International Research Institute for Nuclear Decommissioning： 国際廃炉研究開発機構
JAEA	Japan Atomic Energy Agency：日本原子力研究開発機構
NDA	Nuclear Decommissioning Authority：原子力廃止措置機関（英国）
NDF	Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation：原子力損害賠償・廃炉等支援機構
PCV	Primary Containment Vessel：原子炉格納容器
RPV	Reactor Pressure Vessel：原子炉圧力容器
S/C	Suppression Chamber：サプレッションチェンバ
TMI-2	Three Mile Island Nuclear Power Plant Unit 2： 米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機
オペフロ	オペレーティングフロア
研究開発業務実施方針	廃炉等を実施するために必要な技術に関する研究及び開発に関する 業務を実施するための方針
次期計画	「廃炉・汚染水対策事業（技術開発事業）」において取り組むべき 研究開発の次期計画
重核	ウランやプルトニウム等のアクチニド核種
信頼性向上計画	中長期的な信頼性向上のために取り組むべき優先的事項に関する 具体的な計画
戦略プラン	東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン
滞留水	建屋内等に滞留している高レベル放射性汚染水
建屋内汚染水、トレンチ内 汚染水	建屋及び海水配管トレンチ内に滞留している高濃度の汚染水
タンク内汚染水	タンクに貯蔵されている浄化前の汚染水
中長期ロードマップ	東京電力㈱福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた 中長期ロードマップ
燃料デブリ	溶融して固まった燃料
福島第一原子力発電所	東京電力㈱福島第一原子力発電所
水処理設備廃スラッジ	除染装置のスラッジ貯槽内の二次廃棄物
水処理設備廃吸着塔 ロジック・ツリー	セシウム及び第二セシウム吸着装置の二次廃棄物 骨格となる構成を記した図

用 語

用 語	意 味
ウェルシールドプラグ	PCV の上部にある遮へい用のコンクリート製の上蓋（運転中は原子炉建屋最上階の床の一部となっている）
冠水工法	PCV の上部まで水を張って、全ての燃料デブリを水没させて、燃料デブリを取り出す工法
気中工法	水を張らずに、燃料デブリが気中に露出した状態で、燃料デブリを取り出す工法
技術的成熟度	技術がどのような発展段階にあるのかを定量的に示す指標（Technology Readiness Level (TRL) ）
クリアランス	クリアランス制度とは、原子力施設において用いた資材等について、それに含まれる放射性物質の濃度が「クリアランスレベル」（人の健康への影響を無視できる放射性物質の濃度）以下であることを国が確認する制度のこと。 国の確認を受けた資材等は、原子炉等規制法の規制から解放され、通常の産業廃棄物又は有価物として、廃棄物・リサイクル関係法令の規制を受けることとなる。
実デブリ	模擬デブリに対し、炉内から取り出した実際の燃料デブリ
深層防護	安全性確保の基本的考え方の 1 つであり、安全に関するすべての活動は、万一ある故障が発生しても、それが適切な対策により検知され、補正されるかあるいは是正されるように、独立した多層の備えを条件とすることを確実なものとする
スラッジ	放出性物質を含む泥状物質
燃料デブリ	原子炉冷却材の喪失等により核燃料が炉内構造物の一部と熔融した後に再度固化した状態
ハザードポテンシャル	有害物質がもたらし得る影響の程度
プロジェクトリスク	技術開発の失敗やコストの大幅な増加など、プロジェクトの成功を脅かし得るリスク
ミュオンによる燃料デブリ検知技術	宇宙や大気から降り注ぐミュオン粒子（ミュオン）が物質を通り抜ける際に密度の違いにより粒子の数や軌跡が変化する特性を利用して燃料の位置や形状を把握する技術
模擬デブリ	燃料デブリの化学組成や化学形態を TMI-2 の事故事例などから推定し、人為的に作製したもの
リスク・インフォームド・ディシジョン・メイキング	リスクに関する情報を取り入れた意思決定
ロバスト性	想定した条件が多少変わっても機能を発揮する頑健性を有すること

放射線データ全数公開に 向けた取り組みについて

2015年4月30日
東京電力株式会社

1. 公開方針

- 本日から公開対象を順次拡大。夏以降、全放射線データまで拡大予定。
- 膨大なデータとなるため、4月の拡大分について、当面は測定記録の形で公開。
- 分析計画については、重要なものは適宜公開。全計画の公開は体制整備やシステム化が整う夏以降に実施。
- 適宜、第三者の監視・評価等を反映し、透明性・信頼性を向上。

	公開範囲	公開件数 (年間)	公開方法
①現状	水・ダスト・土壌 (定例分析結果のみ)	約30,000件	WEB掲載(一覧表)
②4/30 以降	水・ダスト・土壌・スミア ^{※1} (定例＋臨時分析結果)	約50,000件	WEB掲載(一覧表＋測定記録)
③今夏 ^{※2} 以降	水・ダスト・土壌・スミア・線量率 (分析計画、定例＋臨時分析結果、測定結果)	約70,000件	WEB掲載(一覧表＋測定記録) ^{※3} ボックス説明(毎月)

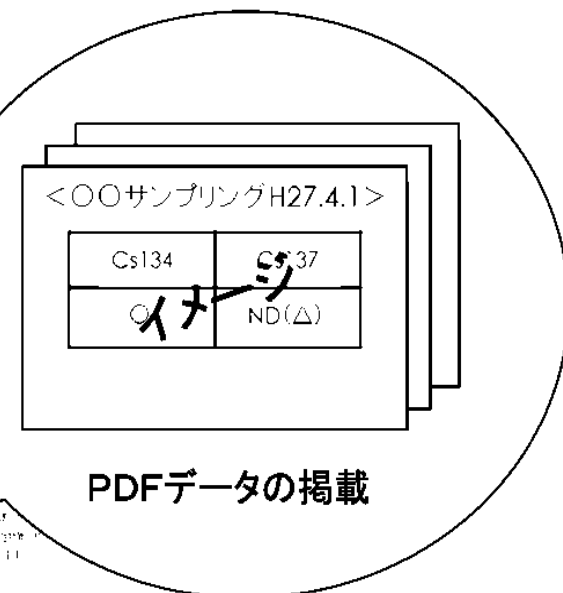
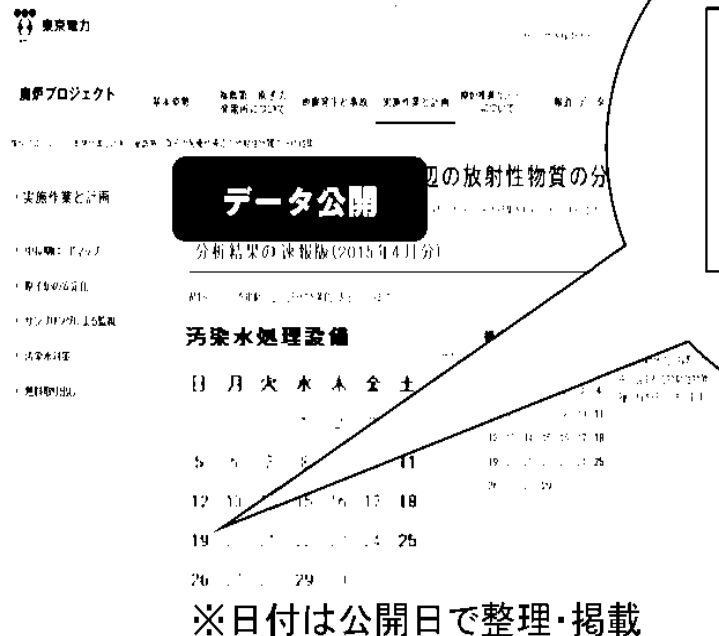
※1 床・壁等をろ紙で拭き取り、表面汚染密度を測定する方法。

※2 体制整備、システム化を図った上で②から③に移行。

※3 可能な限り一覧表に移行。

2. データ公開イメージ

■ウェブ上での公開イメージ



説明が必要なPDFは
記者会見等で配布

■記者会見における公開イメージ

- 通報が必要となる異常値は、すみやかに個別公表。
- その他、説明が必要となるデータは、記者会見等でPDF資料を配布・説明を実施。
- 毎月1回程度、直近実績の推移・トピックス等を定期的に説明。

(参考)測定結果報告(公開イメージ):1号機放水路溜まり水分析の例

測定結果報告

報告日 2015 年 4 月 6 日

■ 環境モニタリング グループ
□ 号当直

1 / 2 ページ

下記の通り分析結果を報告します。

分析評価グループ

確認者氏名

測定者氏名

試料採取月日

2015 年 4 月 6 日

受付番号		試料名				試料採取時刻	
56-20150403-1-1		1号機放水路溜まり水				10:48	
分析項目・単位（上段）／分析値（下段）							
Cs-137	Cs-134	全ベータ					
Bq/cm ³	Bq/cm ³	Bq/cm ³					
1.245E+01	4.313E+00	2.400E+01					
備 考							
トリチウムは4月9日に報告							



**平成 25 年度補正予算「汚染水処理対策技術検証事業」
に係る補助事業者の成果報告**

平成 25 年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業補助金」に係る補助事業として実施した「汚染水処理対策技術検証事業」について、以下の成果報告を受けた。

(1) 海水浄化技術検証事業（採択 5 件）

海水中における、主として放射性セシウムや、放射性ストロンチウム等の浄化技術について、その除去性能を検証するため、実証試験を実施する。

■ 三菱重工業株式会社

海水中の汚濁物質を除去する前処理装置と海水用に調整された独自の捕集材システムとを組み合わせた浄化システムの除去性能を検証。高い除去率（90 %）を有し、港湾内海水（160000 m³）からのセシウム・ストロンチウムの除去を、1 年間で達成可能（除染係数（DF = 除染前放射能濃度／除染後放射能濃度）> 10）と評価。また、日詰まり再生機構の導入により、濾過膜のメンテナンスフリーを実現するとともに、再生可能な吸着材の採用により、二次廃棄物の発生量は処理水量の 0.5%以下になることを確認。

■ IBC Advanced Technologies, Inc.

放射性核種の捕集について実績のある自社製の吸着材を採用し、これを導入した水中稼働式浄化システムの除去性能を検証。カラム試験から別途取得した吸着パラメータを用いて、港湾内海水（160000 m³）中のセシウムおよびストロンチウムの 90 %が 200 日間で除去可能と評価。また、吸着材を再生利用することにより、二次廃棄物の発生は、処理水量の 7%以下になることを確認。

■ 株式会社大林組

自然素材を活用して、セシウムだけでなくストロンチウムに対しても高い吸着性能を持つ捕集材料の開発を実施し、この除去性能、放射線耐性、二次廃棄物量を検証。試験海水（800 L）からの除去率は、操作・海水条件に応じて、セシウムに対して 78.3～99.6 %（10 日間浸漬）、ストロンチウムに対して 14～33%。また、電子線（100 kGy）に対する耐性ととともに、乾燥・炭化による減容化率（炭化で 72%、乾燥で 65%）から炭化が有効であることを確認。

■ 株式会社アトックス、AREVA NC、株式会社 AREVA ATOX D&D SOLUTION

可燃性の吸着シートを新たに開発し、これを導入した水中可動式浄化システムについ

て、その除去性能と二次廃棄物量を検証。モックアップ試験から得られた海水(800 L)からの除去率は、セシウムに対して 80% (6 時間処理後)、ストロンチウムに対して 75% (吸着塔 4 本、累積 28 時間処理後)。また、吸着シートの焼却試験から、重量比 60%、体積比 70~77%の減容化率を確認。

■ 日揮株式会社

セシウムとストロンチウムの化学特性の相違を考慮して、繊維状吸着材を新たに開発し、海水からのセシウムとストロンチウムの除去性能と二次廃棄物量を検証。海水への浸漬試験から取得した吸着パラメータを用いて、港湾内海水(160000 m³)からのセシウムとストロンチウムの除去を、1 年で達成可能 (DF > 10) と評価。また、焼却試験から、重量比 92.5~95.9%の減容化率を確認。

(2) 土壤中放射性物質捕集技術検証事業 (採択 2 件)

一定以上の塩化物イオン濃度下 (200 ppm 以上) における、土壤中の放射性物質 (主として放射性ストロンチウム) 捕集技術の捕集性能を検証するため、実証試験を実施する。

■ 株式会社アトックス、AREVA NC、株式会社 AREVA ATOX D&D SOLUTION

土壤中の放射性ストロンチウムに対する浸透式反応性バリア技術の捕集性能を検証。ストロンチウムの捕集性能試験から、高い DF 値 ($10^3 \sim 10^5$) を有する 2 つのゼオライト捕集材を特定。また、この DF 値は、実土壤や地下水が共存した場合にも、ほぼ同じであることを確認。さらに、福島第一原発敷地内への適用性について、地質条件や地下水流動条件などを考慮した除染シミュレーションを実施し、システムの施工・管理方法を確認。

■ 日揮株式会社

高いストロンチウム捕集性能を有する繊維状の吸着剤 (海水中での捕集率 99%以上) を用いて、地下水中のストロンチウムを効率よく捕集・回収する仕組みを有する透過壁の構造およびその施工手順を確立。海水を含む地下水から、ストロンチウムを効果的に捕集出来ることを確認。また、焼却試験により、95%の減容化率を確認。さらに、福島第一原発敷地内への適用性について、地質条件や地下水流動条件などを考慮した除染シミュレーションを実施。実験室レベルの実証試験により捕集システムの成立性を確認。

(3) 汚染水貯蔵タンク除去技術検証事業 (採択 3 件)

福島第一原発サイト内において、解体作業における作業員の被ばくを低減する観点から、複雑な構造を有する、ボルト締め型タンクにおいて、内部に貯留する汚染水

を排水し、解体する前の作業として行う除染作業について、除染性能を検証するため、実証試験を実施する。

■ 株式会社 IHI

複雑な形状のタンクの除染に超高压液体窒素技術を適用した際の除染性能と廃棄物回収性能を検証。部分モデルを使用した塗装剥離試験から、最適な運転条件を選定するとともに、開発した先端ツールのダスト回収性能を確認。上記の試験結果を踏まえ、福島第一原発敷地内のタンクを洗浄するための工程を提案。

■ 株式会社大林組

「ドライアイスブラスト」、「機械切削」、「ショットブラスト」の3つの除染技術を最適に組み合わせた遠隔除染装置の除染性能を検証。実タンクを用いた実規模試験から、液体廃棄物を発生させることなく遠隔除染が可能であることを示唆。また、タンクの方法・構造別に最適な除染技術の組み合わせを選定するとともに、除染に掛かる作業時間との関係を整理し、被ばく線量の低下に向けての除染作業計画を提案。

■ 株式会社神戸製鋼所

タンク底部の残留汚染水を浄化用水として再利用することで、汚染水を増やすことなく、タンク内部を除染するシステムの性能を検証。実機を想定した噴霧試験から、洗浄ノズルを選定するとともに、模擬付着汚染物質の洗浄試験から、システムの除染性能と最適条件を確認。

(4) 無人ボーリング技術検証事業

福島第一原発内のボーリング作業時における作業員の被ばくを低減させる観点から、高線量下での無人ボーリング性能を検証するための実証試験を実施する。

■ 株式会社大林組

ボーリング作業工程のうち①初期掘削、②コアリング掘削、③拡張掘削を対象とした、衛星通信ネットワークを用いた遠隔操作ボーリングシステムを開発し、その成立性・実用性に係る実証試験を実施。実際の掘削作業をとおして、無人ボーリング技術の成立性と実用性を確認し、①初期掘削、②コアリング掘削、③拡張掘削で必要とされる現場作業の無人化を実現。福島第一原発敷地内での作業を想定した際の課題（衛星通信速度の改善、対象地盤の条件等に合わせた工法検討の必要性など）を抽出。

目的と目標

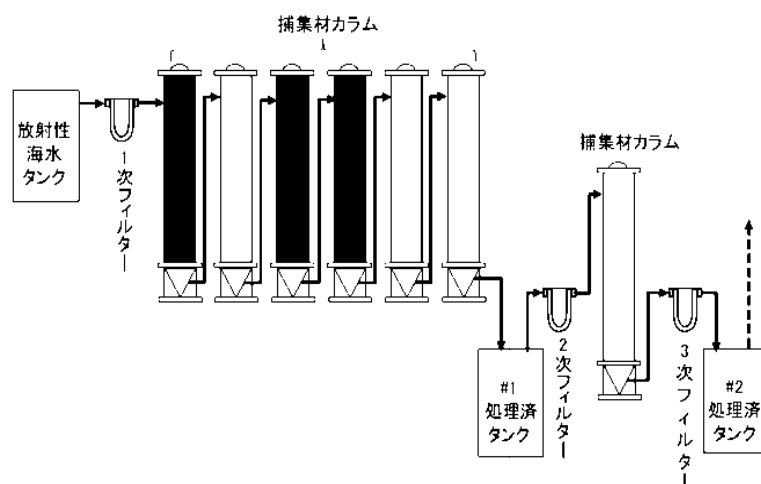
海水中のCs、Sr等の放射性各種を効率よく除去することができる新規捕集材と、海水を新規捕集材に供給する汚濁物質除去機構を組み合わせ、閉鎖海域での放射性物質回収システムに必要な技術を開発することを目的とする。

また、汚濁物質除去装置及び放射性核種捕集カラムを組み合わせた実証システムの設計・製作を行い、本システムによる吸着実証試験を実施することを目標とする。

事業の概要と特長

実績のある海水除染技術

グループ会社等が開発した海水中の放射線核種(Sr、Cs、I、Cd、Mn、Ce、Co)を除去できる捕集材カラム構成をベースに展開



福一: 福島第一原子力発電所

福一港湾海水除染への展開

- 汚濁物質除去装置用フィルタの長寿命化
✓ 発電所港湾水質を考慮したフィルタ構成の検討

福一港湾
の実海水



分析



捕集材

捕集機能確認

- 二次廃棄物抑制
✓ Sr、Cs除去に最適化した捕集材への変更
- 作業時の被ばく低減
✓ 捕集材の交換方式の最適化

得られた成果

実施項目	成 果
海水採取 及び分析	<ul style="list-style-type: none"> ・福一海水を用いて汚濁物質や含有元素の分析を実施し、福一海水は通常海水の2/3に塩濃度が減少していることを確認。(Sr濃度の高い場所から採取) ・汚濁物質(20 μm以上)に全β線の最大で50%が吸着していることを確認。これはY-90と推定される。
前処理装置	<ul style="list-style-type: none"> ・粗ろ過+精密ろ過の装置構成にて、数μmの除去性能を達成。 ・実証機に搭載し、1ヶ月以上の連続ろ過処理を確認済み。 ・目詰まり自動再生機構により、1年間メンテナンスフリーの目処を得ている。
吸着材	<ul style="list-style-type: none"> ・主として、Csはモルデナイト、Srは合成ゼオライトで海水中でも捕集できる。 ・ただし、福一海水中のCsは含有量が低く、合成ゼオライトでも捕集ができる。 ・調整済ゼオライトの採用により、ゼオライト容積の200倍の海水を除去率90%以上で処理できる。(Sr,Cs) \Rightarrow 処理海水量に対する二次廃棄物の比率は0.5%以下を達成。
実証機	<p>実海水にて以下の処理を実施し、実機設計に必要な設計情報を得た。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・システムの連続運転評価(目標達成) ・海水中天然Srの連続捕集性能評価(目標達成) ・前処理装置、カラム装置のメンテナンス頻度確認(目標達成)
システム提案 経済性評価	<ul style="list-style-type: none"> ・二次廃棄物の種類及び発生量を試算 吸着材再生方式による被ばく低減策を提案 ・設備及びランニングコストを試算
浮体の基本設計	<ul style="list-style-type: none"> ・コスト試算用に前処理装置や吸着材カラムを搭載する浮体の基本設計を実施

1Fへの適用性・今後の課題

実機処理能力: 160,000m³/年 除去率90%

1 実証試験(処理能力: 6m³/h 稼働率80%)

- ・前処理装置浮体の制作(処理能力: 実機の25%)
 - ・吸着塔浮体の制作(1基)
 - ・吸着材再生処理設備の検討
- \Rightarrow 1年間の動作試験でシステムの必要能力を確認



2 実機運用(処理能力 24m³/h 稼働率80%)

- ・前処理装置浮体の増設工事(処理能力: 実機の100%)
- ・吸着塔浮体の増設(3基)
- ・吸着材再生処理設備の制作

汚染水処理対策技術検証事業 最終結果 <IBC Advanced Technologies, Inc.>

目的と目標

本事業の目的は、再生使用可能な SuperLig®605 と SuperLig®644の2種の樹脂を使用して福島原発港湾の16万トンの海水からストロンチウム(Sr)及びセシウム(Cs)を選択的に分離し得る能力を実証することである。

その目標は、疑似海水を使用して2種の樹脂の除染係数(DF)として表現されている樹脂の分離キャパシティーを確認することである。更に試験では浄化に必要な樹脂量、浄化のサイクル数及びその間に発生される回収核種を含む溶液の容積量を立証することである。プロジェクトの期間内外にあった多くの追加質問に対しIBC社は定性的な拘束力はないがベストの回答を行った。これらは懸濁粒子、油(量、性質は特定しない)、二次廃棄物(使用済み樹脂と回収核種の溶離溶液)の取扱いの選択肢、設置費用そして操作の詳細と線量拘束値を含んでいる。

事業の概要と特長

Sr及びCsそれぞれを選択する SuperLig®605 及び SuperLig®644は海中のスキップ(容器)中に設置される。海水は水中ポンプで流速が上げられ樹脂層を通過し処理時間が短縮される。樹脂は再生使用が可能であり、捕捉したスキップから取り出し通常の希酸溶液で溶離ができる。回収された核種の溶液は容積が少なく、高純度の溶液として集められ、安定した廃棄物の形態で一般の廃棄措置が可能である。

SuperLig®樹脂は従来の吸着剤では吸着阻害が起きるような高濃度の同様なイオン(Na, K, Ca, 等)が存在する溶液や複雑な化学液から目的の金属及びイオン(Sr, Cs)を除去する高い選択性を持っている。目的イオンは簡単に除去でき樹脂の再生使用ができる。樹脂は化学的に安定し、放射線耐性が良い。一度、スキップへ樹脂を充填すれば、全ての浄化が行われる間交換なしで再使用ができる。

再生フローシートは、本プロセスの適用により二次廃棄物の発生容積が非常に少なくすることを明らかにしている。

SuperLig®樹脂は様々な用途に合うよう開発された。本件で適用される2樹脂(SuperLig®605 はSr、SuperLig®644 はCs 除去用)はHanford Tank Clean Up プロジェクト(米国エネルギー省)の厳しい環境の中で使用され多くの放射線対応が実証されている。他のSuperLig®樹脂は金属抽出で金属産業で幅広く使用されている。本プロジェクトのSuperLig®樹脂は商業的にも公的にも認められ広範囲な実績がある。スキップの構想は英国Sellafieldの池の浄化を含む原子力の領域で広範囲に使用されている。

得られた成果

実験結果はSuperLig®605 及び SuperLig®644がそれぞれ要求されるDF 10を超えたDFsで、Sr 及び Cs を除去できることを確認できた。 疑似試験では最終レベルがそれぞれ、Sr-90 に対して20 Bq/l以下、Cs-134, Cs-137 に対して1 Bq/l 以下及び3 Bq/l以下が可能なことを示した。

陸上ポンプを使用しないで、港湾水は200日で処置ができる。その際の二次廃棄物は5750 m³ の Sr 回収溶液と 5355m³ のCs 回収溶液となる。使用済み樹脂は凡そ15m³と 22.36 m³ のSuperLig®605 と SuperLig®644となる。使用済み樹脂はSr に対しては365日稼働で 8.22 m³に減少できる。 結果として浄化にはそれぞれCs は157回、Sr は 252回の再生サイクルにて浄化できることを示唆している。

港湾水のプレフィルターの必要性は、懸濁固体又は油の粒子サイズの種類、濃度に依存する。本件ではスキップ中でのシングル濾過フィルターカートリッジ、又は電気凝固法装置など様々な選択肢がある。

回収核種の溶液の処理、措置は、シンプルな化学液であり従来方法で処理ができる。例えばグラウティング、ガラス固化等が利用できる。

SuperLig®製品は低レベルの二次廃棄物(約30m³の使用樹脂)を伴い200日の稼働で浄化できることを示す。Cs, Sr の海水イオン(Na, K, Ca, 等)から優秀な分離を示し、いかなる方法でも固定化可能な Sr, Cs を含む少量の回収核種の溶液にすることを示している。

1Fへの適用性・今後の課題

試験はSuperLig®605 と SuperLig®644が海水から Sr とCs を除去できることを明確に示した。この実績は福島港湾の海水の成功可能な浄化方法を示す。SuperLig®樹脂を使用する選択的除去は海水浄化の挑戦的回答である。樹脂は海水中の他のイオン(Na, K, Ca, 等)を除去せずに選択的に目標とするCs及び Sr の核種を除去する。樹脂は全ての除去基準を超えており200日で達成できる。再生フローシートは一回処理吸収剤に比べ非常に少ない二次廃棄物発生容積量になることを示している。

更には、工学的研究の確立スケジュール、設置費用も優れる。 懸案事項は、海水の分析やSuperLig®樹脂を使用した小規模試験による懸濁する固体、油の量の影響等の調査である。

目的と目標

本検証事業は、海水中の放射性CsやSrの効率的な除去を達成することを目的とし、作業員の被爆抑制・二次廃棄物の発生抑制(減容)・低コスト化など、実際の浄化事業を円滑に進めるための下記目標を設定した。

- a) 浄化能力の検証と浄化性能を定量的に確認する
- b) 浄化に伴う二次廃棄物の発生量を抑制するための減容技術の検証と減容効果を定量的に確認する
- c) 浄化手法の容易性、安全性の検証とメンテナンス頻度、内容に関する定量的に確認する

事業の概要と特長

海水を汲み上げない条件のもとで、海水への吸着材浸漬による吸着方式(フローティング=システム)を提案し、採択された。
海水中の放射性CsおよびSrの浸漬・回収にも、港湾閉塞を条件とした。

以下の実験をCold条件下で実施した。

- 1) 室内に設置したタンクを使用した閉鎖環境におけるタンク試験
 - 2) 港湾内(汚染されていない実際の港湾)における開放環境におけるフィールド試験
- また、
- 3) 海水温度の影響を室内ビーカー試験で確認
 - 4) 二次廃棄物の減容化検証を乾燥と炭化の手法を用いる試験で確認

試験に使用した吸着材の主原料は、海藻より抽出されるアルギン酸ナトリウムをベースとし、これにSrの吸着性能が期待されるバイノス粉末と、Csの吸着性能が高いと公知のフェロシアン化鉄を混入することで吸着材原型としたが、海水中での性状安定性に問題点が露呈したため、改良を施し、アルギン酸ナトリウムを活用した吸着材作製に至る新しい知財による改良型を検証に加えた。

吸着材原型の問題点解決に時間を要したため、追加試験で検証した改良型の最適設計には至らなかったが、ポテンシャルを秘めた材料であること(次頁)のご報告となった。

得られた成果

- 1) 吸着材の弱点であった気中・海水中における性状安定性・作業性の大幅な改善
- 2) 吸着材の優れたCs 吸着性能の確認
- 3) 吸着材のSr 吸着性能と、更なる改善可能見込みの確認
(実証期間中の従来品改良が伴ったため、期間が逼迫し、最大性能の確証には至らなかった)
- 4) 上記吸着性能に対する海水温の影響が許容範囲内であることを確認
- 4) 吸着材がCs, Sr 以外の多核種・多元素を吸着することを確認
- 5) 吸着材の単位重量と吸着実効成分混入量の調整が自在なことを確認
⇒ 作業員の被爆管理や運送費等のコスト節減に寄与する
- 6) 吸着材が電子線を照射しても分解しないことを確認
- 7) フローティング=システム(海水への吸着材浸漬による吸着方式)における
タンク試験スケールによる実証可能限界を認識
(実際の港湾に浸漬した吸着材の吸着数値が、室内タンク試験のそれに比して非常に優れている)
- 8) 減容率(重量)を、乾燥・炭化試験において、それぞれ確認
(ダイオキシン発生が懸念されるため、焼却試験は未実施)

1Fへの適用性・今後の課題

☆ 課題

- 1) 吸着材の更なる改良として、Cs, Sr 最大吸着性能をもたらす最適設計の継続
(新年度よりJAEAとの自社研究開発を再開予定)
- 2) 上記「得られた成果」7)に関連し、1Fにおける現地実証が必要

☆ 適用性

- 1) 吸着材の吸着を促進するため、低電力消費型の低速ポンプと簡易な曝気設備の必要最小数の設置が提案されるが、これには港湾環境維持改善の副次的効果も期待される
- 2) 吸着材の主原料であるアルギン酸ナトリウムは海藻より産出されるため、地場産業の活性化に寄与する可能性を秘めている

目的と目標

福島第一原子力発電所に隣接する港湾内への放射性汚染水の漏えいを踏まえ、海水中における、主として放射性Cs,Srの浄化除去性能を検証するため、実証試験を実施して技術の有効性を確認することを目的とする。

本検証試験結果により得られた知見及び技術に基づき、港湾内汚染海水(160,000m³)の放射能濃度を環境基準値以下(DF10)に低減する計画の実現性評価と、コスト、廃棄物両面における最適な計画の立案を目標とする。

事業の概要と特長

本事業では、港湾内海水を陸上に揚水することなく、海中で浄化処理を完結することを条件としている。よって、海中での使用に耐えうる水中浄化装置として、(仏)AREVA社製の水中浄化装置 NYPHEA (Fig.1) を用いた浄化工法により、事業を計画した。加えて既存の吸着剤に対する性能評価を行い、海水環境下での効果的な吸着剤の選定と、それを用いた最適な運用を工法検討した。それらを踏まえ、実現性評価、コスト評価、発生廃棄物量評価を行った。

1. NYPHEA技術の特徴

- ・汚染水の浄化処理工程の全てを水中で完結する。
- ・欧州の使用済燃料プール水循環浄化システムとして約20年の実績。
- ・装置メンテナンス及び吸着カートリッジの交換が容易で、様々な種類の吸着剤に対応可能。

2. 事業実施項目

2.1 吸着剤基礎試験

- ・非放射性核種を用いた吸着剤の基礎試験(コールド試験)。
 - ・海水環境下におけるCs, Sr分配係数(Kd)、吸着容量の評価
 - ・吸着カートリッジへの適応性評価
- ・放射性核種を用いた吸着効果確認試験(ホット試験)。

2.2 シート化

- ・吸着剤をシート化し吸着性能の向上を目指す。(Fig.2)
- ・吸着シートは可燃性とし、廃棄物低減を目指す。

2.3 吸着カートリッジ製作及び評価

- ・小型NYPHEAを用いた吸着性能の検証試験
- ・フィルター焼却試験による二次廃棄物の減容評価

2.4 1Fに隣接する港湾内汚染海水への適用性評価

2.5 事業実施に関わる全体コスト、発生廃棄物量の評価

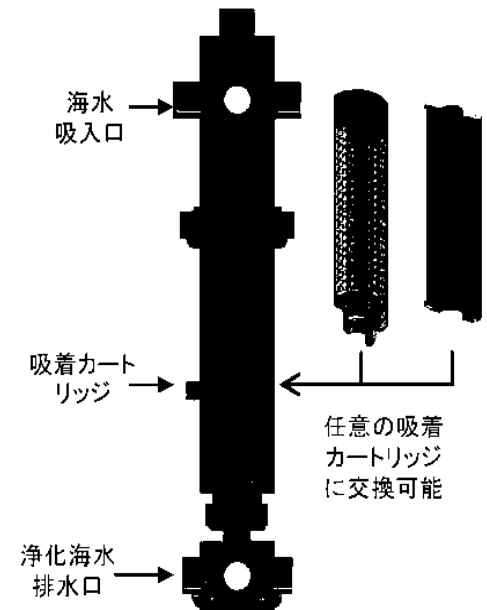


Fig.1 水中浄化装置 NYPHEA



Fig.2 Sr吸着シート断面図

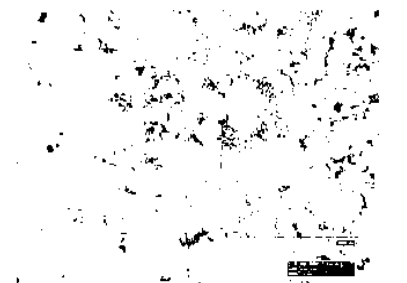


Fig.3 不織布上に定着された吸着剤

得られた成果

3. 実施結果

- 3.1 使用環境(海水)を考慮し、吸着剤候補(SS1~9)を選定すると共に、新型吸着剤(NS-B,NS-W)を試作。
- 3.2 選定、試作した吸着剤を用いた吸着性能試験を実施。
 - ・分配係数(Kd)バッチ試験(結果をFig.4 に示す)
 - ・吸着容量バッチ試験(結果をFig.5 に示す)
 - ・吸着性能/容量確認カラム試験
 - ・可燃性ゼオライトシート試作
 - ・吸着カートリッジ製作と焼却試験(Fig.6 参考資料)
- 3.3 RI施設(ホットラボ)におけるホット試験の実施。
- 3.4 小型NYMPHEAと実海水での循環浄化試験(Fig.7 参照)

4. 得られた成果

- ・適用性評価の結果に基づき、港湾内汚染海水の効果的な浄化工法を検討し具体的な提案を行なった。
- ・可燃性シートを吸着カートリッジに用いることにより、焼却処理による廃棄物削減が可能となった。
- ・海水環境下でのCs, Srの効果的な吸着工法が確立された。

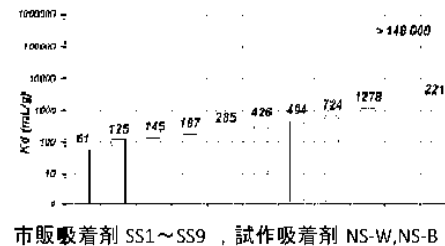


Fig.4 吸着分配係数Kd比較

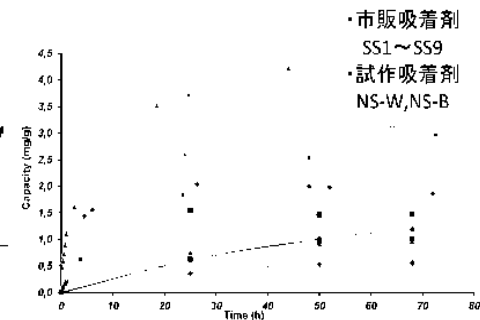


Fig.5 吸着容量比較

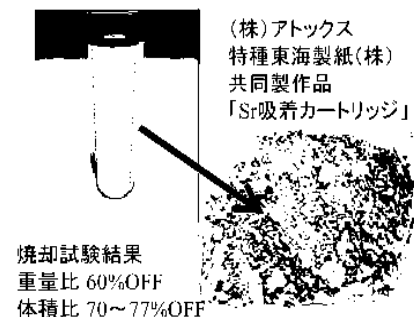


Fig.6 吸着カートリッジと焼却結果

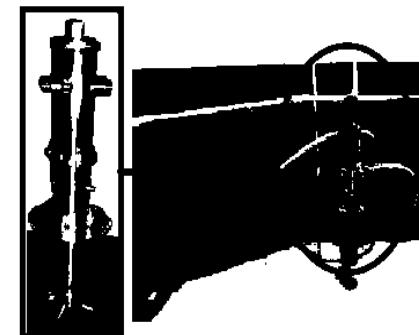


Fig.7 NYMPHEA 浄化試験

1Fへの適用性・今後の課題

5. 1Fへの適用性

- 5.1 吸着剤の性能評価に基づき必要なカートリッジ本数を算出。算出数からNYMPHEA等の資・機材数量を求めた。(Table.1)
- 5.2 NYMPHEA設置のプラットホームの概略設計、コスト算出、適用性評価
 - ・港湾内へのプラットホーム設置の実現性を確認した。(Fig.8)
 - ・海水と共に吸入する海生生物の除去方法について検討し対策を得た。
 - ・プラットホーム製作費と年間運用コストを試算し、1Fへの適用性を評価した。

6. 今後の課題

- 6.1 発生廃棄物量の削減と、吸着剤コストの最適化。
 - ・研究段階の吸着剤(NS-W, NS-B)の量産化と、安価な生産プロセスの検討
 - ・可燃性シート及び吸着カートリッジへの加工費削減と、更なる高性能吸着シートの開発
- 6.2 実機スケールにおける港湾内環境への適用性評価
 - ・運転性、メンテナンス性の評価、環境への適合性評価

Table.1 要求される資・機材の集計

吸着剤	セシウム用	ストロンチウム用
	CS1	SS6 フィルター
必要カートリッジ本数	224	56,310
吸着剤廃棄物量	25 ton	2,668 ton (焼却前) 1,149 ton (焼却後)
NYMPHEA台数		35 台
プラットホーム数		6 基

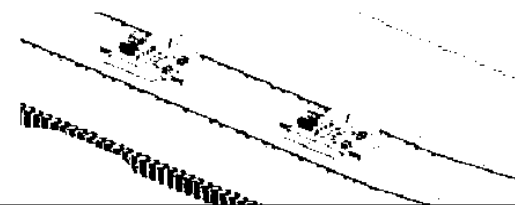


Fig.8 NYMPHEAプラットホームの湾内設置イメージ

目的と目標

1～4号機取水路前開渠部を対象とした場合の海水中の放射性セシウムおよび放射性ストロンチウム浄化技術について、実証試験を通じ、以下を検証する。

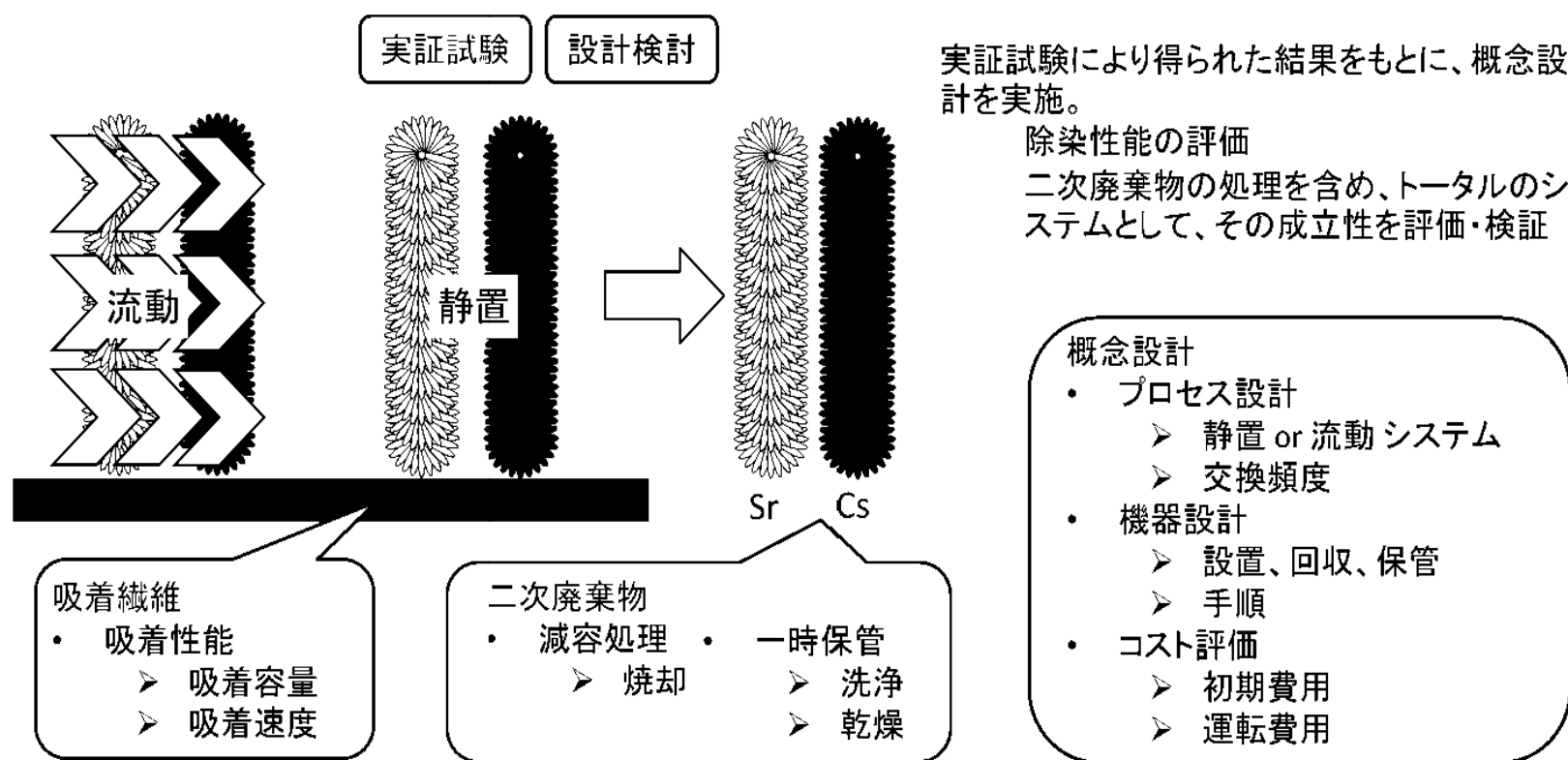
除染性能実証

設定した目標性能を満足すること

二次廃棄物処理を含めたプロセス提案

システムおよびコスト的に合理性を有すること

事業の概要と特長



得られた成果

吸着繊維の性能を評価し、その結果に基づいて除染システムの概念設計を実施した。

吸着性能評価試験より、吸着繊維の除染性能を確認した。

焼却試験より、使用済吸着繊維量を燃焼により大幅に減容可能なこと示した。

概念設計として、開渠部(閉鎖系を前提)の除染について、 $DF=10$ を1年間で達成するために必要なシステムを検討した。

検討システムによる除染効果(海水中濃度変化)を計算により示した。(図2)

設計情報を整備した。(表1)

吸着性能のさらに高い新規吸着繊維について、基本性能を評価した。



図 吸着性能評価試験の様子
(パイロット装置)

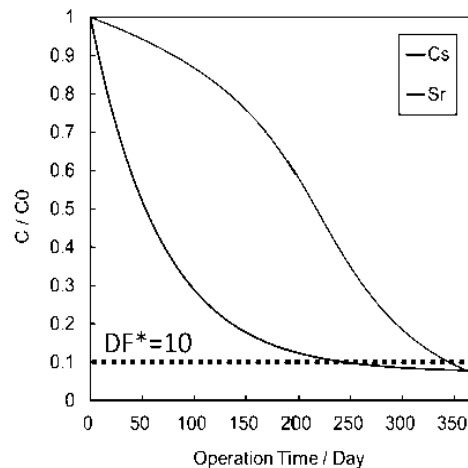


図 浄化設備による除染シミュレーション

*DF: 除染係数

吸着平衡・速度式

運転条件

吸着繊維使用量

交換頻度・接触時間

海水浄化設備概念

海水浄化設備配置計画

機器リスト

作業フロー

物質収支計算書

作業時の実効線量

廃棄体の表面・1 m地点線量

輸送・保管時遮蔽厚さ

コスト

1Fへの適用性・今後の課題

実環境下における吸着繊維の長期(1年以上)浸せき時の影響評価

設備運転性の確認

新規吸着繊維のさらなる性能検証

汚染水処理対策技術検証事業 最終成果

(土壤中放射性物質捕集技術検証事業) < (株)アトックス AREVA NC (株)AREVA ATOX D&D SOLUTION >

目的と目標 浸透式反応性バリア(Permeable Reactive Barrier, PRB)による放射性ストロンチウム(Sr)の捕集性能を検証するため、いくつかの捕集材を用いた捕集性能試験を行い、福島第一原子力発電所(1F)への適用性を評価する。

事業の概要と特長

1. PRB技術の概要及び特徴

- ◆重金属等による環境汚染を修復するため、欧米で20年以上の実績。
- ◆地中に注入した捕集材に放射性物質を捕集し地下水流による汚染の拡散防止(図1)。
- ◆注入点の数によりバリアサイズを調整でき、地下80mまで施工可能。

2. 事業の概要

2.1 捕集性能試験

土壤中放射性Srの捕集性能を検証するため、表1に示す①～③の捕集性能試験を行った。

表1 各捕集性能試験の比較

	① 捕集性能基礎試験	② 捕集性能試験	③ 捕集性能確認試験
試験目的	各捕集材の捕集性能に係る基礎データを評価	放射性Srに係る除染係数を評価	1F敷地内に類似した土壌・地下水を用い、捕集性能を確認
試験方法	バッチ法、カラム法(図3)	カラム法	カラム法
捕集材	ゼオライトA(2種類)(図2) アパタイト(4種類) 骨粉、鉄粉など	ゼオライトA(2種類) アパタイト(1種類)	ゼオライトA(2種類) アパタイト(1種類)
土壌	試験用標準砂	試験用標準砂	いわき硅砂
模擬地下水	海水と地下水を混合	海水と地下水を混合	2F敷地内の地下水(深度40m)と海水を混合
添加したSr等	非放射性Sr (初期濃度1300 μ g/L)	放射性Sr(Sr-85) (初期濃度100kBq/L)	非放射性Sr (初期濃度1300 μ g/L)

2.2 福島第一原子力発電所の土壌への適用性評価

上記捕集性能試験の結果を踏まえ、福島第一原子力発電所の土壌への適用性を評価した。

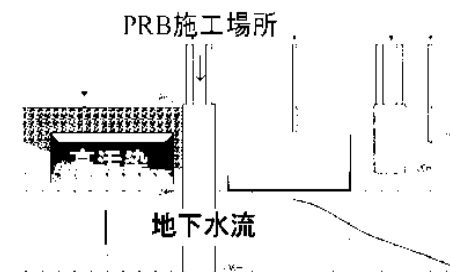


図1 PRB技術による土壌中放射性物質捕集のイメージ



図2 捕集材の例(ゼオライトA)

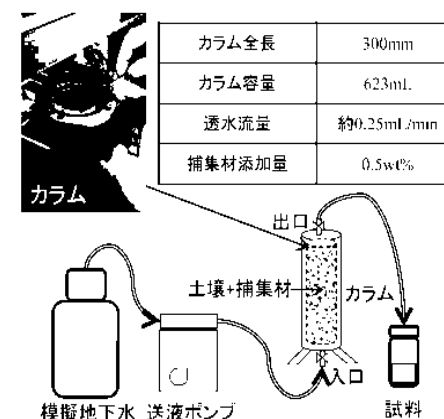


図3 カラム法による捕集試験

得られた成果

3. 事業の成果

3.1 捕集性能試験結果

①捕集性能基礎試験(表2 ①)

- ◆ゼオライトA(2種類)のSr捕集容量は高く、最も効果的。
- ◆アパタイトのSr捕集容量は中程度。

②捕集性能試験(表2 ②)

- ◆ゼオライトA(2種類)のSr-85除染係数は高く最も効果的。
- ◆アパタイトとゼオライトAを組み合わせる使用することによりライフタイムの延長、コスト削減に寄与することが可能。

③捕集性能確認試験

- ◆1F敷地内に類似した土壌及び地下水を用いた場合でも上記と同等の結果が得られた。

表2 各捕集材の捕集容量及びSr-85除染係数(一例)

捕集材	①Sr捕集容量	② Sr-85除染係数 ^{*1)}			
		0.2L/g ^{*2)}	0.5L/g	1.0L/g	1.5L/g
ゼオライトA-1	高	1×10^5	1×10^5	1×10^4	7×10^2
ゼオライトA-2	高	1×10^5	1×10^5	4×10^3	1×10^2
アパタイト	中	2×10^4	1×10^1	2×10^0	1×10^0
アパタイト +ゼオライトA	—	1×10^5	1×10^5	1×10^5	1×10^5

*1) Sr-85除染係数＝模擬地下水のSr-85初期濃度(100kBq/L)÷カラム出口試料のSr-85濃度

*2) 単位L/gは捕集材1gあたりの模擬地下水透水量であり、1.0L/gは透水開始から約12日後に相当する。

1Fへの適用性・今後の課題

3.2 福島第一原子力発電所の土壌への適用性評価

1Fの地層構造、土質及び地下水流動等を考慮しPRBの適用性を評価した。

①PRBの施工

- ◆捕集材はアパタイトとゼオライトAを組み合わせる使用。
- ◆観測孔No.2-6の半径15m～20m、深さ14mまで PRBを施工する(図4)。

②放射性Srの捕集

- ◆観測孔No.2-6から地下水を汲み上げることにより、地下水中の放射性SrをPRBに捕集する。
- ◆PRBによる捕集効果は最長25年間持続する。

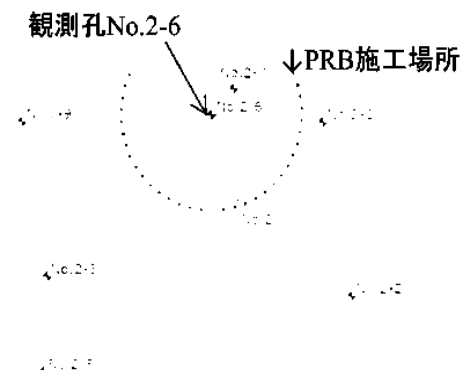


図4 福島第一原子力発電所への適用例
(2.3号機取水口付近)

4. 今後の課題

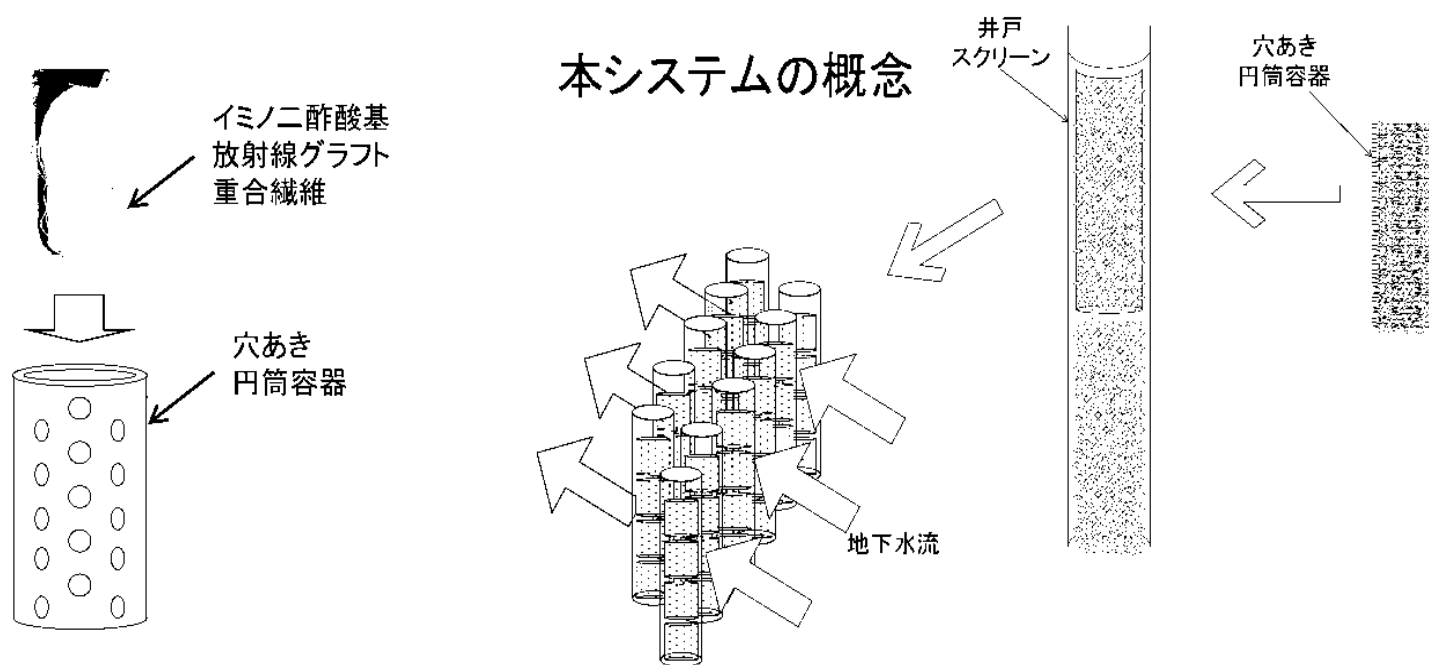
- ①1F敷地内の土壌及び地下水試料を用いたラボスケール捕集試験
- ②PRB施工に係るコスト評価
- ③1F敷地内における試験施工及び3～6ヶ月間のモニタリングによる捕集性能の確認

目的と目標

本事業では、吸着材を内包して地下水中の放射性ストロンチウムを効率よく捕集・回収する仕組みを有する透過壁の構造、施工手順を確立するとともに、捕集性能の評価を行った。

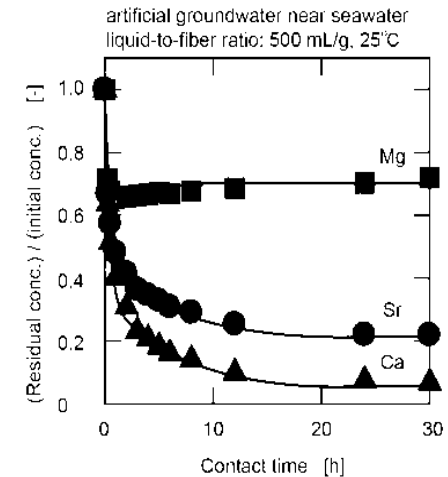
事業の概要と特長

吸着材として無機イオン濃度が高い土壌環境中においてもストロンチウムの捕集効率の高いイミノニ酢酸を採用した。また、吸着サイトが飽和する場合に備え、吸着材を取り出し可能な透過壁を検討した。

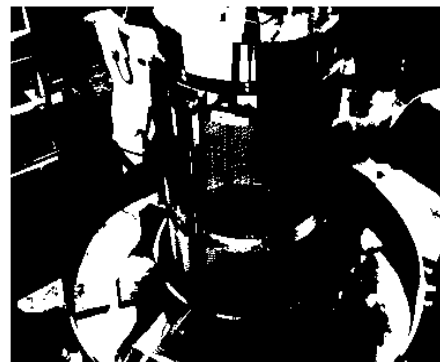


得られた成果

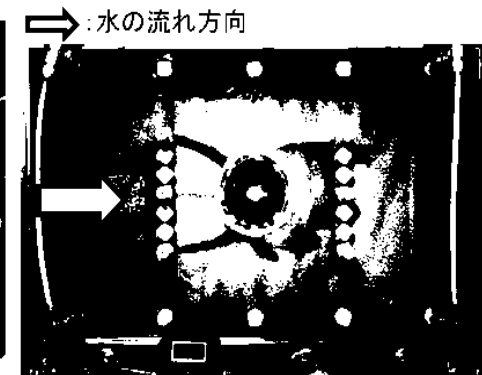
- ・ 吸着材性能評価試験により、海水成分が多い地下水中でも吸着繊維のストロンチウム吸着性能が高く、かつ反応速度が十分に速いことが確認された。
- ・ 燃焼試験により、使用済み吸着繊維を燃焼することで大幅に減容することが可能であることがわかった。
- ・ 地下水流動解析により、サイトの状況を把握して吸着繊維を適切な位置に配置できればストロンチウムを捕集できることがわかった。
- ・ 吸着繊維を容易に交換できる構造の内筒を試作し、水槽内で作動試験を行った。
- ・ 地下を模擬した試験装置で小規模実証試験を行うことにより、本事業で検討したシステムにおいて、吸着繊維に汚染地下水が流れ込む構造となっていることが確認できた。



Sr溶液残存量の経時変化



内筒作動試験の様子



小規模実証試験の様子

1Fへの適用性・今後の課題

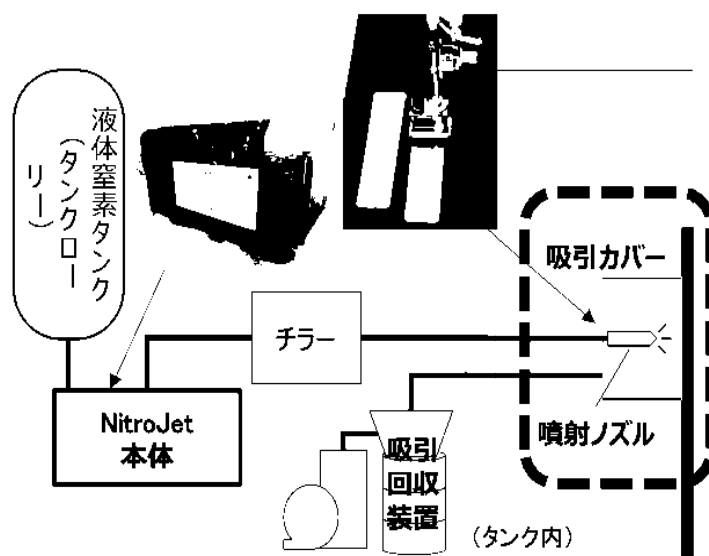
- ・ 井戸周囲の充てん砂の透水性の調整
- ・ 外筒－内筒間のガイド設置数の増加と製作精度のバランス
- ・ 透過壁を設置するエリアの地下水流動状況の把握
- ・ 吸着繊維のさらなる性能向上

目的と目標

水を使わない超高压液体窒素除染技術(NitroJet®)による複雑な構造のボルト締型タンク除染に関して、除染性能(除染速度・除染係数 Df・廃棄物回収性)を部分モデルを用いて検証する。

事業の概要と特長

【事業全体概要】



NitroJetプロセスイメージ

①複雑形状部への対応

タンク部位を平面/曲面/2面角部/3面角部/接続部/ボルト部に分類。
②～⑤の試験・開発は各々の形状に対応した吸引カバーを開発して実施。

②除染速度の確認(コールド試験①)

各タンク部位形状に対して、パラメータ(圧力・走査速度・スタンドオフ)を振った塗装剥離試験を行い、剥離速度データを取得。

③先端ツール開発・扱い機構の確認

高回収率を達成するため、遠隔操作で操作しても各対象部位にフィットするような先端ツールを開発。

④廃棄物回収率、遠隔操作性の確認(コールド試験②)

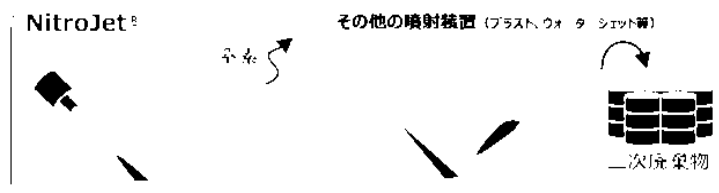
先端ツールを用いたダストの回収率確認試験を行い、各タンク形状部位に対する回収率データを取得。
また、タンクの部分モックアップを用いて除染デモンストレーションを実施し、遠隔操作性を確認。

⑤除染係数 Df の確認(ホット試験)

各タンク部位形状に対して、放射性トレーサを使用した除染試験を行い、除染係数Dfデータを取得。

【NitroJet®の特長】

- 水を使わないドライプロセスであり、液体廃棄物を出さない。
- 除染能力は他の方法と同等以上。
- 除去した汚染物を飛散させず回収可能。
- 噴射部が軽量であり遠隔対応が容易。
- 窒素を使用しているため環境影響の心配がない。



得られた成果

【実施結果】

①複雑形状部への対応

タンク部位を平面/曲面/2面角部/3面角部/接続部/ボルト部に分類し、試験を実施した。

②除染速度の確認(コールド試験①)

タンクの複雑な形状に合う吸引カバーを開発し、最適な運転パラメータと剥離速度を取得した。
狭隘形状部(2面角部、3面角部等)には、干渉せず寄り付ける小型ガンが有効であることがわかった。



塗装剥離試験の様子



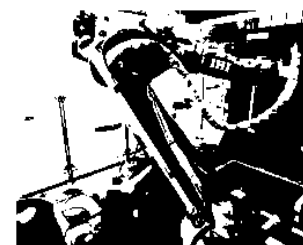
塗装剥離後の一例

③先端ツール開発・倣い機構の確認

各形状に合う先端ツールを開発し、倣い機構が動作することを確認した。



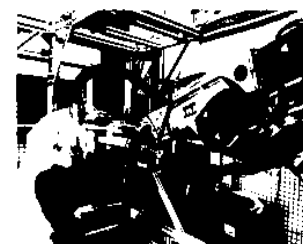
先端ツールの一例



先端ツール動作確認試験の様子

④ダスト回収率、遠隔操作性の確認(コールド試験②)

先端ツールを用いたダスト回収率を確認した。
また、タンクの部分モックアップを用いた除染デモンストレーションを行ない、遠隔操作性を確認した。



回収率確認試験の様子



線量率計測の様子

⑤除染係数 D_f の確認(ホット試験)

放射性物質を用いた除染試験で、高い D_f を得ることを確認した。
また、複数回除染した場合の除染効果も確認した。

1Fへの適用性・今後の課題

【NitroJet®を用いた1Fタンクの除染工法】

コールド試験①で得た剥離速度を適用し、1Fタンクを除染するための工程を検討した。
また、タンク周辺の機器配置、複数のタンクを効率よく除染する工法を検討した。

【今後の課題】

● 除染速度の向上

除染工程短縮の観点から、除染速度のさらなる向上の検討が必要である。

● アクセス困難な部分へのアプローチ

タンク内のアクセス困難な狭隘部へのより効率的なアプローチを検討する必要がある。

● 回収率向上

ダスト回収率をさらに向上させ、二次汚染をより低減することが必要である。

● ケーブルマネジメント

実除染工事でのケーブルマネジメントを計画的に行う必要がある。

汚染水処理対策技術検証事業 最終成果 <大林組>

目的と目標

目的：汚染水貯蔵タンク解体作業員の被ばく防止

目標：①高い除染性能により解体作業時の線量を極力低減

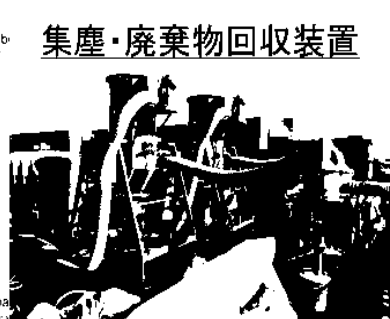
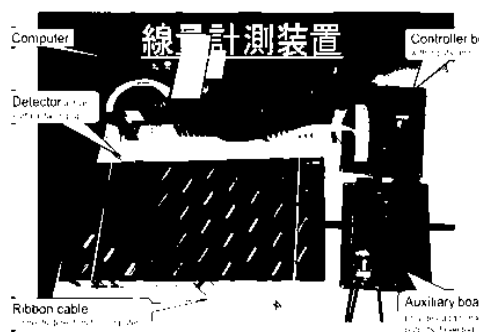
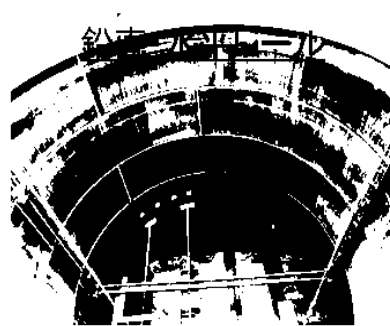
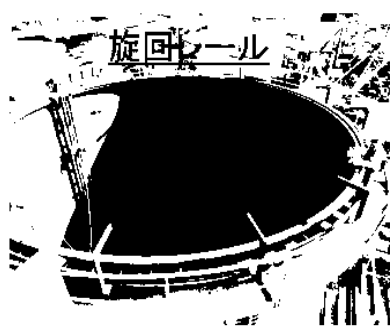
②除染作業に従事する作業員の被ばくを極力低減

③除染に伴う液体廃棄物のゼロ化と固形廃棄物の抑制

④フランジ構造への対応・道路から離れたタンクへのアクセス方法の提案、作業歩掛の取得

事業の概要と特長

1. 除染方法：ショットブラスト、ドライアイスブラスト、機械切削の3種を最適に組み合わせた除染装置
2. 遠隔除染：設置～設備撤去まで作業員がほとんど立ち入る必要のない遠隔操作による除染
3. 実規模：実サイトでの適用性と歩掛を確認するための実タンクを用いた実規模試験
4. 廃棄物：液体廃棄物を発生しない
5. 二次汚染：除染による汚染拡大を徹底防止



得られた成果

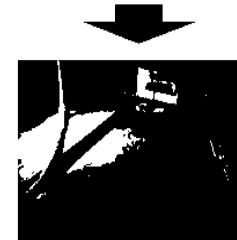
1. 水を使用しない3種類の除染方法の組み合わせで遠隔除染可能な見通しを得た
2. 各除染方法の適切な適用対象の区分を次のように設定。a. ドライアイスブラスト：タールエポキシ樹脂塗装面、b. ショットブラスト：シーリング・止水シート・アスファルトルーフィングに滲入した汚染、c. 機械切削：側板の上下端
3. 種々の継手/フランジ構造に対応
4. 除染に要する時間を試算するデータの取得
5. 除染装置の適正化（除染装置の小型化、複合機能⇒機能の個別化）及び線量計測装置の適正化（計測ユニットケースへの収納）
6. 除染装置による廃棄物回収、ブラスト材回収・再利用可能性を確認
7. 除染装置による残留水回収除去を確認
8. 実規模試験により、仮設置、除染作業、仮設移設・撤去の歩掛を取得
9. 構台上からの作業安全性を確認
10. 除染時間短縮を目的とした、複数チームによる除染作業計画を策定

表一 除染順序・除染時間

順序	部位	除染方法	対象面積・長さ	除染時間
①	側面目地	ショットブラスト	目地面積=29.3m ²	8.1時間
②	底面目地	ショットブラスト	継手長さ=43m	1.2時間
	底面回収	（グリッド材の回収）	底面積=116.8m ²	4.9時間
③	側面側板	ドライアイスブラスト	側面積=406.1m ²	32.2時間
④	底面底板	ドライアイスブラスト	底面積=116.8m ²	18.5時間



除染装置小型化



残留水回収



計測ユニットケース

1Fへの適用性・今後の課題

適用性：①道路から離れたタンク群中央部のタンクへも適用可能

②金属腐食面、フランジボルト周囲の除染が可能

③無人での残留水の除染前排水が可能

課題：①実環境による除染効果・歩掛の確認

②現地の雨除け、堰、配管等に対応した仮設構造の改造

③システム全体のコンパクト化

④ショットブラスト材の最適化による固体廃棄物量の削減

目的と目標

除染システムのコンセプト:

- ・作業員被ばく低減 高線量汚染水が残留したタンク内での作業なし
- ・汚染水を増加させない

タンク残留汚染水を汚染水浄化設備で浄化後、洗浄水として活用

本事業の目標:

- ・汚染水貯蔵タンクに残留した汚染水を再利用した除染システム(図1枠内)の除染性能の実証

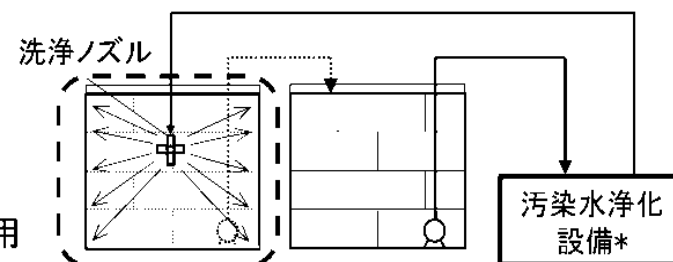


図1

*実証済み。

事業の概要と特長

除染システムの特長

- ・新たな汚染水の発生なし(タンク底部残留汚染水を浄化後、洗浄水として活用)
- ・湿式除染方式であり、除染・解体時にダストが飛散しないため、解体が容易
- ・タンク内には搬出入容易な洗浄ノズルとポンプの設置のみで除染作業が可能

事業の概要(図2)

①洗浄ノズルの選定と特性把握

洗浄ノズル仕様の設定、洗浄ノズルの選定

タンク内面全面が洗浄可能であることの確認

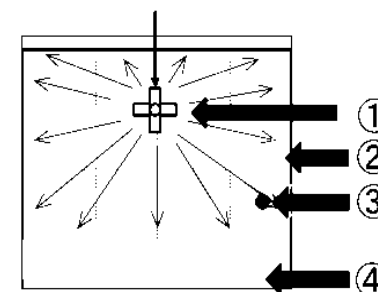
②壁面付着放射性化合物の特性把握および洗浄効果

除去対象核種の選定、洗浄水による除去性の評価

模擬汚染物質、試験片による洗浄試験実施、除染性能の確認

③腐食部の評価 腐食試験による腐食部に取り込まれる放射エネルギーの測定と、腐食部除染の要否の検討

④底部残留水の洗浄水による希釈効果 底部残留水の洗浄水による希釈効果の試験確認



*汚染水浄化設備は、
実汚染水を用いた現地試験にて実証済み。
既存設備の利用も可能。

図2

得られた成果

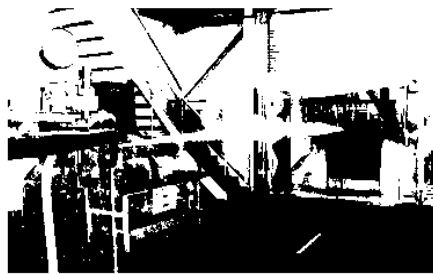


写真1

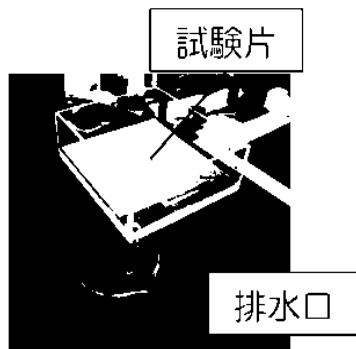


写真2

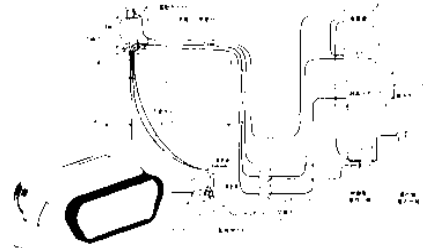


図4

①洗浄ノズルの選定と特性把握

- ・実機相当距離で噴射試験を実施し、受圧面の面積や圧力を測定した。(写真1)
- ・シミュレーションおよび洗浄面測定試験より、タンク全面洗浄できることを確認した。(図3)

②壁面付着放射性化合物の特性把握および洗浄効果

- ・模擬汚染物質を付着させた試験片の洗浄試験を実施し、付着物をほぼ全て除去できることを確認した。(写真2)

③腐食部の評価

- ・局所的な腐食に対しては、作業員のタンク解体時の被ばくへの影響は小さく、除去の必要はなしと評価した。
- ・高線量部がある場合は、既存技術(高圧水等)で対応可能と評価した。(図4)

④底部残留水の洗浄水による希釈効果

- ・トレーサ入りの模擬液に洗浄ノズルから洗浄水を噴射し、攪拌可能な水深を確認した。

1Fへの適用性・今後の課題

①適用性

- ・タンク内に設置する機器は、洗浄ノズルやポンプ等のコンパクトな設備のため、ハンドリングが容易。
- ・タンクエリアでは洗浄ノズルやポンプの接続のみ。汚染水浄化設備はモバイル方式とすることで現地工事が不要。
- ・底部に残留した汚染水の濃度を低減でき、解体作業等での汚染水移送時のリスク低減が可能。

②今後の課題

- ・既存の汚染水浄化設備を使用した場合、取合いや制御方法の検討が必要。

汚染水処理対策技術検証事業のうち無人ボーリング技術検証事業最終成果<株式会社 大林組>

目的と目標

《目的》 掘削中の突発的な被ばくを回避することおよび高線量下作業における被ばく時間の低減により熟達した作業員を安定的に確保すること

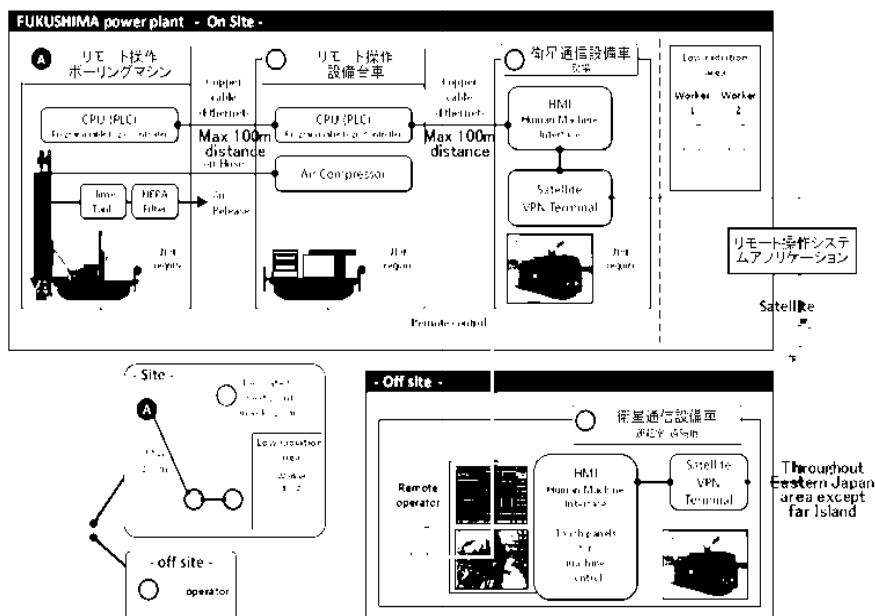
《目標》 無人ボーリング技術の開発、およびその施工品質・効果の確認・検証をととして、開発技術のシステムとしての成立性、現場への適用性を確認し、課題を抽出することで、さらなる技術の改善に資すること

事業の概要と特長

《事業の概要》

衛星通信ネットワークシステムを利用したリモート操作ボーリングシステムの開発

リモート操作ボーリングシステム



《事業の主な特長》

- (1)一般的なボーリング作業工程(①設備設置、②初期掘削、③口元管設置、④コアリング掘削、⑤掘削、⑥ケーシング設置、⑦設備撤去)のうち、主に掘削作業(②④⑤)に特化した無人ボーリング技術を開発し、掘削作業時の被曝線量を低下する。
- (2)通信衛星ネットワークを活用することで、信号の混線の問題を解消し、遠隔地からのリモート操作を可能にする。
- (3)設備のユニット化、自走機能を付加することで省スペース化、作業効率の向上を図る。
- (4)エア・ミスト掘削を考慮したシステム開発により、二次廃棄物の発生抑制を図る。

- 本システムを用いた掘削作業には事前の訓練が必要
 - 衛星回線の通信速度の改善
 - システムの需給バランスとアフターケア体制の構築
- 一般的な課題
- 地質条件・深度等による泥水掘削への切替えの必要性
 - 使用済み機械の処置、処分

Norton, Charles

From: Tateiwa, Kenji <tateiwa.kenji@tepcoco.jp>
Sent: Thursday, May 07, 2015 9:07 PM
To: Tateiwa, Kenji
Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, May 8, 2015 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, May 8, 2015 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No Call Next Week. Next call will be on **Fri, May 22** at 3 pm EDT.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode:

[Major topics]

1. Unit 1 Drywell Internal Investigation by Transforming Robots: Summary of Findings (4/30/2015)

(only in Japanese)

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150430_01-j.pdf

2. Working-level Meeting of Decommissioning & Contaminated Water Issues Team (4/30/2015)

(only in Japanese)

2-1. Plant Status

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_04-j.pdf

2-2. Summary Status of Decommissioning Roadmap

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_05-j.pdf

(English translation as of 3/26/2015)

http://www.tepcoco.jp/en/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150326_01-e.pdf

2-3. Contaminated Water Treatment (file size: 14 MB)

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_07-j.pdf

2-4. Environmental Radiation Issues (file size: 17 MB)

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_08-j.pdf

2-5. Spent Fuel Pool Issues

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_10-j.pdf

2-6. Preparation for Fuel Debris Removal

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_11-j.pdf

2-7. Radioactive Waste Processing

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_12-j.pdf

2-8. NDF's 2015 Technical Strategy Plan in Preparation for Revising the Mid-to-Long Term Decommissioning Roadmap (file size: 18 MB)

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_14-j.pdf

2-9. Identification of Risk Factors Related to Off-site Radiological Impact

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_15-j.pdf

2-10. Preparation for Disclosing All Radiological Data

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_16-j.pdf

2-11. Government-Funded Demonstration Testing Results for 5 Contaminated Water Treatment Systems

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150430_17-j.pdf

3. Test Operation of Brine Circulation for Frozen Soil Wall (4/30/2015)

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2015/201504-e/150430-02e.html>

** If you cannot display Japanese characters, please install the following font packs:*

<http://www.adobe.com/support/downloads/detail.jsp?ftpID=4881>

(Feel free to forward this email to your colleagues or have them contact me to be added to the distribution list.)

All the best,
Kenji

Kenji Tateiwa
Manager, Nuclear Power Programs
Tokyo Electric Power Company
Washington Office
2121 K Street, NW Suite 910
Washington, DC 20037
tel: +1-202-457-0790 (ext.)116
mobile: (b)(6)

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Thursday, April 23, 2015 10:42 PM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, April 24, 2015 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, April 24, 2015 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No Call Next Week. Next call will be on **Fri, May 8** at 3 pm EDT.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. Unit 1 Drywell Internal Investigation by Transforming Robots (4/10~19/2015)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2015/1249780_6844.html

(April 10 Results)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150413_01-e.pdf

(video clip for April 10)

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2015/201504-e/150413-01e.html>

(April 15 Results)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150416_01-e.pdf

(video clip for April 15)

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2015/201504-e/150416-01e.html>

(April 16 Results)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150417_01-e.pdf

(video clip for April 16)

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2015/201504-e/150417-01e.html>

(April 18-19 Results)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150420_01-e.pdf

(video clip for April 18-19)

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2015/201504-e/150420-01e.html>

2. On-Site Coordination Meeting on Decommissioning & Contaminated Water Issues (4/13/2015)

(only in Japanese)

2-1. Water Contamination Monitoring and Effectiveness of Groundwater Bypass System

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l150413_04-j.pdf

2-2. Preparation for Dismantling Unit 1 Reactor Building Cover

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l150413_05-j.pdf

2-3. Outdoor Cable Fire

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l150413_11-j.pdf

2-4. Status Report on Identification of Risk Factors Related to Off-site Radiological Impact

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l150413_12-j.pdf

2-5. New Framework and Organization Related to Disclosure of All Radiological Data

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l150413_13-j.pdf

2-6. NDF's Draft 2015 Technical Strategy Plan in Preparation for Revising the Mid-to-Long Term Decommissioning Roadmap

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l150413_15-j.pdf

2-7. Draft Straw Man for the Revised Mid-to-Long Term Decommissioning Roadmap

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l150413_18-j.pdf

2-8. Status Report on Various Issues (155 pages, 13.3 MB)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l150413_19-j.pdf

3. NRA Special Facilities Monitoring and Evaluation Committee (4/22/2015)

(only in Japanese)

3-1. Closure of Seawater Piping Trenches of Units 2, 3, 4

<http://www.nsr.go.jp/data/000104663.pdf>

3-2. Water Collected on Lid of High-Intensity Container Inside a Box Culvert

<http://www.nsr.go.jp/data/000104664.pdf>

3-3. Groundwater Inflow Mitigation Measures and Water Level Management

<http://www.nsr.go.jp/data/000104677.pdf>

3-4. Reduction of Radioactivity in Drainage Channels

<http://www.nsr.go.jp/data/000104668.pdf>

4. Inadvertent Stop of Drainage Pumps at K Drainage Channel--Now Restored (4/21, 23/2015)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2015/1249920_6844.html

(Detailed Info)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150421_01-e.pdf

5. IAEA Delegation Visit to Fukushima Daiichi (4/19/2015)

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2015/201504-e/150421-01e.html>

* If you cannot display Japanese characters, please install the following font packs:

<http://www.adobe.com/support/downloads/detail.jsp?ftplD=4881>

(Feel free to forward this email to your colleagues or have them contact me to be added to the distribution list.)

All the best,
Kenji

Kenji Tateiwa
Manager, Nuclear Power Programs
Tokyo Electric Power Company
Washington Office
2121 K Street, NW Suite 910
Washington, DC 20037
tel: +1-202-457-0790 (ext.)116
mobile: (b)(6)

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Wednesday, April 08, 2015 8:25 PM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] THU, April 9, 2015 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

THU, April 9, 2015 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No Call Next Week. Next call will be on Fri, April 24 at 3 pm EDT.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. Unit 3 Shield Plug in Front of Containment Vessel Equipment Hatch: Assumed Cause of Movement (3/30/2015)

Shield plug could have moved due to pressure differential between containment vessel and reactor building when R/B hydrogen explosion occurred.

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150330_04-j.pdf

2. Unit 3 Spent Fuel Pool Gate Condition (4/6/2015)

Visual inspection found no significant impact to one of the two layers of gates (G1) maintaining water-tightness of pool.

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150406_04-j.pdf

3. Crawler Robot to Investigate Inside Unit 1 Drywell (4/6/2015)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150406_01-e.pdf

4-1. Nuclear Safety Reform Plan: Quarterly Progress Report (3/30/2015)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2015/1249285_6844.html

4-2. Full Report

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu15_j/images/150330j0102.pdf

4-3. TEPCO's Nuclear Reform Monitoring Committee

http://www.nrmc.jp/en/report/detail/1249278_5233.html

4-4. "Reviewing the Two Years of Nuclear Safety Reform"

http://www.nrmc.jp/en/report/detail/_icsFiles/afieldfile/2015/04/02/E-5.pdf

5-1. "Trace Amounts of Fukushima Radioactivity Detected Along Shoreline of British Columbia" (4/6/2015)

Press release by the Woods Hole Oceanographic Institution.

<http://www.whoi.edu/news-release/fukushima-ucluelet>

5-2. TEPCO's Sea Water Sampling Data

<http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/f1/smp/index-e.html>

5-3. TEPCO's Seawater Monitoring Plan (4/1/2015)

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150401_06-j.pdf

All the best,

Kenji

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Thursday, March 26, 2015 8:53 PM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, March 27, 2015 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, March 27, 2015 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No Call Next Week. Next call will be on **THU, April 9** at 3 pm EDT.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode:

[Major topics]

1. Unit 1 Muon Tomography Preliminary Results (3/19/2015)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150319_01-e.pdf

2. Contaminated Water Committee (3/17/2015)

(only in Japanese)

2-1. Studies Related to Frozen Soil Wall

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c150317_07-j.pdf

2-2. Studies Related to High-Performance ALPS

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c150317_08-j.pdf

3. NRA Special Facilities Monitoring and Evaluation Committee (3/25/2015)

(only in Japanese)

3-1. "K" Drainage Line Investigation and Actions

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150325_04-j.pdf

3-2. Closure of Seawater Piping Trenches of Units 2, 3, 4

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150325_08-j.pdf

4. Working-level Meeting of Decommissioning & Contaminated Water Issues Team (3/26/2015)

(only in Japanese)

4-1. Plant Status

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150326_04-j.pdf

4-2. Summary Status of Decommissioning Roadmap

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150326_05-j.pdf

(English translation as of 2/26/2015)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150226_01-e.pdf

4-3. Contaminated Water Treatment

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150326_07-j.pdf

4-4. Environmental Radiation Issues (large file size: 56 MB)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150326_08-j.pdf

4-5. Spent Fuel Pool Issues

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150326_10-j.pdf

4-6. Preparation for Fuel Debris Removal

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150326_11-j.pdf

4-7. Radioactive Waste Processing (Radionuclide Analyses of Samples Taken from Units 1-3 R/B)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d150326_12-j.pdf

All the best,

Kenji

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Thursday, March 12, 2015 8:50 PM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, March 13, 2015 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, March 13, 2015 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No Call Next Week. Next call will be on **Fri, March 27** at 3 pm EDT.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. NRA Special Facilities Monitoring and Evaluation Committee (3/2/2015)

(only in Japanese)

1-1. Closure of Seawater Piping Trenches of Units 2, 3, 4

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150304_05-j.pdf

1-2. Measures to Reduce Radioactivity in "K" Drainage Line

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150304_06-j.pdf

1-3. Investigation on Temporary Increase in Radioactivity in Downstream of "B and C" Drainage Line

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150304_07-j.pdf

1-4. Water Level Management after Operation of Frozen-Soil Wall

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150304_08-j.pdf

2. Rain Water Level Drop in Outer Weir of H4 Area Tank (3/12/2015)

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150312_04-j.pdf

3. New Disclosure Policy and Independent Audit in Light of Recent Drainage Water Issue (3/6/2015)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2015/1248564_6844.html

4. TEPCO President's Remarks on 4th Anniversary of Great East Japan Earthquake (3/11/2015)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2015/1248663_6844.html

5. "Nuclear Energy in Japan Since Fukushima " (2/17/2015)

TEPCO's presentation at the Platts Nuclear Energy Conference.

http://www.platts.com/IM.Platts.Content/ProductsServices/ConferenceandEvents/2015/pc509/presentations/Kenji_Tateiwa.pdf

6. "Estimated Amount of Radioactive Materials Released into the Air by the Fukushima Daiichi NPS Accident" (3/10/2015)

TEPCO's presentation at the US NRC Regulatory Information Conference (RIC.)

<https://ric.nrc-gateway.gov/docs/abstracts/tateiwak-t5-hv-r1.pdf>

All the best,

Kenji

1. 汚染水問題に対する予防的・重層的な追加対策の実施

①汚染源を「取り除く」

これまでの主な対策:

- ・トレンチ内の汚染水のくみ上げ・閉塞
- ・多核種除去設備(ALPS)による汚染水浄化
- ・国費によるより高性能な多核種除去設備等

主な追加対策:

- ◆多核種除去設備の増設
- ◆タンク漏えい水対策
(土壤中のストロンチウム捕集)
- ◆港湾内の海水の浄化等

②汚染源に水を「近づけない」

これまでの主な対策:

- ・地下水バイパス
- ・建屋近傍の井戸(サブドレン)での汲上げ
- ・国費による凍土方式の陸側遮水壁
- ・建屋海側の舗装等

主な追加対策:

- ◆「広域的な舗装(表面遮水)」又は
「追加的な遮水とその内側の舗装」
※地表面の除染等の線量低減も考慮
- ◆タンク天板への雨どいの設置

③汚染水を「漏らさない」

これまでの主な対策:

- ・水ガラスによる地盤改良
- ・海側遮水壁
- ・タンクの増設(ボルト締め型タンクから溶接型タンクへのリプレイス)等

主な追加対策:

- ◆溶接型タンクの設置加速
- ◆大規模津波対策(建屋防水扉等)
- ◆建屋からの汚染水の漏えいの防止
- ◆汚染水移送ループの縮小等

- 特に、汚染水貯水タンクの増設については、溶接型タンクの設置加速を進めるとともに、地震による液体表面の揺れ等に備えて十分なタンク容量を確保するため、関係事業者の協力を促す等、官民を挙げて可能な限り加速化する必要がある。
- 追加対策についても、港湾内の海水の浄化技術や土壤中の放射性物質除去技術など技術的難易度が高いものは、平成25年度補正予算を活用し、技術の検証等の取り組みを進めていく。
- なおリスクが残存するトリチウム水について、あらゆる選択肢について、総合的な評価を早急に実施し、対策を検討する。

2. 風評被害対策としての情報発信の一層の強化

- 引き続き、科学的な根拠に基づいた情報発信を国際的に開かれた形で行う。関係省庁の協力の下、廃炉・汚染水対策チームによる一元的な対応を強化する。

東京電力（株）福島第一原子力発電所における 廃炉・汚染水問題に対する追加対策

平成25年12月20日
原子力災害対策本部

東京電力（株）福島第一原子力発電所（以下「福島第一原発」という。）の廃炉・汚染水問題については、原子力災害対策本部において、平成25年9月3日に「東京電力（株）福島第一原子力発電所における汚染水問題に関する基本方針」を決定し、予防的かつ重層的な対策をとりまとめることとした。

これを踏まえ、以下のとおり、汚染水問題に対する追加対策をとりまとめるとともに、廃炉・汚染水問題に対する体制を強化する。

1. 汚染水問題に対する予防的・重層的な追加対策の実施

従来のような逐次的な事後対応ではなく、想定されるリスクを広く洗い出し、予防的かつ重層的に抜本的な対策を実現することにより、個々の設備やその運用、一部の対策において支障が生じても、全体として機能するシステムを構築する。

この考え方に基づいてとりまとめた追加対策についても、国が前面に立って、東京電力とともに実行していく（具体的な対策は別添参照）。特に汚染水貯水タンクの増設については、溶接型タンクの設置加速を進めるとともに、地震による液体表面の揺れ等に備えて十分なタンク容量を確保するため、関係事業者の協力を促す等、官民を挙げて可能な限り加速化する必要がある。

また、追加対策についても、港湾内の海水の浄化技術や土壌中の放射性物質除去技術など技術的難易度が高いものについては、平成25年度補正予算を活用し、技術の検証等の取組を進めていく。

追加対策を講じた後になお大量貯蔵に伴うリスクが残存するトリチウム水の取扱いについては、あらゆる選択肢について、総合的な評価を早急を実施し、対策を検討する。

今後とも、地下水や地質に関する更なるデータの収集分析に努め、新しい知見が得られたり、状況が変化したりした場合には、必要な対策の追加・見直しを行う。

2. 風評被害対策としての情報発信の一層の強化

廃炉・汚染水対策の実施状況やそれによるリスクの低減効果なども含め、引き続き、科学的な根拠に基づいた情報発信を国際的に開かれた形で行う。また、より効果的な情報発信を行うため、関係省庁の協力の下、廃炉・汚染水対策チームによる一元的な対応を強化する。

（別添）汚染水問題に関する3つの対策

対策①：汚染源を「取り除く」

汚染水を浄化し、より安定で管理しやすい場所に移すことは、汚染水の全体リスクを減らす観点から重要である。この考え方を踏まえ、海際のトレンチ内の高濃度汚染水をくみ上げて、タービン建屋に移送し浄化する取組や、多核種除去設備による高濃度汚染水の浄化等を進めてきた。

今後は、上記の浄化等の処理容量や処理効率を高めることに加え、既存の対策が万が一、十分な効果を発揮しない場合でも対応できるよう、重層的な対策を講じる。

【既に実施又は実施を決定した対策】

- ・ 海際のトレンチ内の高濃度汚染水のくみ上げ・閉塞。（トレンチの分岐部分については、平成25年9月にくみ上げ・閉塞を完了。トレンチの本体部分については10月にくみ上げ等に係る準備工事に着手、平成26年7月に閉塞作業を開始し、平成26年度中に閉塞完了予定。）
- ・ 海際のトレンチの本体部分の高濃度汚染水について、移動式の装置で浄化。（平成25年11月より2号機及び3号機のトレンチの本体部分について浄化開始。）
- ・ タンクからの汚染水漏えいによって汚染された土の回収、汚染水のくみ上げ。（平成25年8月から土の回収、11月から汚染水のくみ上げを開始）
- ・ 多核種除去設備（ALPS）による高濃度汚染水の浄化。（不具合修正後、平成25年9月より一系統の処理開始、11月より全系統での処理開始。）
- ・ 国費を投入し、より処理効率の高い高濃度汚染水の浄化処理設備を実現。（平成26年度中のできるだけ早い時期に運用開始。）

【追加的に講じる対策】

＜重層的な対策＞

- ・ 多核種除去設備の増設による高濃度汚染水の浄化の加速。(平成26年度半ばに運用開始予定。)
- ・ タンクからの漏えい水により汚染された地下水の海洋流出防止。
(タンクエリア下流において、ストロンチウムを捕集する吸着材を用いた土壌改良を速やかに実施。海水由来成分が存在する護岸エリアの土壌改良等の実施については、技術を検証し、効果を確認した上で実施。)
- ・ 沈殿・吸着・分離等による港湾内の海水の浄化。(浄化に係る技術を検証し、効果を確認した上で実施。)
- ・ 放射性物質が吸着できる汚濁防止膜等の活用による港湾内の海水の浄化。(早急に実施。)
- ・ 港湾内の海底土の被覆。(実施方法等を検討し可能な限り早期に着手。)

＜予防的な対策＞

- ・ 建屋内の高濃度汚染水の浄化。(平成25年度に構成ライン設計、平成26年度上期に配管の敷設工事完了予定。)

対策②：汚染源に水を「近づけない」

原子炉建屋内に流入する地下水が、建屋内に存在する燃料デブリを冷却した水と混ざることが、福島第一原発敷地内で汚染水が発生する最大の原因である。この問題に対応するため、原子炉建屋山側（地下水の上流）から、汚染される前に地下水をくみ上げる対策や、原子炉建屋の周りを囲む凍土方式の陸側遮水壁等の取組を進めてきた。

予防的・重層的な汚染水処理対策の検討の過程で、福島第一原発の建屋に流入する地下水の大半は、敷地に降る雨水由来であることが新たに確認されたことを受けて、今後は、雨水の土壌への浸透を抑制するため、更なる地下水流入抑制策として、敷地内の舗装等を行う。

【既に実施又は実施を決定した対策】

- ・ 建屋付近への地下水の流入量を抑制するため、建屋山側において地下水をくみ上げ。くみ上げた地下水の線量確認を行った上で、海洋に放流することについて、関係者の理解を得るよう最大限努力。（平成25年3月に設置完了。稼働開始時期は調整中。）
- ・ 建屋付近への地下水の流入量を抑制するため、建屋近傍の井戸（サブドレン）により地下水をくみ上げ。（サブドレンピットの復旧工事実施中。平成26年9月頃浄化設備工事完了予定。）
- ・ 建屋付近への地下水の流入量を抑制するため、建屋の周りを囲む凍土方式の陸側遮水壁について、国費を投入して、技術的課題を克服しつつ構築。（平成25年度中に実証試験を終了、平成26年度中に運用開始予定。）
- ・ 建屋海側の汚染エリアの地表をアスファルト等により舗装。（平成26年3月完了予定。）

【追加的に講じる対策】

＜重層的な対策＞

- ・ 「広域的な舗装（表面遮水）」又は「追加的な遮水とその内側の舗装」。（できるだけ早期に実施方法等を決定。対策の実施に当たっては、地表面の除染等の線量低減による作業環境改善も考慮した対応等も検討。）
- ・ タンク天板への雨どいの設置。（平成25年12月、高線量汚染エリアのタンクへの設置完了予定、平成26年3月にその他のエリアのタンクへの設置完了予定。）

対策③：汚染水を「漏らさない」

汚染水が海洋、特に外洋に漏えいしないようにするため、建屋海側の汚染エリア護岸に水ガラスによる壁を設置する対策や、汚染水を貯留するタンクの管理体制強化・パトロールの強化等の対策を進めてきた。

今後は、予防的・重層的な対策として、タンク等に貯水している汚染水が漏えいした場合や、大規模な津波が発生した場合に備えた追加対策を順次進める。

【既に実施又は実施を決定した対策】

- ・ 汚染水が海洋、特に外洋に漏えいしないようにするため、原発の港湾内に海側遮水壁を設置。（平成26年9月完成予定。）
- ・ 汚染された水が海洋に漏えいしないようにするため、建屋海側の汚染エリア護岸に水ガラスによる壁を設置するとともに、汚染エリアから汚染水をくみ上げ。（海側水ガラスによる壁の設置は1～2号機間完了、2～3号機間及び3～4号機間は平成25年12月末までに完了予定。）
- ・ 鋼製横置きタンクのリプレイス（可能な限り早期に着手。）、ボルト締め型タンクから溶接型タンクへのリプレイス加速。（準備ができ次第、早急に実施予定。）
- ・ タンク及びその配管に係るパトロールを、1日2回から当面1日4回に強化。（平成25年8月より実施中。）
- ・ 水位計の設置。（フランジ型タンクへの設置は本年11月に完了、溶接型タンクへの設置は平成26年2月に完了予定。）
- ・ 汚染水貯水タンクの増設。（平成27年度末までに貯蔵容量を80万トンまで確保する予定。）
- ・ タンク及びその配管から漏えいした汚染水が、地下水や海域へ流入する可能性のある経路に対して、常時監視等モニタリングを強化するとともに、海域のモニタリングも強化。（平成25年8月より順次実施。排水路の連続監視用モニタを平成25年12月に設置。）

【追加的に講じる対策】

＜重層的な対策＞

- ・ タンク堰のかさ上げ・二重化。（平成26年3月完成予定。）
- ・ 排水路の暗渠化。（排水路Cラインは暗渠化済み。排水路Bラインを平成25年12月完成予定。）
- ・ 排水路の港湾内へのルート変更。（平成26年3月完成予定。）
- ・ 溶接型タンクの設置加速と二重鋼殻タンク等の信頼性の高い大型タンクの導入。（前倒しを検討し、可能な限り早期に着手。）
- ・ タンクからの微小漏えい検出。（技術について検証した後、効果を確認した上で実施。）
- ・ タンクリプレイスに伴う使用済みタンクの除染。（除染技術について検証した後、効果を確認した上で実施。）
- ・ ボルト締めタンクの底面の漏水対策。（可能な限り早期に漏水対策に着手。）
- ・ 高性能容器（HIC）からの廃棄物の漏えい防止対策及び減容化・安定的保管。（漏えい対策の実施方法を検討後、順次実施。減容化・安定的保管は、長期的課題として調査・検討）
- ・ 1号機取水口北側エリアの地盤改良（平成25年12月までに地下観測孔（5本）を設置する予定。原因に応じて地盤改良の範囲等を決定。）

＜予防的な対策＞

- ・ 大規模津波対策。（平成26年度下期に建屋防水扉等の対策を完了予定。防潮堤等の追加対策について検討。）
- ・ 建屋からの汚染水の漏えいの防止（建屋外壁貫通部、建屋間ギャップ、建屋周辺）。（平成26年3月に1号機の高温焼却炉建屋の貫通部の止水完了予定。）
- ・ 汚染水移送ループの縮小（建屋内循環）。（平成26年度末完成予定。）
- ・ 大量の汚染水漏えい発生時に海洋流出を防止するシステムの構築。（具体的な実施方法を検討した後、順次実施。）
- ・ 地下水位低下に備えた建屋内水位コントロール。（陸側遮水壁の設置時期に合わせ建屋深部へポンプを設置。）
- ・ 高温焼却炉建屋、プロセス建屋に滞留している汚染水の量の低減。（平成25年度に構成ライン設計、平成26年度上期に配管の敷設工事を完了予定。その後、タンクの貯水量の裕度に鑑みて、建屋滞留水のくみ上げを実施。）
- ・ より安全な配管ルートへの変更・耐放射線性に優れた配管への取替え。（平成26年1月に、より安全な配管ルートへの変更工事を完了予定。）
- ・ セシウム吸着塔からの廃棄物の漏えい防止対策及び減容化・安定的保管。（漏えい対策の実施方法を検討後、順次実施。減容化・安定的保管は長期的課題として調査・検討。）

陸側遮水壁タスクフォースにおける検討状況について

1. 設置目的

平成 25 年 5 月 30 日の第 3 回汚染水処理対策委員会において報告された「地下水の流入抑制への対策」において、東京電力が取り組んでいる地下水バイパス、建屋近傍のサブドレンによる地下水位の管理等の対策に加え、追加的な対応策も含めて重層的に施策を進め、信頼性の高い全体計画とする必要があり、凍土方式による陸側遮水壁（以下「凍土壁」という。）の設置が適切であるとされた。

本タスクフォースでは、凍土壁について、その早期実現等のため、土木、水位管理の専門家に加えて、凍結工法の専門家が参画する実務的なタスクフォースを汚染水処理対策委員会の下に設置して、概念設計、施工計画の策定等の評価、進捗管理等を行っている。

2. 委員名簿

参考 1 を参照。

3. 開催状況

平成 26 年 4 月 28 日現在で、計 9 回を開催。

		主な議題
第 1 回	平成 25 年 7 月 1 日	・ 陸側遮水壁タスクフォースの設置 ・ 陸側遮水壁の今後の進め方
第 2 回	平成 25 年 8 月 8 日	・ フィージビリティスタディ（以下、FS） 事業の進め方
第 3 回	平成 25 年 8 月 20 日	・ FS 事業の進め方、事業内容
第 4 回	平成 25 年 11 月 15 日	・ 基本設計方針 ・ FS 事業の進捗
第 5 回	平成 25 年 12 月 3 日	・ 基本設計 ・ FS 事業の進捗
第 6 回	平成 25 年 12 月 20 日	・ 基本設計 ・ FS 事業の進捗
第 7 回	平成 26 年 2 月 25 日	・ 凍土壁運用時の水位管理方法 ・ FS 事業の進捗

第 8 回	平成 2 6 年 3 月 1 8 日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 凍土壁運用時の水位管理方法 ・ F S 事業の進捗
第 9 回	平成 2 6 年 4 月 1 6 日	<ul style="list-style-type: none"> ・ 凍土壁運用時の水位管理方法 ・ F S 事業の進捗 ・ 大規模実証事業の進捗 ・ 工程上の検討事項

4. 検討経緯

凍土壁は、汚染源に地下水を「近づけない」対策のうち、抜本策の柱としてその構築に必要な検討を進めてきている。具体的には、1～4号機の建屋周囲を凍土壁で取り囲む大規模整備実証事業及び大規模整備実証事業に先だって、確立すべき技術の実証を行う F S 事業に関し、設計、施行計画の検討を行うとともに、これらの進捗管理を行ってきた。

(1) F S 事業

国からの委託事業として、鹿島建設が実施主体となり昨年 8 月 9 日から事業を開始しており、その進捗状況の確認を行ってきている。F S 事業では、大きく分けて、①小規模遮水壁実証実験、②埋設物存在箇所での施工技術成立性検証試験、③高地下水流速下実証試験、④リチャージ特性評価試験を実施してきている。その中で、主に実証試験の試験計画、試験結果の評価方法等に対し議論を重ね、必要に応じ、実証試験へ反映してきた。

具体的には、小規模遮水壁実証試験における測温管の配置の見直しを行い、凍土壁の閉合確認に必要なモニタリング体制の強化、地下水の流れの解析に必要なパラメータ（地盤の透水係数や地盤の物理特性等）について、現地での調査項目や室内試験の試験項目を増やすなどのデータの拡充を、指摘結果を受けて行っている。

現在、小規模凍土壁実証試験を継続しており、造成された凍土壁の凍結維持運転を行いながら、地下水位、地盤温度、地表・地中変位のモニタリングを実施中。

(2) 大規模整備実証事業

昨年 1 0 月 2 5 日の事業開始に併せ、1 1 月から 1 2 月にかけて、まずは凍土壁の基本的な設計を固めるべく検討を行ってきた。具体的には、施工箇所（凍土壁の造成ライン、設置深度）、施工方法（掘削方法、凍土壁の構築手順、未凍結箇所への対策工）、水位管理方法（モニタリング計画）について、検討を行った。

このうち、凍土壁の設置深度については、建屋への流入量を支配する周辺地下水位分布を考慮する必要がある、「地下水・雨水等の挙動等の把握・可視化サブグループ」のメンバーからも意見を仰ぐべきとの指摘があり、11月20日、11月26日の2回にわたり、同サブグループで議論を行った。その結果、より高い地下水流入抑制効果が得られる、第3帯水層（細粒・粗粒砂岩層）下位の泥岩層まで凍土壁を設置すべきとの見解であった。これらサブグループでの見解を受け12月3日、12月20日に開催した陸側遮水壁タスクフォース（第6回）において継続して議論を重ねた結果、凍土壁の設置深度については、第3帯水層（細粒・粗粒砂岩層）下位の泥岩層まで設置することです承された。なお、凍土壁の設置深度の他に、埋設物、地上干渉物を考慮した凍土壁造成ラインの更新を行ったとともに、①埋設物干渉箇所における施工方法、②モニタリング計画、③凍土壁構築後の水位管理、等についての基本的な考え方、方法論について整理し、併せて了承を得た。

なお、③凍土壁構築後の水位管理については、建屋内の滞留水を周辺地下水に漏えいさせないための重要な施策であるとの認識のもと、ポンプによる建屋からの移送、サブドレンからの揚水、リチャージ孔からの注水を基本な手段とし、特にリチャージ（注水）の効果についての解析結果も踏まえ、定量的な議論を行ってきている。

5. スケジュール

6月の本格着工、来年3月の凍結開始に向けた検討結果を踏まえ、東京電力が実施計画を原子力規制庁に提出しているところ。今後も、着工後の工程上の工夫については検討していく。

陸側遮水壁タスクフォース

委員名簿

主 査：大西 有三	関西大学 特任教授、京都大学 名誉教授
西垣 誠	岡山大学大学院環境生命科学研究科 教授
伊藤 讓	摂南大学理工学部都市環境工学科 教授
石川 達也	北海道大学大学院工学研究院環境フィールド工学部門 防災地盤工学分野地盤環境解析学研究室 教授
藤田 光一	国土交通省国土技術政策総合研究所 研究総務官
丸井 敦尚	(独)産業技術総合研究所地圏資源環境研究部門 総括研究主幹 兼 地下水研究グループ長
鎌田 博文	(一社)日本建設業連合会電力対策特別委員会 委員
赤川 敏	低温圏工学研究所 代表
事務局：新川 達也	資源エネルギー庁原子力発電所事故収束対応室長

凍土方式遮水壁の概要について

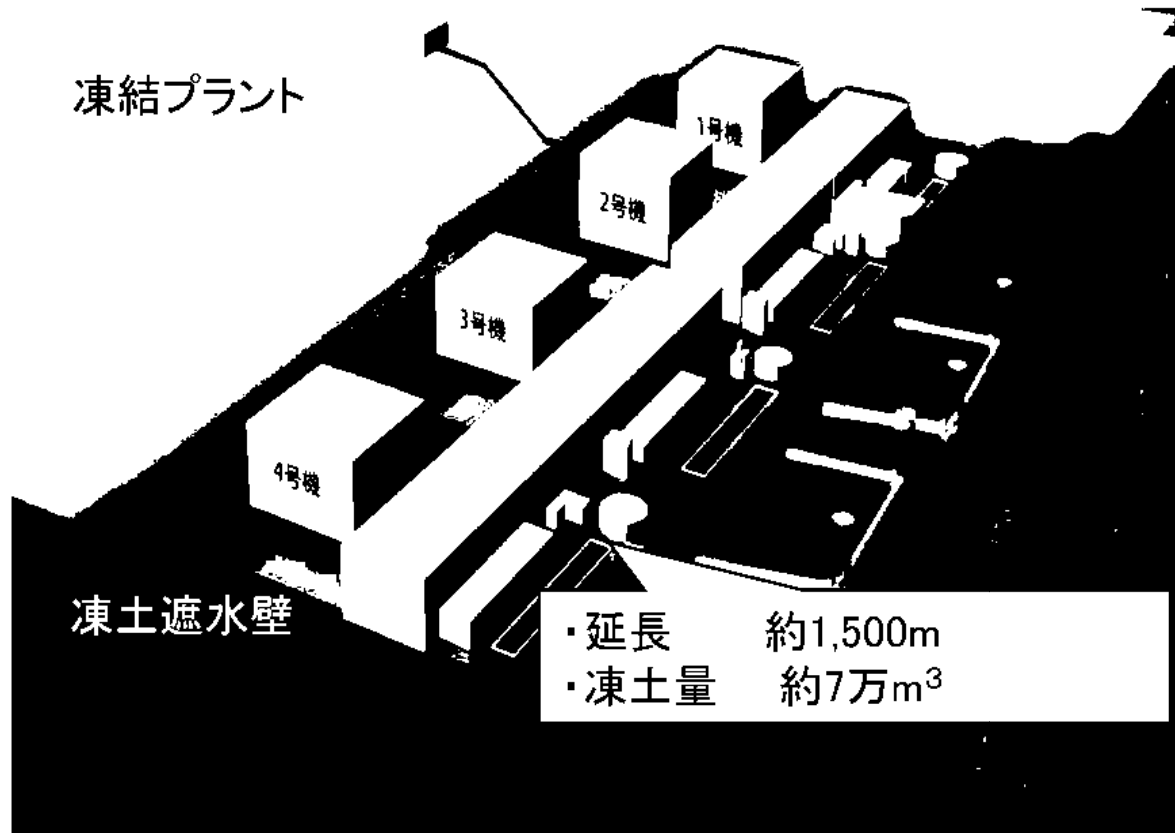
平成26年3月31日
資源エネルギー庁
原子力発電所事故収束対応室

1. 凍土方式の陸側遮水壁の概要

凍土方式の陸側遮水壁の概要

- ◇ 凍土遮水壁の目的は、汚染源に水を「近づけない」の重層的な対策の一つとして、汚染水が滞留している原子炉建屋内への地下水流入量を低減させることで汚染水の増加を抑制すること。
- ◇ 昨年8月から、地下水の流速が速い場合の対策、地下水位管理手法等についての技術を実証中。
- ◇ 6月を目処に本格施工着手、2014年度中の凍結開始を目指す。

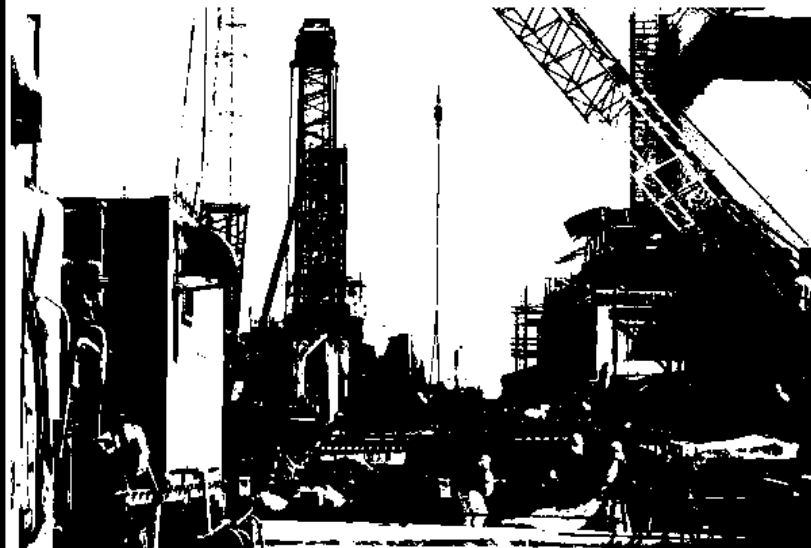
凍土壁の全景及び断面



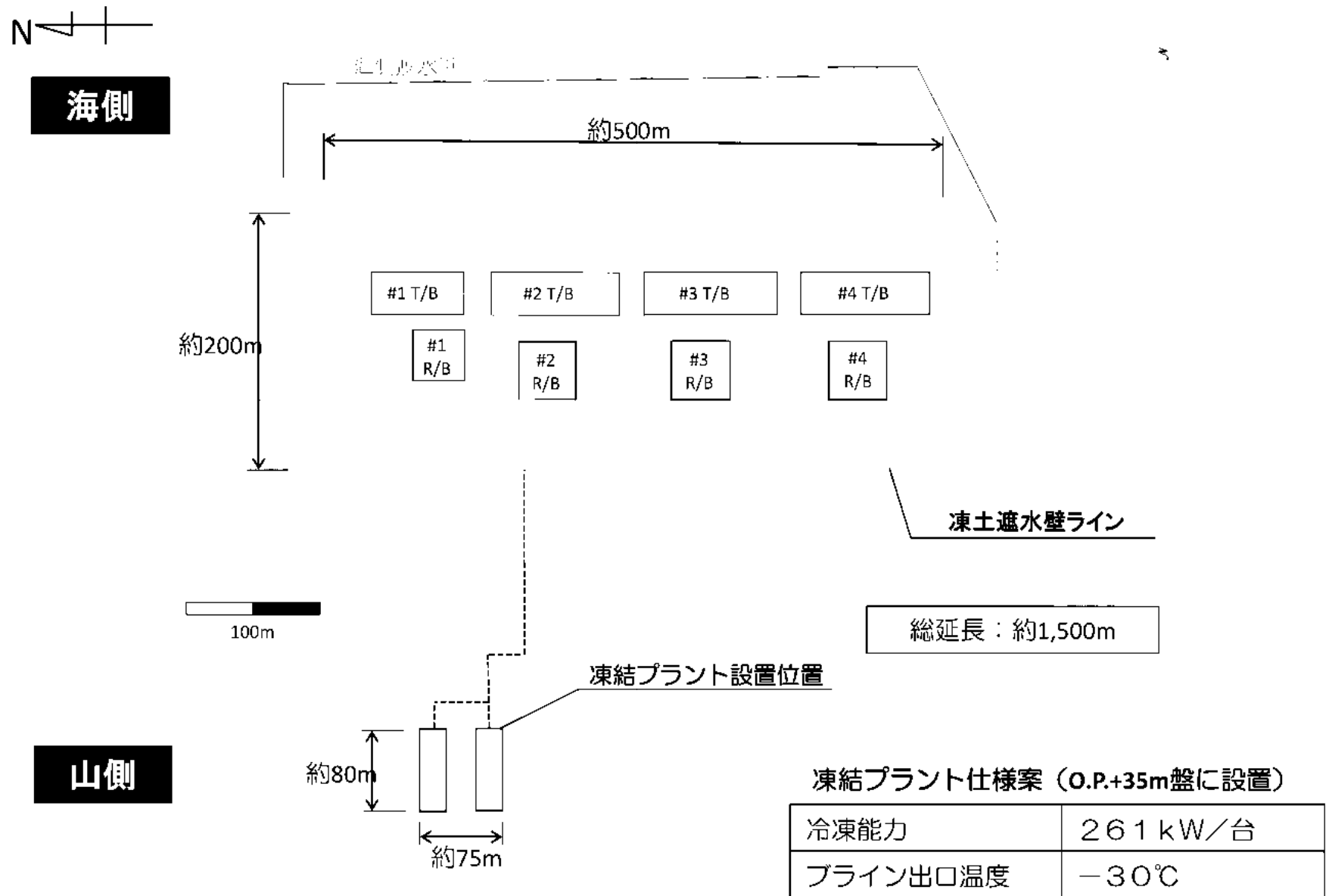
凍土壁関連予算

2013年度予備費: 約136億円

2013年度補正 : 約183億円



凍土方式の陸側遮水壁の配置イメージ



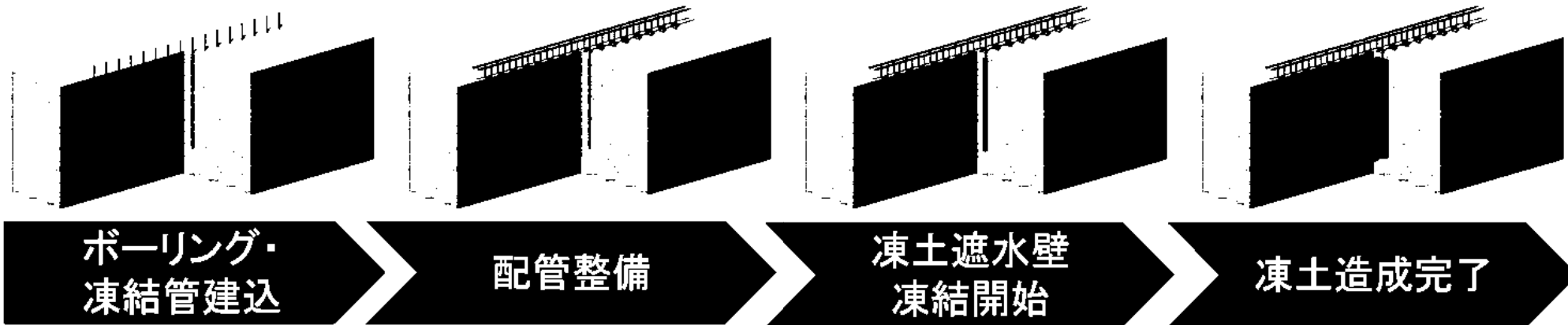
凍結工法について

(1) 凍結工法とは

- ✓ 凍結工法とは、地盤中に所定の間隔で凍結管を埋設し、これに冷媒を循環させることで、凍結管を中心として同心円状に土中の間隙水を凍結させ、凍土を造成する工法。
- ✓ 国内での凍結工法は、オープン掘削が不可能な都市部（シールドトンネル拡幅・接続部等）における、掘削時の地山自立性確保のために多数の使用実績あり。
- ✓ 今回の凍土造成量は70,000m³程度であり、過去最大規模の40,000m³※程度を上回るもの。

※都営10号線営団11号線九段下第二工区日本橋川河底部隧道築造防護凍結工事
(竣工年月:昭和55年8月完了)

(2) 施工イメージ



○削孔には、井戸や杭の削孔で用いられている汎用性があるロータリーパーカッション式のボーリングマシンを使用する。



汚染水処理対策委員会における陸側遮水壁に係る検討の経緯

- ◇ 平成25年5月に、汚染水処理対策委員会において、陸側遮水壁の設置を決定。
- ◇ 施工方式として、凍土壁、粘土壁、グラベル(碎石)連壁の3つを比較・検討し、遮水効果、施工性などに優れる凍土方式が適切と判断。

陸側遮水壁の施工方式の比較

施工方式		①凍土壁	②粘土壁	③グラベル(碎石)連壁
透水係数		0m/s	$10^{-8} \sim 10^{-9} \text{m/s}$	—※1
施工性	重機※2	小型 凍土壁施工重機 (2m×2m)	大型 一般的な施工重機 (15m×15m)	大型 一般的な施工重機 (15m×15m)
	エリア調整	容易	困難	困難
	掘削土	ほぼ排出なし	汚染掘削土等が発生	汚染掘削土等が発生
工法概要		一定間隔で凍結管を設置し、氷点下数十度の冷却材を循環させ、凍土壁を造成	地盤を切削し、粘土を充填することで粘土壁を構築	地盤を切削し、碎石を充填。壁内にポンプを設置し、上流の地下水を汲み上げ、地下水位を管理。
工期		約18～24ヶ月	約24～30ヶ月	約24ヶ月
施工エリア		全長約1,400m	全長約1,500m	全長約2,000m

※1 グラベル連壁は水を通す設計であり、透水係数での比較は適さない

※2 重機が小型の場合、①建屋近傍設置に有利、②遮へい措置が可能なため、作業員被ばく対策も可能。

凍土壁に係る検討経緯

平成25年	5月30日	汚染水処理対策委員会報告書 「抜本策の柱として、プラント全体を取り囲む陸側遮水壁を設置すべき」
	7月 1日	第1回タスクフォース 凍土壁を構築する上での課題の洗い出し、FS事業の実施について議論
	8月 8日	第2回タスクフォース 決定したFS事業の実施に係る基本的な課題について議論
	8月 9日	FS事業開始
	8月20日	第3回タスクフォース FS事業の詳細なスケジュール、施工方法等を議論
	9月 3日	原子力災害対策本部「汚染水問題に関する基本方針」 「『凍土方式の陸側遮水壁の構築』について事業費全体を国が措置」
	9月10日	「凍土方式の陸側遮水壁の構築」について予備費の措置を閣議決定
	10月25日	「凍土方式の陸側遮水壁の構築」事業開始
	11月15日	第4回タスクフォース 根入れ深度等の基本設計を提示
	12月 3日	第5回タスクフォース 基本設計、FS事業の進捗を議論
	12月20日	原子力災害対策本部「福島第一原発における廃炉・汚染水問題に対する追加対策」 「建屋付近への地下水の流入量を抑制するため、建屋の周りを囲む凍土方式の陸側遮水壁について、国費を投入して、技術的課題を克服しつつ構築」
	12月20日	第6回タスクフォース 凍土壁の基本設計を決定、FS事業の進捗を議論
平成26年	2月 6日	事業費残額を計上した補正予算成立
	2月25日	第7回タスクフォース 凍土壁の実施計画、FSで得られた知見について議論
	3月 7日	原子力規制庁に「福島第一原子力施設に係る実施計画」の凍土壁に係る箇所について変更申請
	3月14日	小規模遮水壁(FS)凍結開始
	3月18日	第8回タスクフォース 水位管理、FS事業の進捗を議論

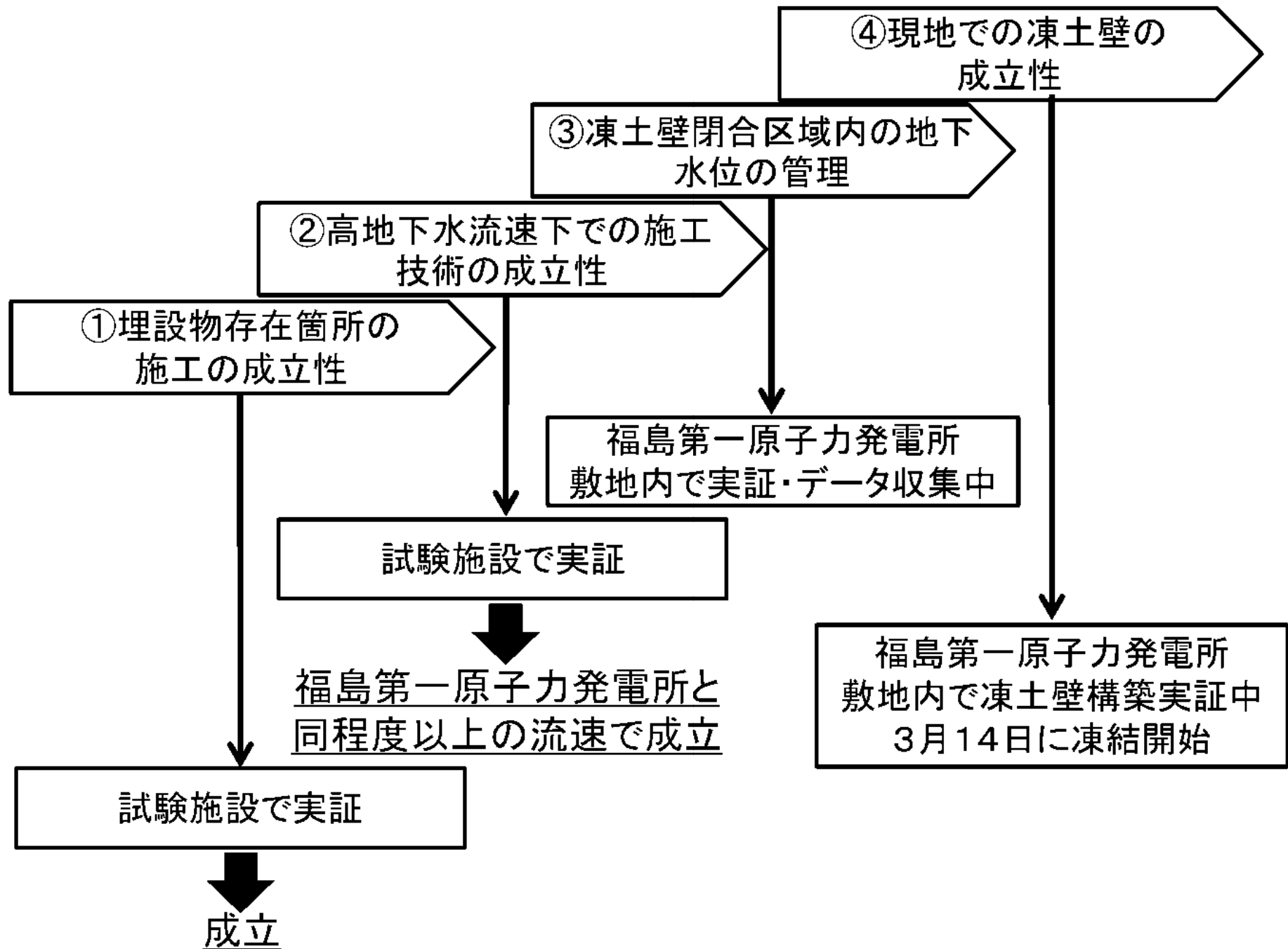
全体スケジュール

	平成25年度		平成26年度		平成27年度		平成 28 年度	平成 29 年度	平成 30 年度	平成 31 年度	平成 32 年度
	8月	10月	4月	10月	4月	10月					
実証試験	■										
基本設計		■									
詳細設計			■								
準備工		■	■								
本体工事			■	■							
運用 造成 維持					凍結開始 ▼	凍結完了 ▼					
					■	■	■	■	■	■	■

2. 検討事項

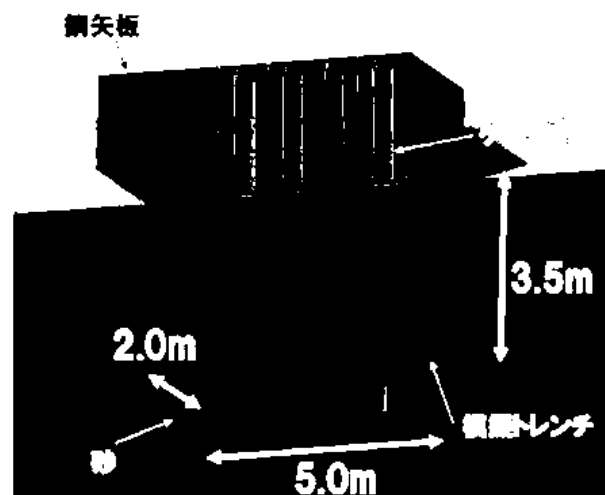
検討事項

凍土壁の成立性確認



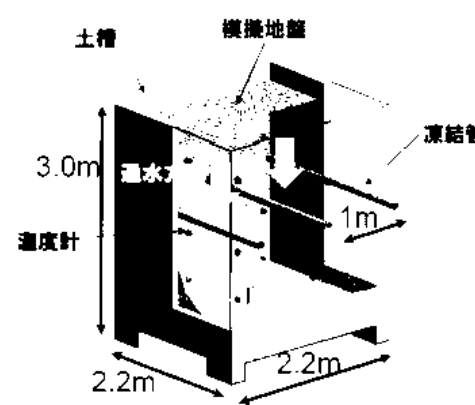
検討事項

①埋設物存在箇所の施工の成立性 (試験施設で実証)



- ✓ 地下埋設物が存在する場所での施工技術の成立性を確認
- ✓ 昨年12月末に試験が終了

②高地下水流速下での施工技術の成立性 (試験施設で実証)



○試験概要

- 上部からの通水の速さ及び冷却剤の温度を変化させ、模擬地盤の凍結状況をモニタリング(温度)
- 凍結可能な限界の地下水流速を評価



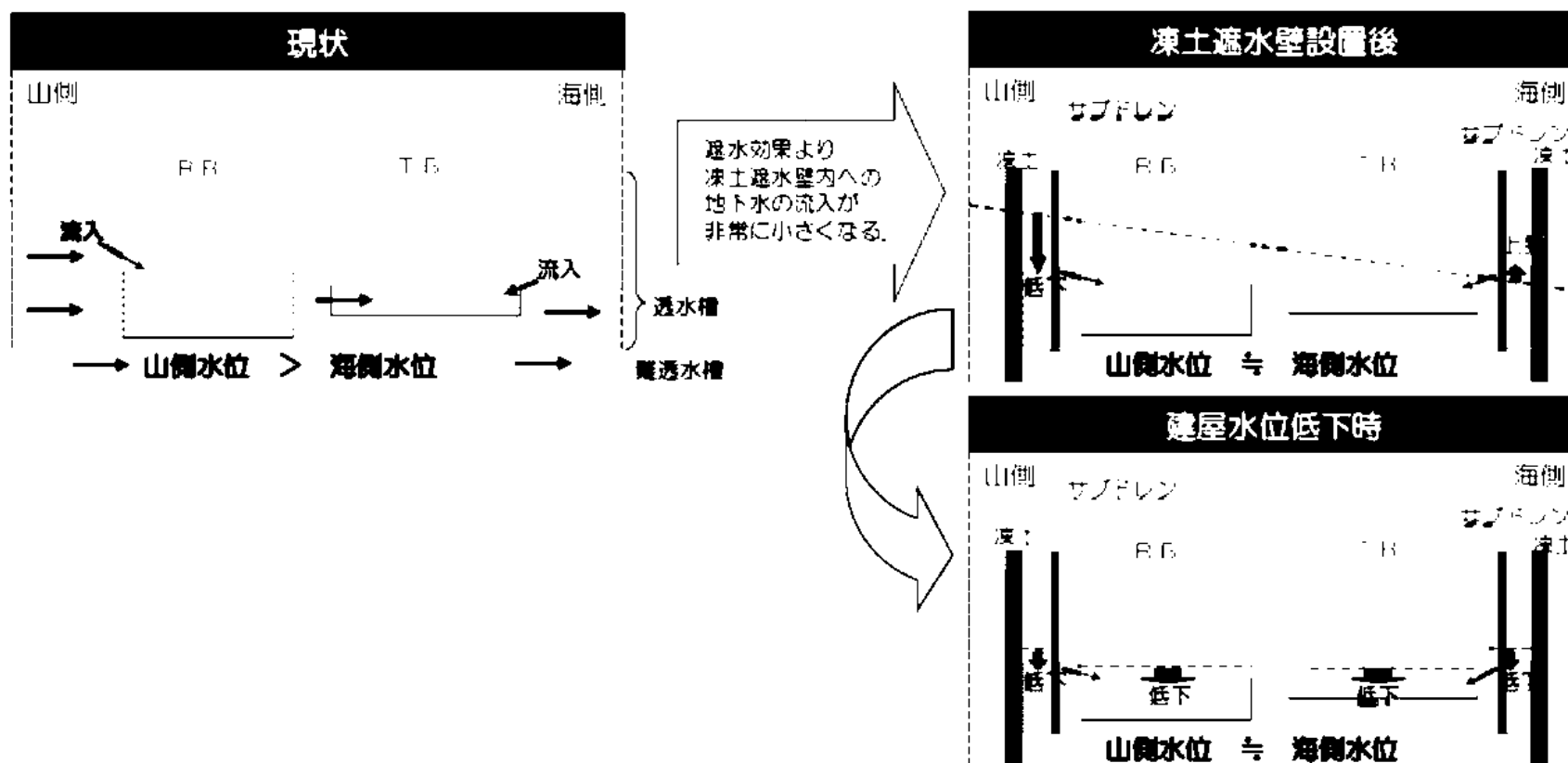
- ✓ 0.1m/日(福島第一原子力発電所における地下水流速と同程度)での凍結を確認
- ✓ 最大0.7m/日での凍結を実際に確認

遮水壁構築に向けての課題

③凍土壁閉合区域内の地下水位の管理

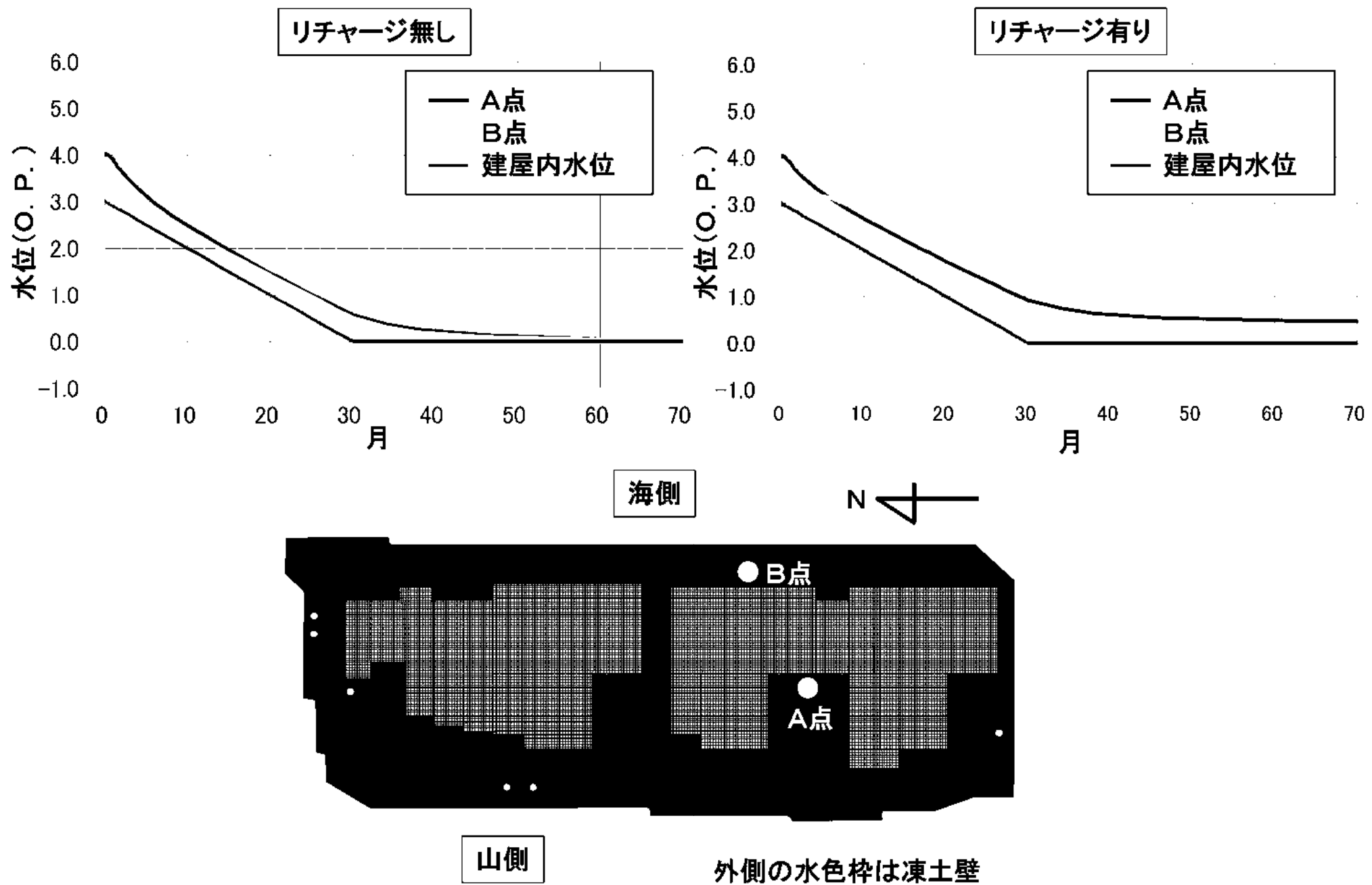
(1) 地下水位の管理に係る基本的な考え方

- ✓凍土壁が完成すると、凍土壁内の地下水位は海側・山側が一定となり、同時に建屋内に流入し水位が低下をしていく。
- ✓その後、計画に沿った建屋水位の低下に伴い、地下水位も連動して低下していく。
- ✓建屋水位が地下水位以下となっている状況を維持するため建屋内の滞留水をポンプでくみ上げる。なお、水位管理リスクを更に小さくするため、地下水を注水するリチャージ井を活用する。



検討事項

③凍土壁閉合区域内の地下水位の管理(リチャージの効果)



検討事項

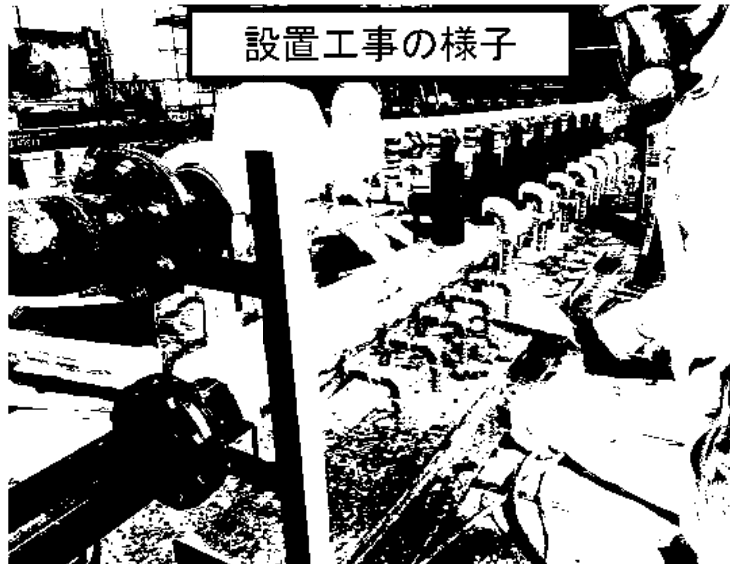
④現地での凍土壁の成立性

- ✓ 福島第一原子力発電所敷地内で約10メートル四方の凍土壁を構築し、実際の地盤での凍結性能を確認。
- ✓ 3月14日から凍結を開始。

遠景



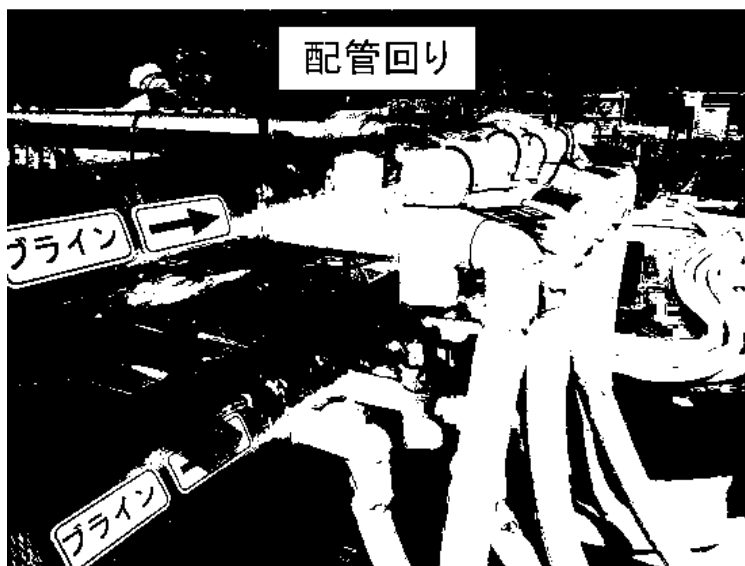
設置工事の様子



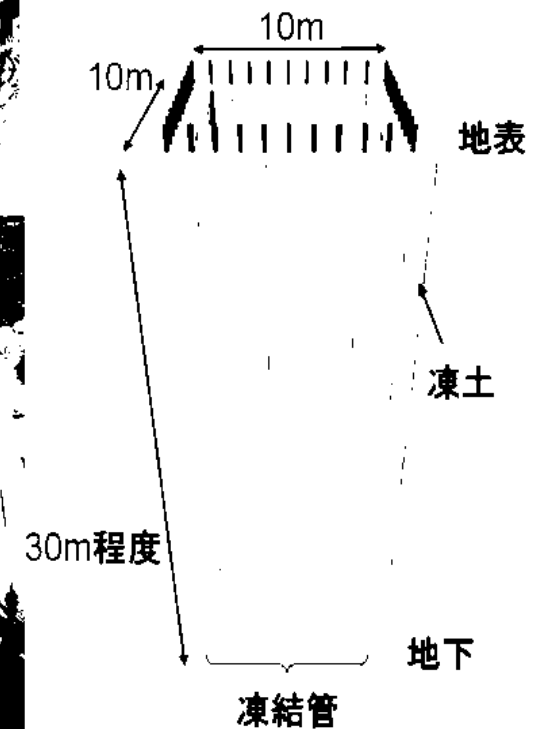
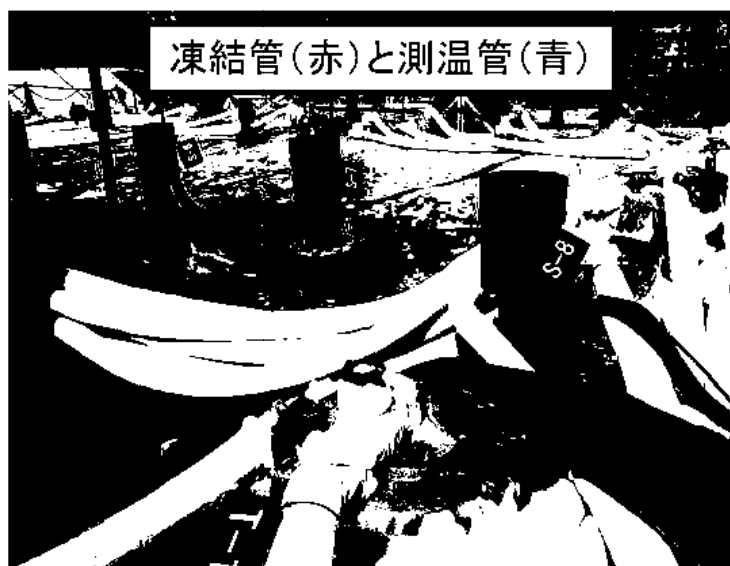
凍結管



配管回り



凍結管(赤)と測温管(青)



特定原子力施設 監視・評価検討会
(第19回)
資料5－2

凍土方式遮水壁の概要について (参考資料)

平成26年3月31日

東京電力株式会社

鹿島建設株式会社



東京電力



1. 凍土方式遮水壁に関する実施計画申請の状況

実施計画申請の状況

- ・国の汚染水処理対策委員会の報告書（H25.5.30）にて、「地下水流入抑制の抜本策の柱としてプラント全体を取り囲む凍土方式の陸側遮水壁（以下、凍土遮水壁と言う）を設置すべき」とあり、現在、凍土遮水壁の設置を計画している。
- ・凍土遮水壁の実施計画として、「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 添付資料－14 凍土遮水壁設置による地下水流入量の低減」を申請。
（申請日：H26.3.7）
- ・今後、実証試験、解析、詳細設計の進捗に応じ、補正申請を行う予定。

2. 凍土遮水壁の目的

凍土遮水壁の目的

汚染源に水を「近づけない」の重層的な対策の一つとして、汚染水が滞留している原子炉建屋内への地下水流入量を低減させることで汚染水の増加を抑制すること

汚染水の増加を抑制させる方策とは

山側からの地下水を原子炉建屋内に流入させないよう、原子炉建屋周りに凍土による遮水壁を設置する。

3. 凍土遮水壁の設計の考え方

- ・ 事業期間は、建屋内止水処理が完了する約7年後までとし、その間において凍結プラント（凍結管も含む）のメンテナンスや交換が容易にできるシステムとする。
- ・ 事業期間が過ぎた後においても必要に応じてメンテナンスやリプレイス等の対応で機能維持ができることとする。
- ・ 建屋内止水処理の完了後は、速やかに凍土を解凍する。

4. 1 事業概要（1 / 3） 凍土遮水壁の位置づけ

建屋に地下水を『近づけない』対策

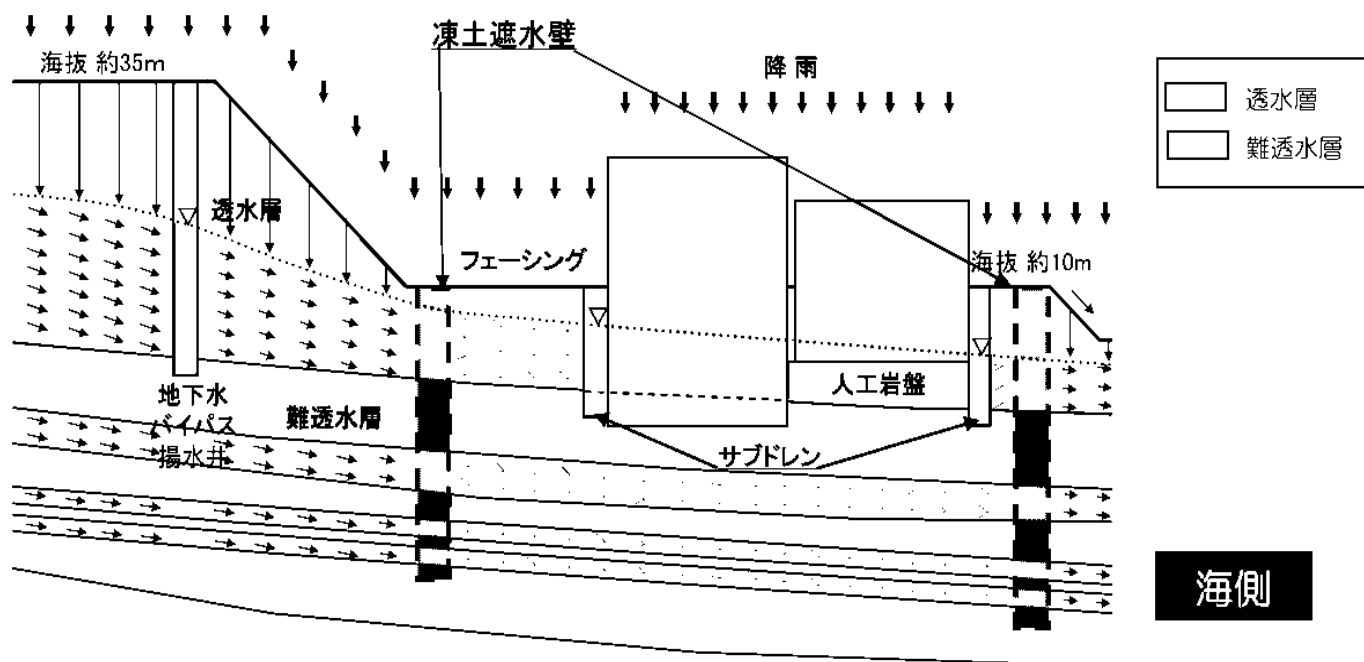
地下水バイパス

サブドレン

建屋に地下水を『近づけない』
重層的な対策

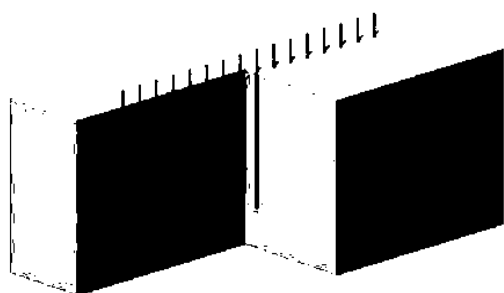
凍土遮水壁

+

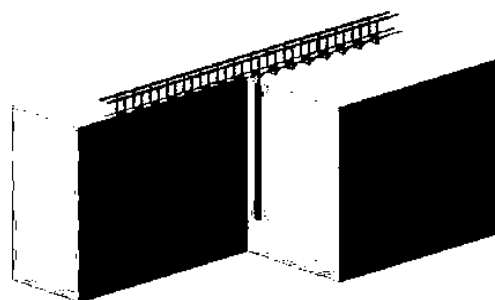


4. 2 事業概要（2／3） 凍土遮水壁の施工イメージ

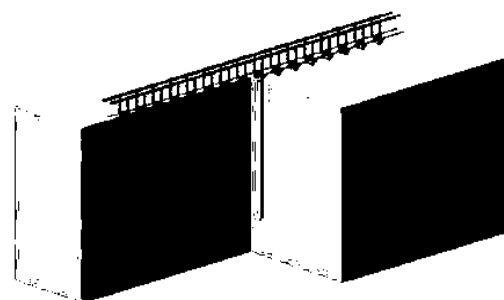
施工手順



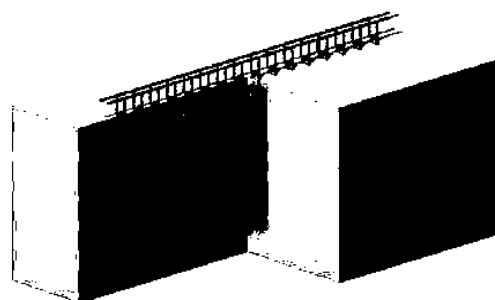
(1)ボーリング・凍結管建込み



(3)凍土遮水壁 造成開始



(2)冷媒配管接続



(4)凍土遮水壁 造成完了

施工イメージ

削孔には、井戸や杭の削孔で用いられているロータリー式のボーリングマシンを使用（汎用性あり）



[出典：鹿島建設]

4. 3 事業概要（3／3） 凍結工法の実績

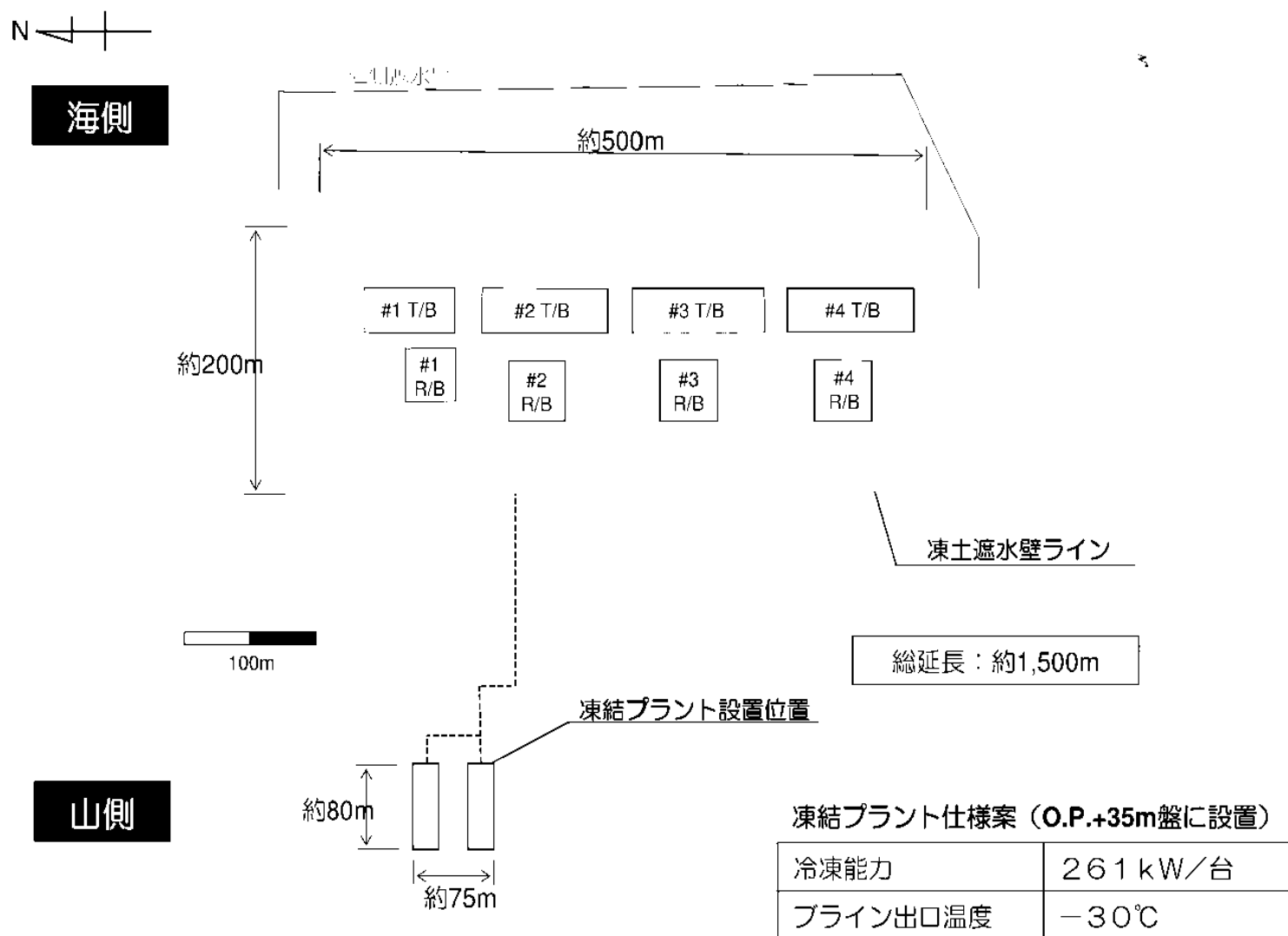
■凍結工法の実績

- ・国内での凍結工法は、オープン掘削が不可能な都市部（シールドトンネル 拡幅・接続部等）での掘削時地山自立性の確保のために多数使われている。
- ・昭和37年～平成23年竣工の主要凍結工法採用工事（建設会社ヒアリングに基づく588件の工事実績）のうち、最大の凍土造成量は40,000m³※程度。
- ・今回の凍土遮水壁の凍土造成量は、現計画では70,000m³程度であることから、国内では過去最大の凍土造成量となる。

※都営10号線営団11号線九段下第二工区日本橋川河底部隧道築造防護凍結工事
（竣工年月：昭和55年8月完了）

5. 凍土遮水壁ライン・凍結プラント基本配置

凍土遮水壁ライン・凍結プラント基本配置計画



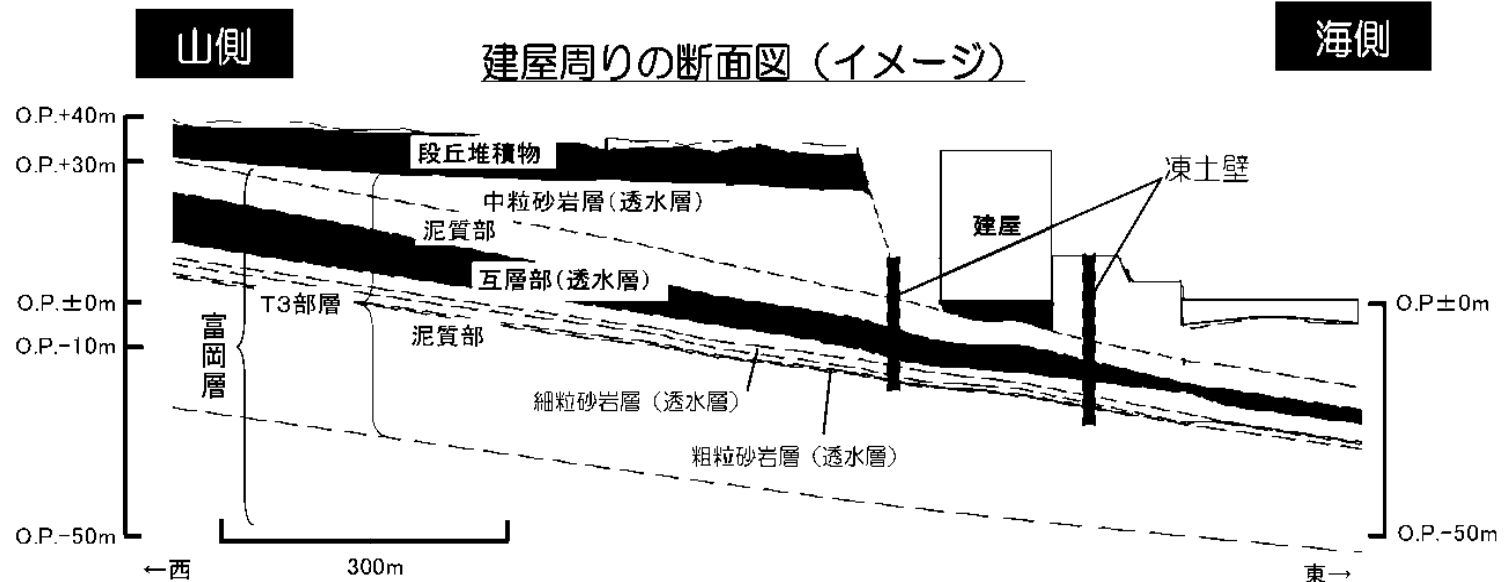
6. 凍土遮水壁の深度

■ 凍土遮水壁の深度

- ・ 建屋内への地下水の主な流入源は中粒砂岩層（4号原子炉建屋は互層も含む）であると想定されるが、遮水壁の根入れ深さについては、以下の点を考慮し、粗粒砂岩層下の泥岩まで根入れすることとした。

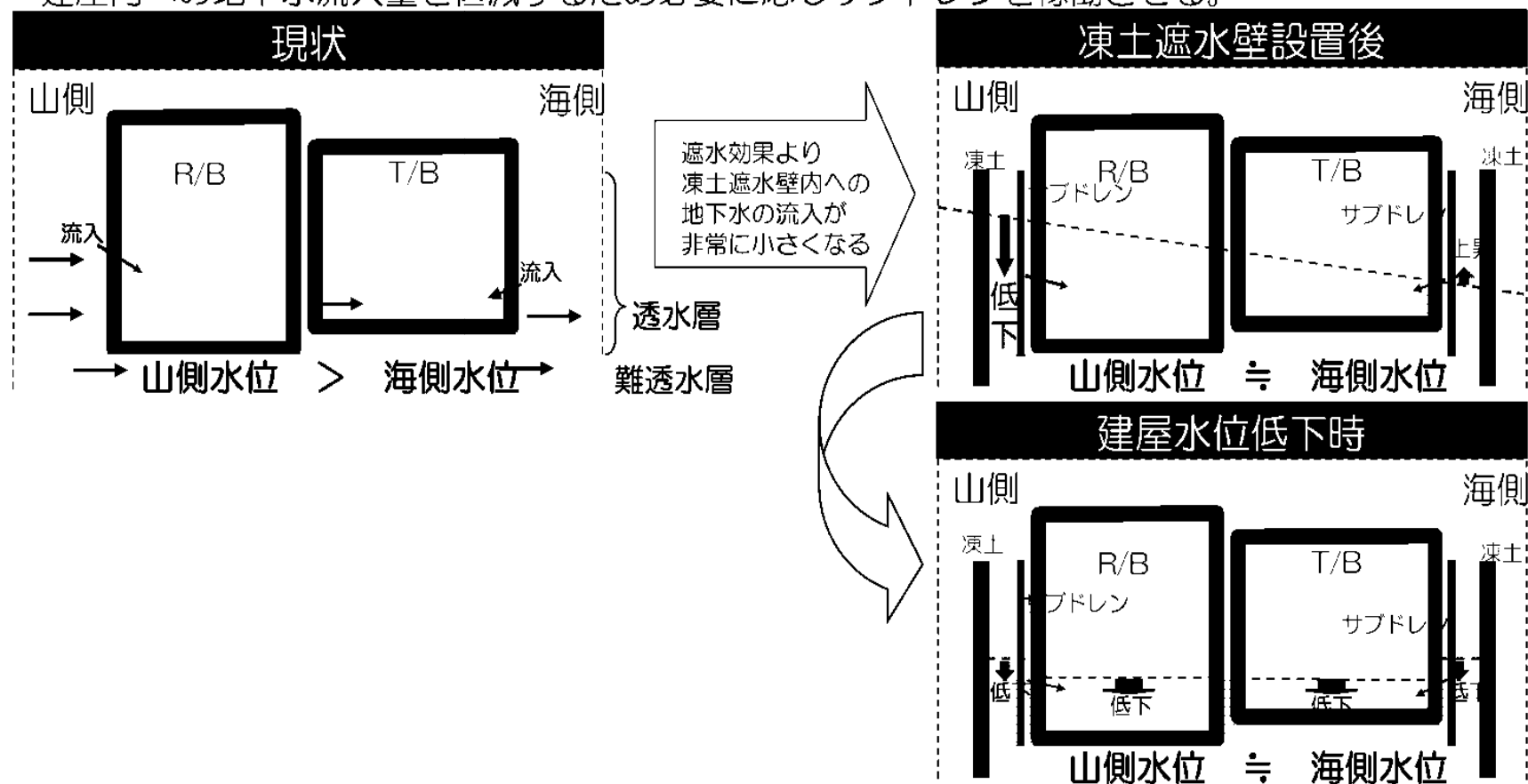
地下水流入量の低減効果

- ・ 凍土壁を根入れする泥岩が下部からの地下水の湧水を十分に抑制し、建屋内への地下水流入量の低減効果が大きい。

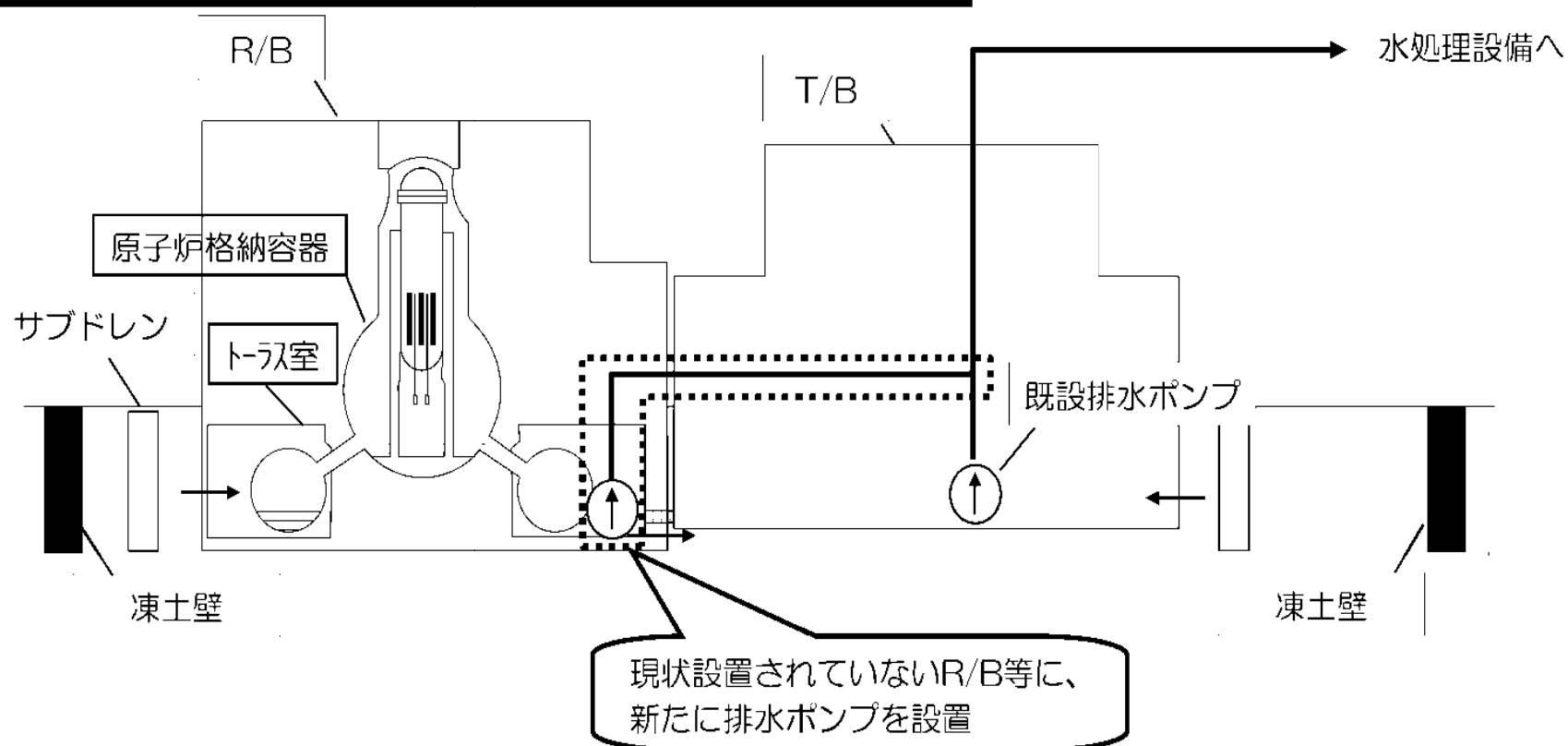


7. 凍土遮水壁設置による地下水位の変動

- ・現状、建屋周辺水位は山側＞海側となっているが、凍土遮水壁の遮水効果により閉合範囲内の水位は全体に均一になるようゆっくりと変化（山側：低下、海側：上昇）する。また、閉合範囲内の地下水は徐々に建屋内に流入していき、それに伴い水位は全体的に低下していく。
- ・その後、計画に沿った建屋内の水位低下に伴い、凍土壁内の地下水位も低下していく。その際、建屋内への地下水流入量を低減するため必要に応じサブドレンを稼働させる。



8. ポンプ増設計画について



1. 目的

地下水位低下時における建屋内滞留水の建屋個別の水位制御

2. 工程

H27. 3 凍土壁造成開始までに排水ポンプを設置

9. 建屋の水位管理について

実施計画（Ⅱ，Ⅲ章）建屋の水位管理は、現状の以下の記載である。

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

2.6.1.3 設計方針

(2) 汚染水処理設備の長期間の停止，豪雨等があった場合にも，建屋等の外への漏えいが防止できるよう水位を管理する。

具体的には，汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持することにより管理する。また，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋については，受け入れを停止すれば問題とならない。また，1～4号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

Ⅲ 特定原子力施設の保安

表26-1

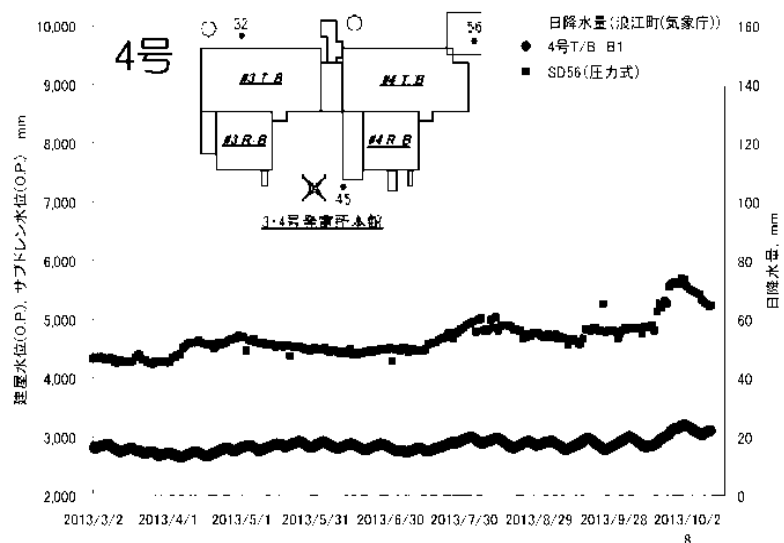
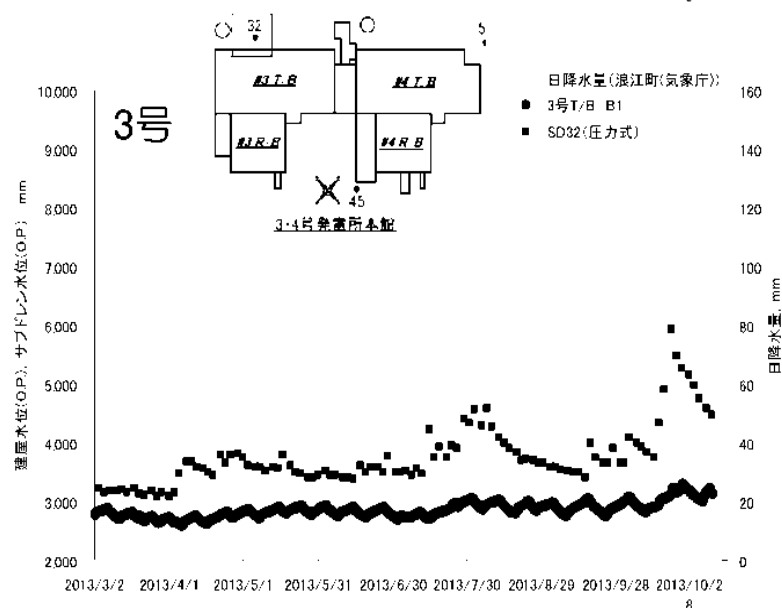
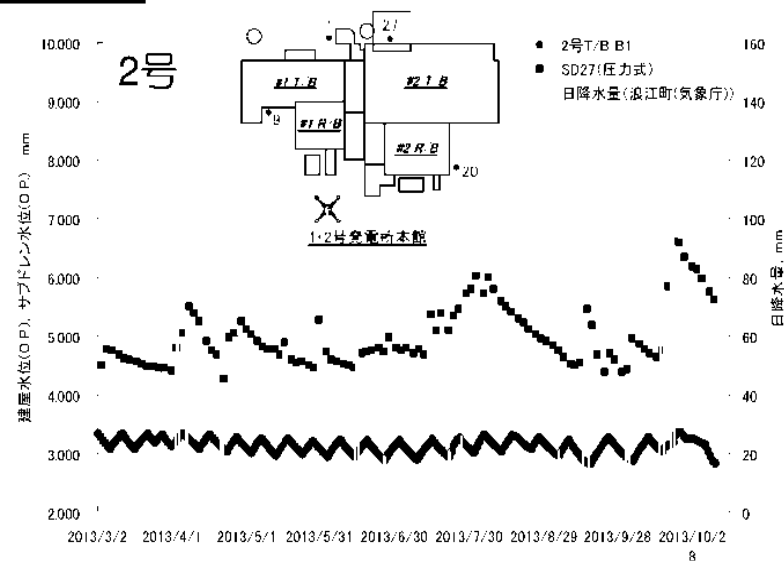
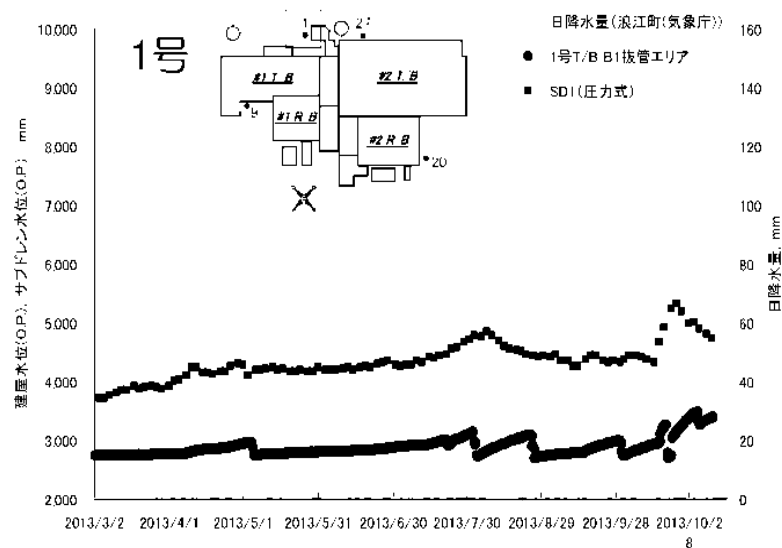
項目	運用上の制限
1号炉，2号炉，3号炉および4号炉タービン建屋の滞留水水位	各建屋近傍のサブドレン水位を超えないこと
1号炉，2号炉，3号炉および4号炉原子炉建屋の滞留水水位	
1号炉，2号炉，3号炉および4号炉廃棄物処理建屋の滞留水水位	
プロセス主建屋の滞留水水位	
雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位	

◎タービン建屋等の水位の余裕

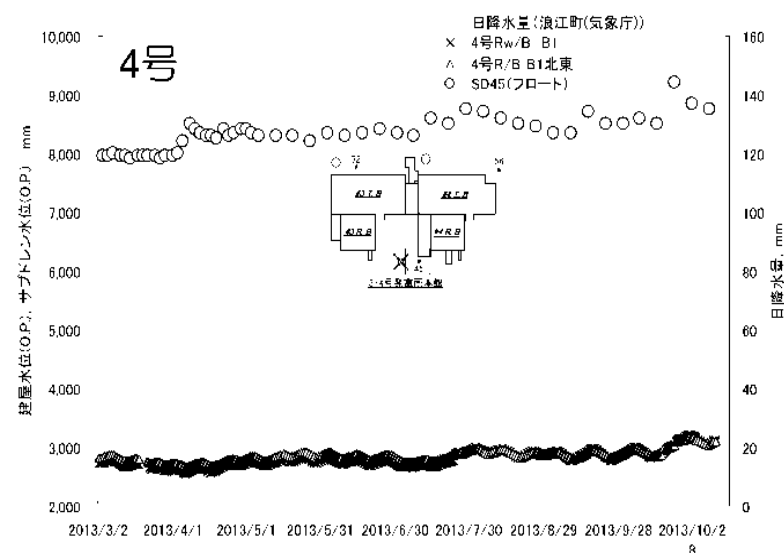
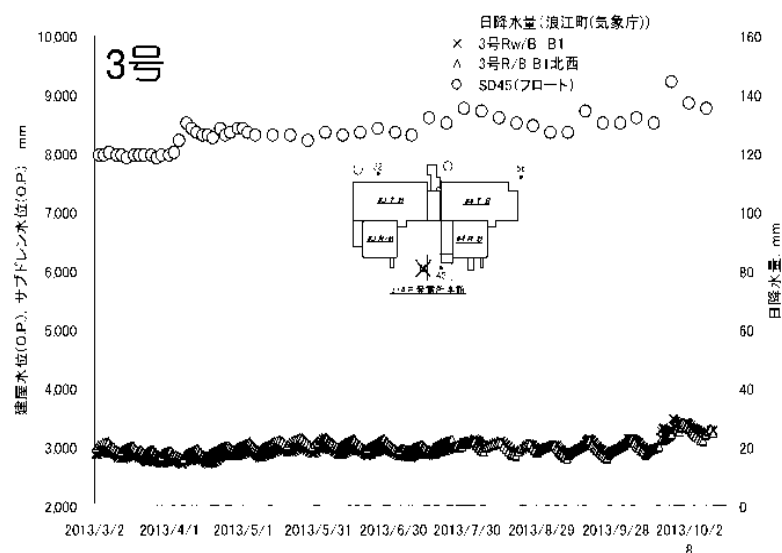
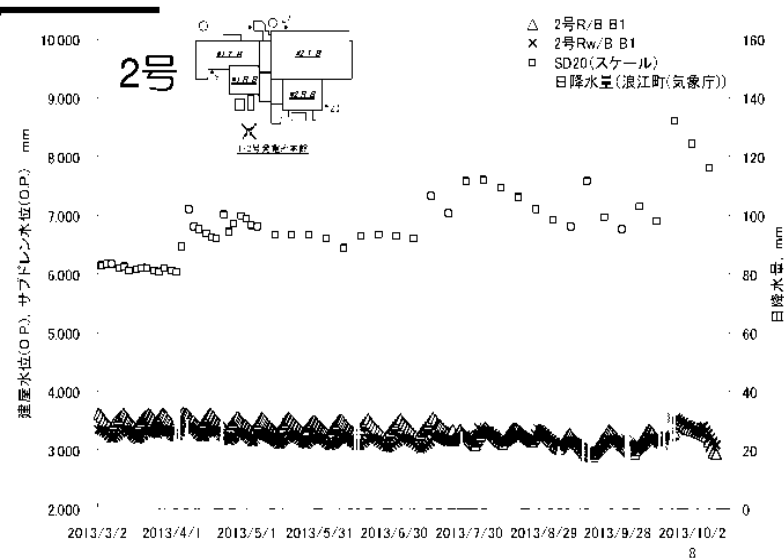
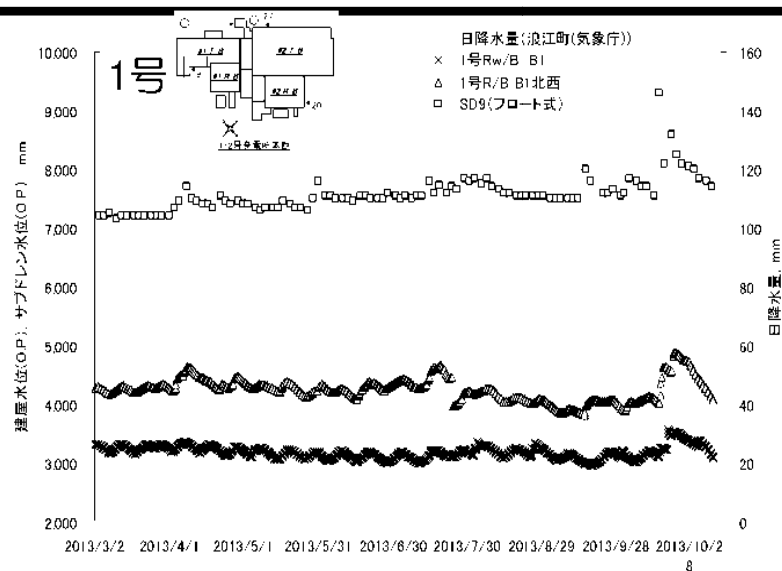
現状のタービン建屋水位の運用について、実施計画等の記載は上述のとおりであるが、実際の運用ではタービン建屋の水位に余裕を持った管理を実施している（実績を次頁に示す）。

なお、凍土遮水壁構築後の運用管理方針については今後検討する。

10.1 タービン建屋の水位の余裕について（実績）



10.2 原子炉建屋、廃棄物処理建屋の水位の余裕について（実績）



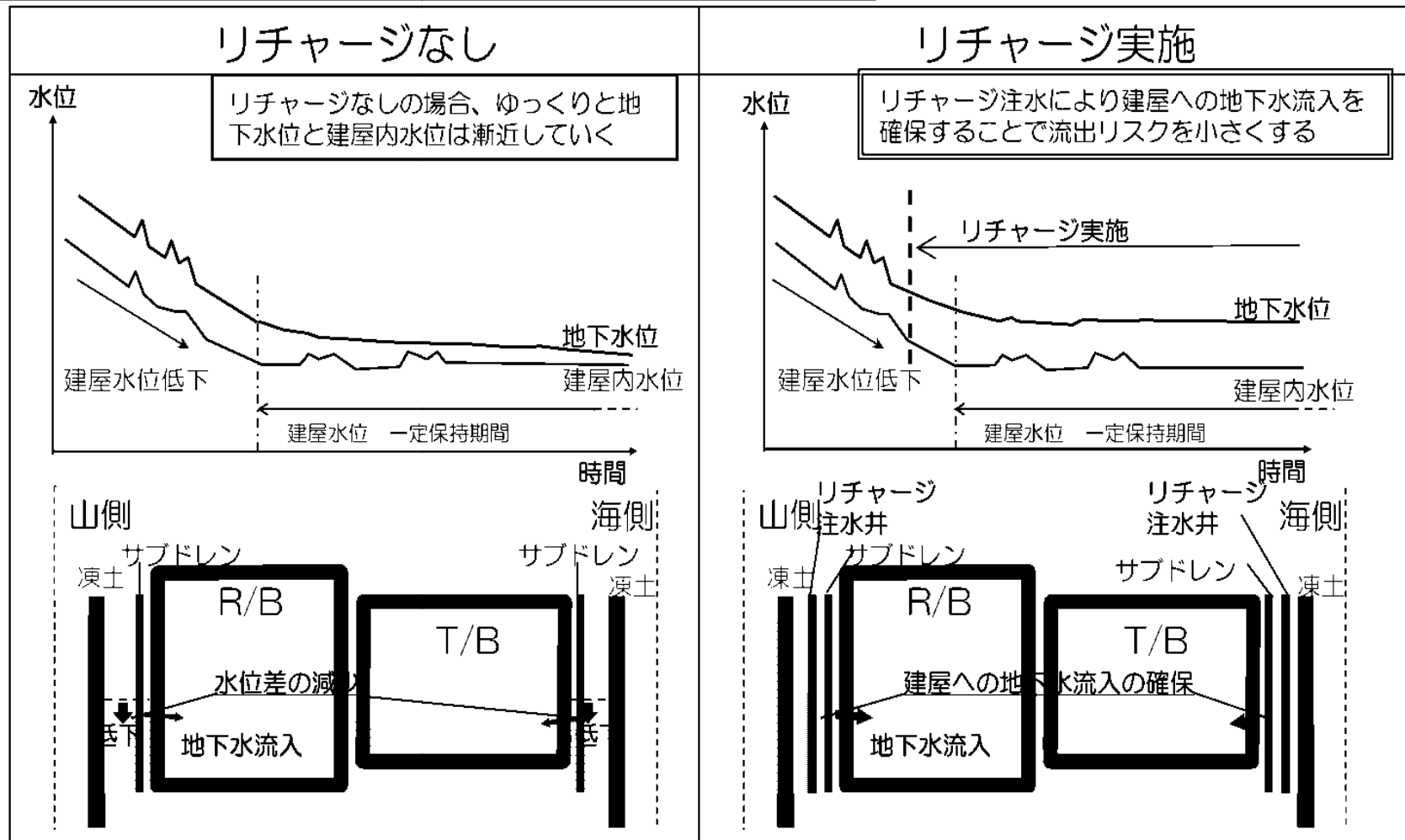
1 1. リチャージの目的

■凍土壁設置後の建屋内水位管理の対応

凍土壁設置後に想定される事象	対応
①不測の事態によるタンク建設の長期間停止	・緊急時の汚染水の移送先 （バッファ容量）の確保 ＜⇒現状と同じ＞
②台風、大量降雨等による建屋の水位上昇	
③タンク漏えい等による汚染水の受け入れ先不足	
④移送設備、浄化処理設備の停止	・系列、電源の多重化 ＜⇒現状と同じ＞
⑤建屋内水位一定期間などにおける、建屋水位と 地下水位の水位差の接近	・緊急時の汚染水の移送先 （バッファ容量）の確保 ＜⇒現状と同じ＞ ・リチャージにより、建屋滞留水の流出 リスクを更に小さくすることが可能

建屋内水位一定期間などに建屋水位と地下水位が接近するリスクに対し、
リチャージにより建屋滞留水の流出リスクを更に小さくする。

1 2. リチャージによる水位差の確保の必要性について

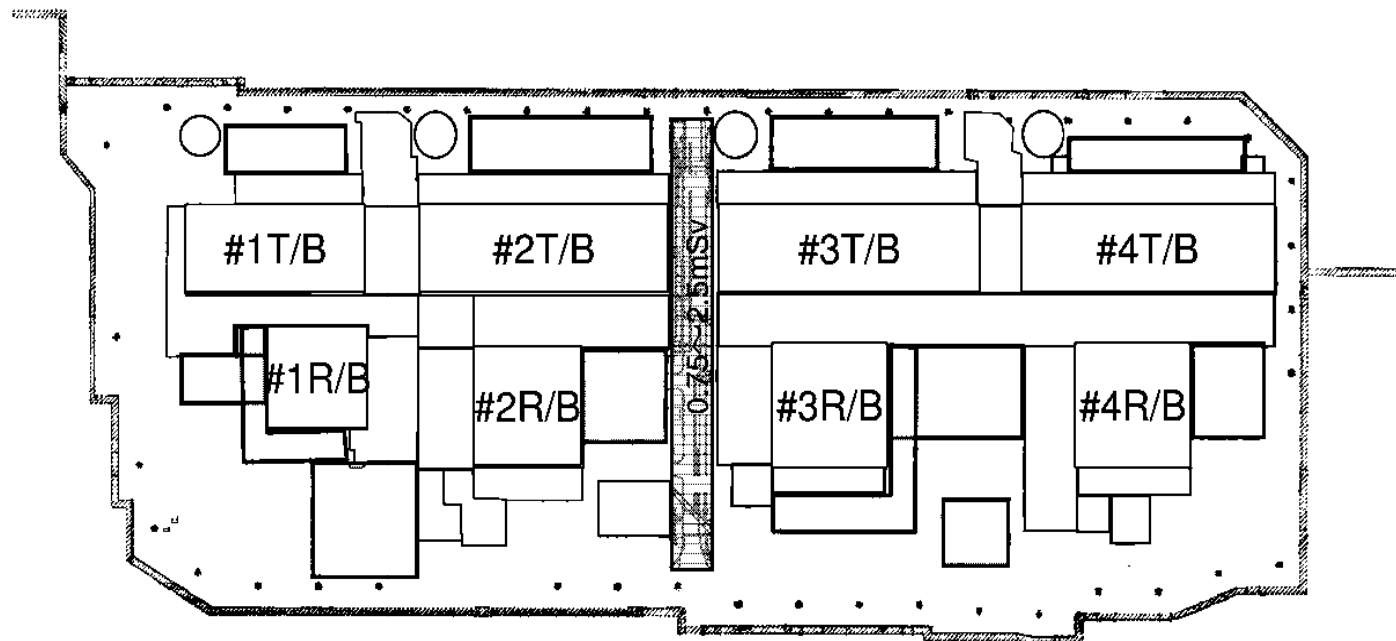


- 地下水位は凍土遮水壁構築後、建屋水位にゆっくりと近づく。基本的には地下水位が建屋水位を下回ることはない。
- 周辺地盤へリチャージ注水を実施することにより、建屋内滞留水の流出リスクを更に小さくする。

1 3. 検討における注水井の配置（仮設定）について

■リチャージ井配置の考え方

- ・実証試験結果を踏まえてリチャージの井戸間隔、位置、数量等を検討する。



注水井の配置においては、下記に該当する箇所については除外した。

建屋エリア

障害物（トランス、地中構造物等）の錯綜するエリア

高線量エリア（10,000mSv以上）

2，3号機間道路周辺（比較的高線量かつスペース小）

将来デブリ取出し等に必要なヤード

配置間隔については「仮設構造物の計画と施工」土木学会よりディープウェルの標準配置間隔に関する記載（15～30m間隔程度）を参考に25m間隔程度で仮に設定した。

●：注水井（新設）

○：注水井（サブドレン活用）

■：高線量（10,000mSv以上）

▨：道路

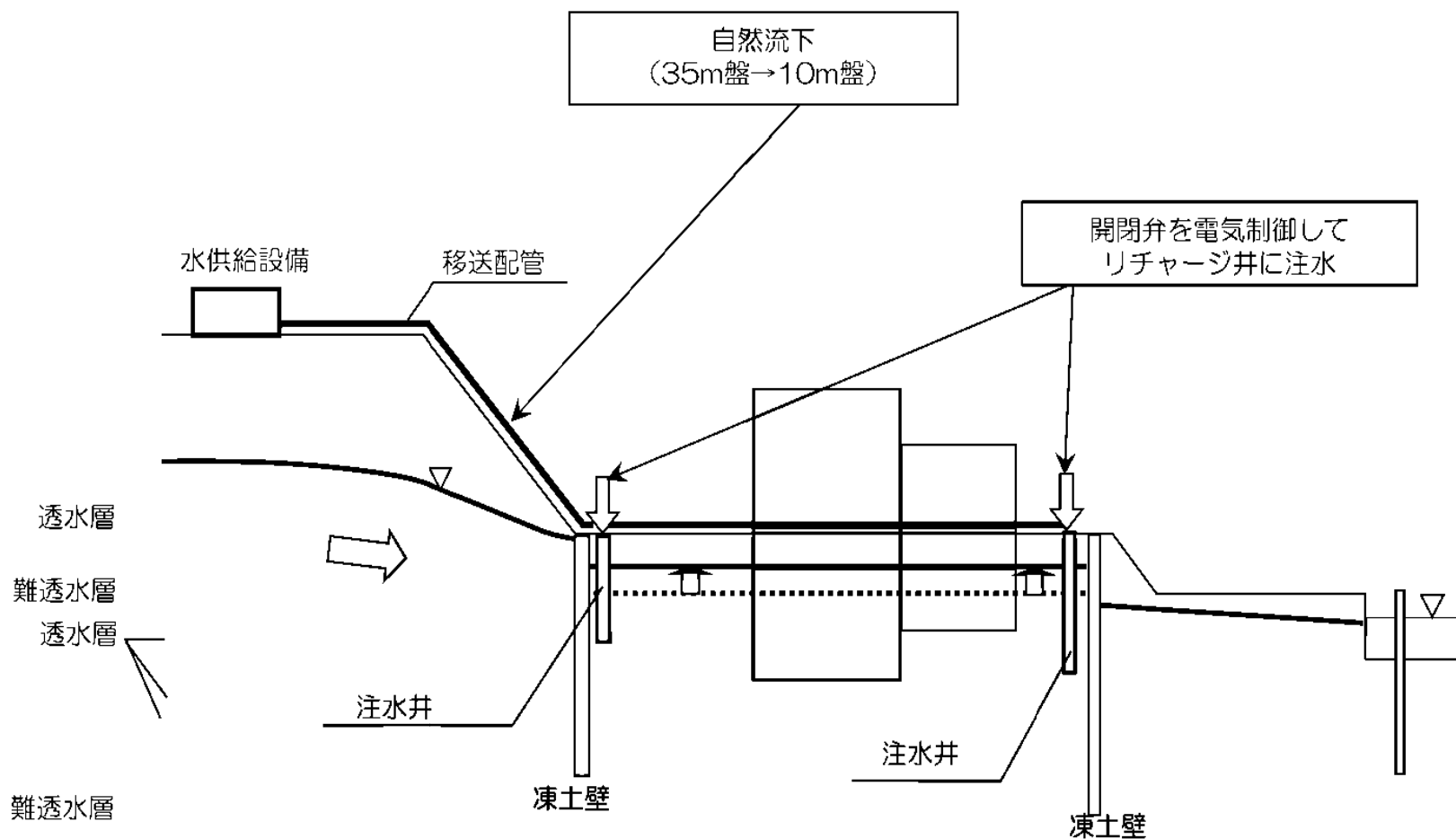
□：障害物（トランス、地中構造物等）

□：（将来）デブリ取出しヤード

14. 1 リチャージ設備のイメージ (1 / 2)

■リチャージ設備のイメージ

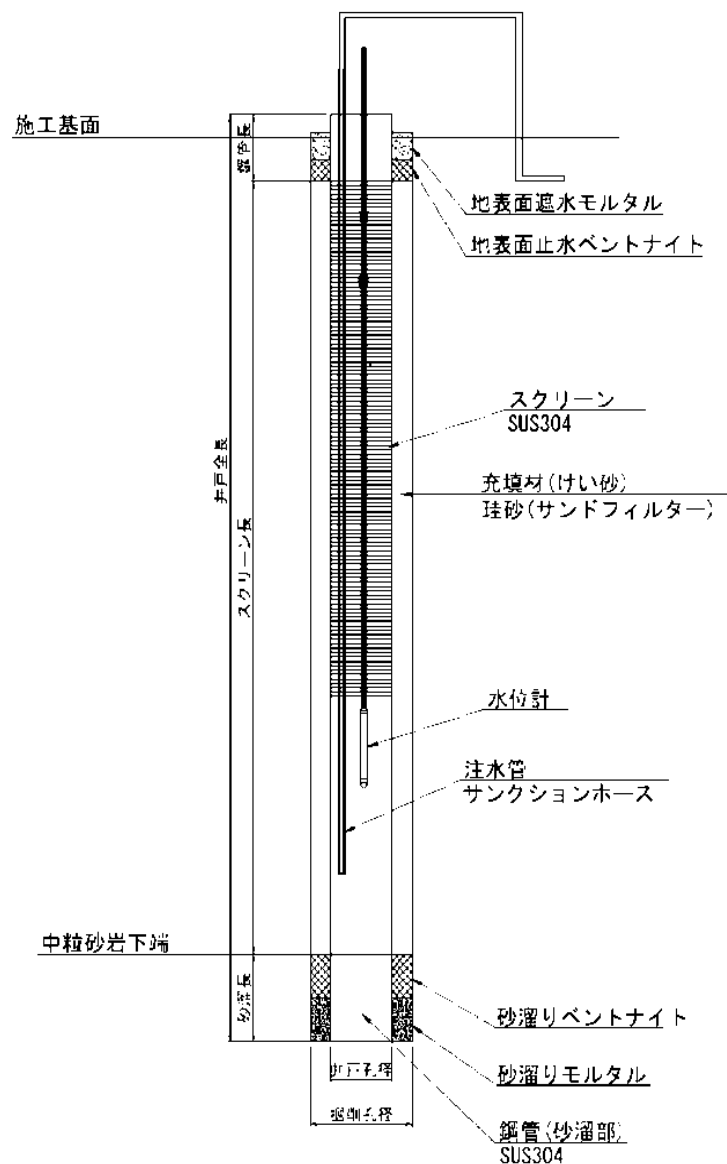
上部透水層を対象に注水する。



14.2 リチャージ設備のイメージ (2/2)

■リチャージ井 (案)

- ・井戸径：450mm
- ・井戸深：10～20m程度



15. 1 リチャージ設備の性能—建屋周辺水位維持効果について（解析条件）—

解析目的

注水井からの注水による水位低下時の水位差維持
効果の確認

解析手法

準3次元浸透流解析プログラム（GWAP）による
非定常浸透流解析

解析条件

モデル化領域：凍土遮水壁内（右図参照）

〔遮水壁内外への水移動は無いと仮定〕

建屋モデル化部分：1～4号のタービン建屋

・原子炉建屋・廃棄物処理建屋

降雨浸透：なし（0 mm/日）

深部岩盤からの湧き上がり：なし（0 m³/日）

初期水位：サブドレン稼働（次ページ）

水位低下スケジュール：仮定（次ページ）

注水量：

ケース	注水量（L/分/本）		注水総量 （m ³ /日）
	海側(25本)	山側(25本)	
2-1	0	0	0
2-2	0.5	0.5	36
2-3	1.0	1.0	72

※リチャージ注水は1ヶ月後から稼働させた。

シミュレーション計算時間：70ヶ月

物性値（透水係数・有効間隙率）

	透水係数(cm/s)	有効間隙率
建屋外地盤	3.0×10 ⁻³ ※1	0.16※3
建屋外壁	1.0×10 ⁻⁵ ※2	—

※1：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて報告）における“中粒砂岩”の透水係数より設定。

※2：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて報告）における建屋内流入量に基づき感度解析を行って同定した。

※3：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて報告）における地下水位低下速度に基づき、感度解析を行って同定した。

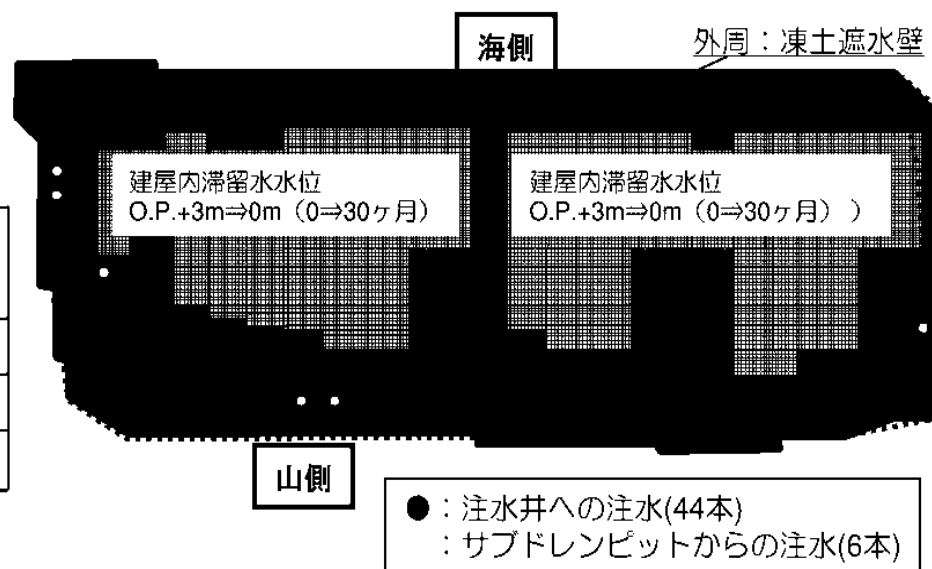


図 解析モデル

15.2 初期水位の設定と水位低下スケジュール

凍土遮水壁内の初期水位

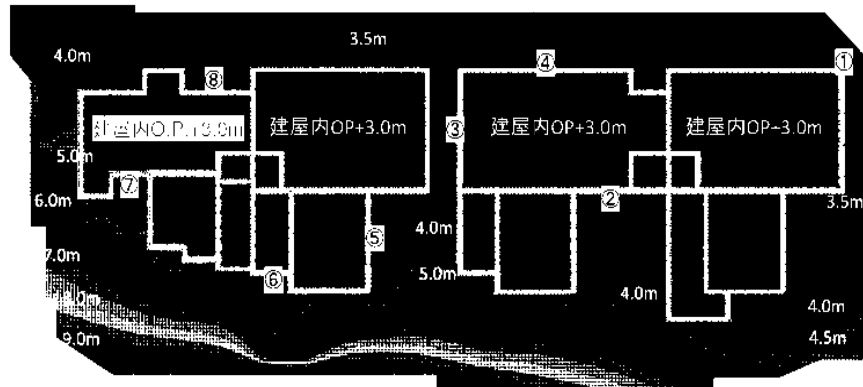
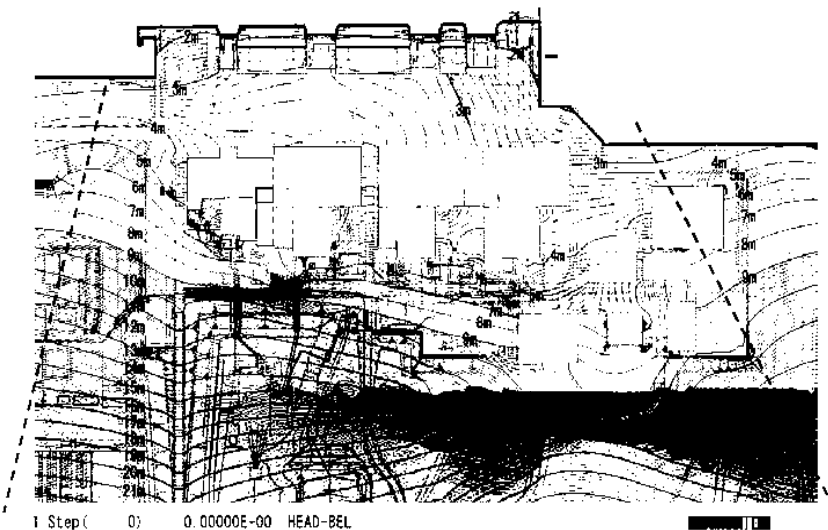
下記条件での3次元浸透流解析により算定。

サブドレン：稼働（建屋水位）

海側遮水壁：閉塞

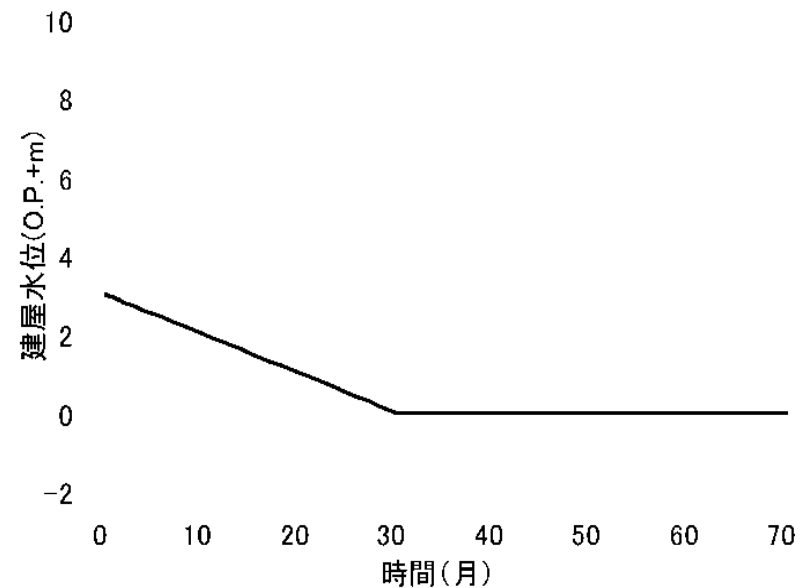
4m盤地盤改良：考慮

4m盤地下水ポンド・揚水井：稼働



建屋水位低下スケジュール

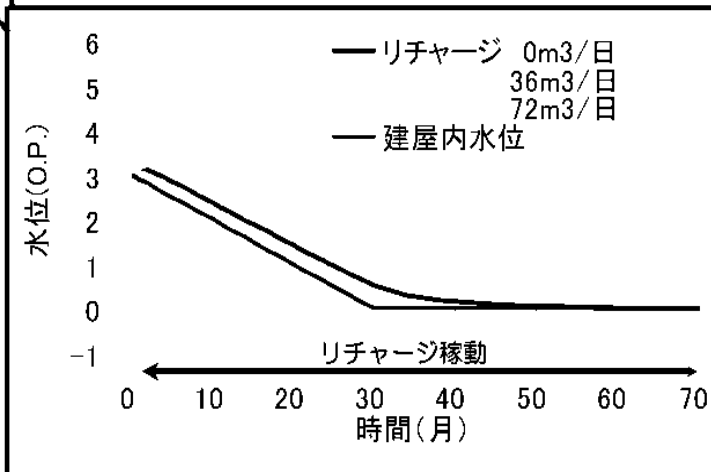
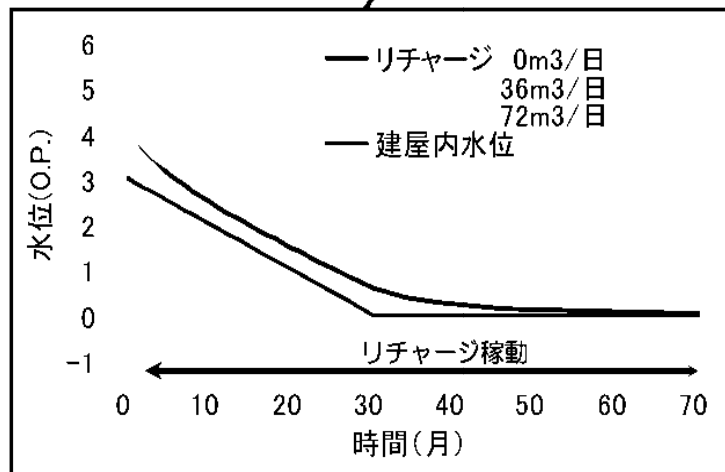
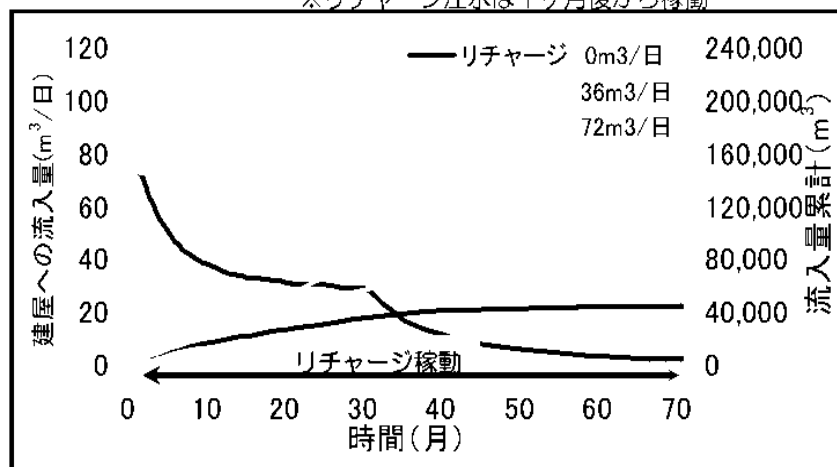
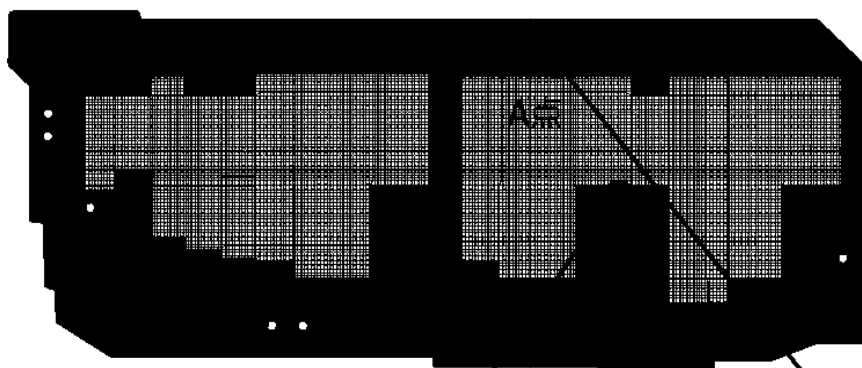
下記のような建屋水位低下スケジュールを仮定した。



15.3 リチャージ設備の性能—建屋周辺水位維持効果—

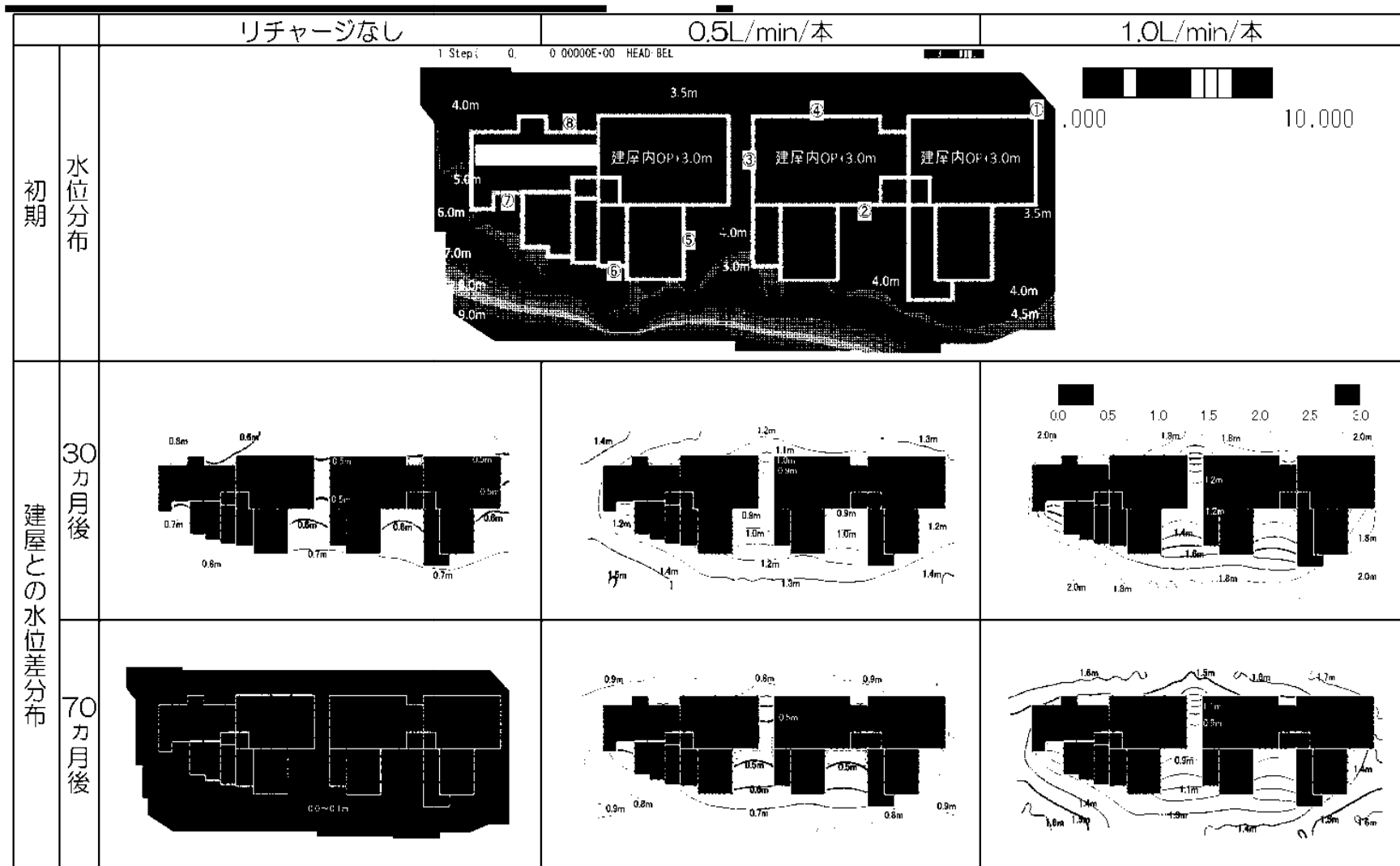
Case	建屋滞留水水位	周辺地下水位 (初期)	サブドレン	注水量(L/分/本)		注水総量 (m ³ /日)	降雨浸透量 (mm/日)
				海側(25本)	山側(25本)		
4-1	O.P. +3 m	山側サブドレン稼働 (建屋+1m)	稼働 (凍土造成後1ヶ月)	0.0	0.0	0	0
4-2	⇒0 m			0.5	0.5	36	
4-3	(0⇒30ヶ月)			1.0	1.0	72	

※リチャージ注水は1ヶ月後から稼働



水位低下時において36m³/日、72m³/日(50本の場合 0.5、1.0L/min/本)程度の注水により、建屋周辺地下水位を建屋内滞留水水位に対して平均的にはそれぞれ約0.5~1m、1~1.5m程度高く維持することができる。

15.4 リチャージ設備の性能－建屋周辺水位維持効果－



16. 1 水位低下時のリチャージ稼動開始時期等に関する検討（解析条件）

解析目的

水位低下時におけるリチャージ稼動の開始時期
降雨浸透の影響検討

解析手法

準3次元浸透流解析プログラム（GWAP）による
非定常浸透流解析

解析条件

モデル化領域：凍土遮水壁内（右図参照）
〔遮水壁内外への水移動は
ないと仮定〕

建屋モデル化部分：1～4号のタービン建屋
・原子炉建屋
・廃棄物処理建屋

降雨浸透：なし（0 mm/日）

深部岩盤からの湧上り：なし（0 m³/日）

地下水位（初期）：O.P.+3.5m

建屋水位低下スケジュール：

・10cm/月で低下を仮定

O.P.+3m⇒0m（0⇒30ヶ月）

注水量：0, 0.5 L/分/本

シミュレーション計算時間：70ヶ月

物性値（透水係数・有効間隙率）

	透水係数(cm/s)	有効間隙率
建屋外地盤	3.0×10^{-3} ※1	0.16※3
建屋外壁	1.0×10^{-5} ※2	—

※1：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて報告）における“中粒砂岩”の透水係数より設定。

※2：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて報告）における建屋内流入量に基づき感度解析を行って同定した。

※3：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて報告）における地下水位低下速度に基づき、感度解析を行って同定した。

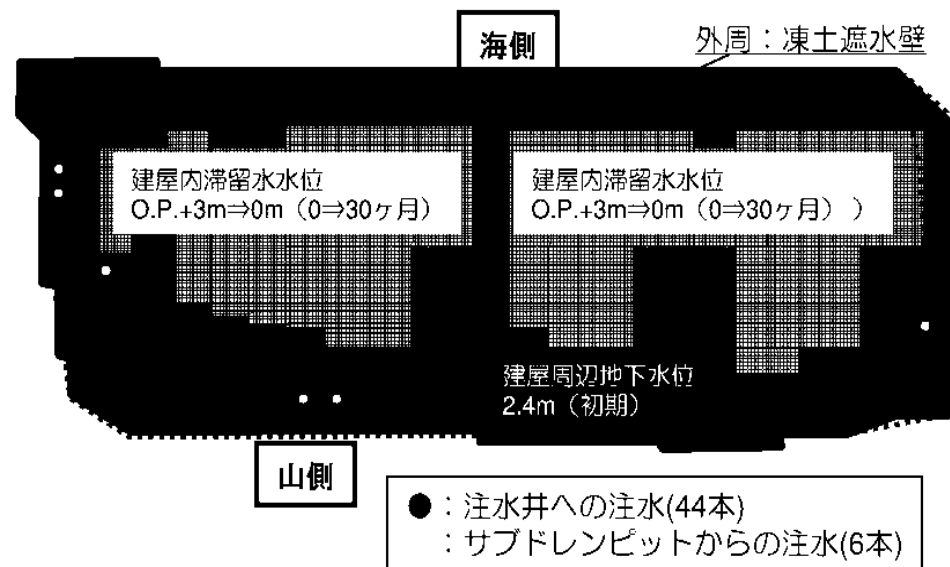


図 解析モデル

16. 2 水位低下時のリチャージ稼動開始時期

Case	建屋滞留水水位	周辺地下水位 (初期)	注水開始時期 (水位一定開始に対して)	注水量(L/分/本)		注水総量 (m3/日)	降雨浸透量 (mm/日)
				海側(25本)	山側(25本)		
3-1	O.P. +3.0m ⇒0.0m (0⇒30ヶ月)	O.P. +3.5m	—	0.0	0.0	0	0
3-2			0ヶ月前	0.5	0.5	36	
3-3			1ヶ月前				
3-4			2ヶ月前				

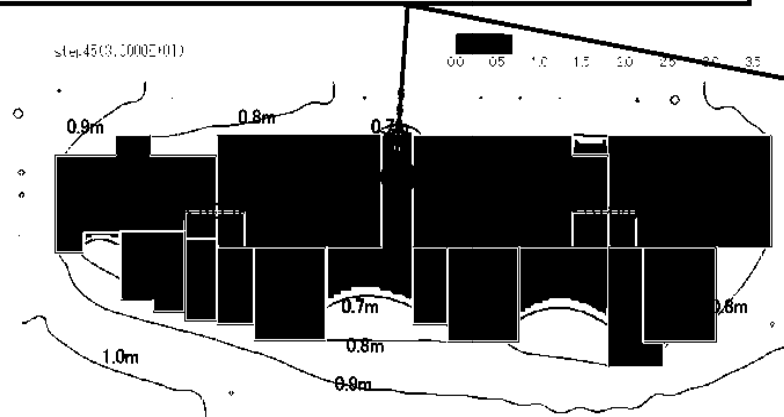
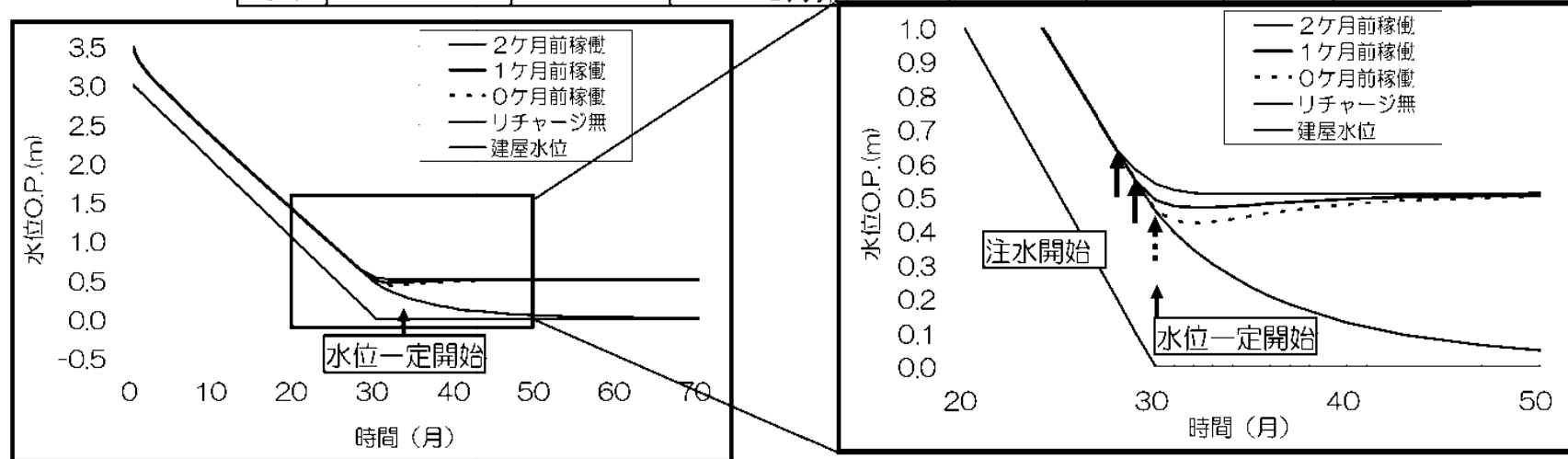


図 水位コンター（2ヶ月前稼働 30ヶ月目）

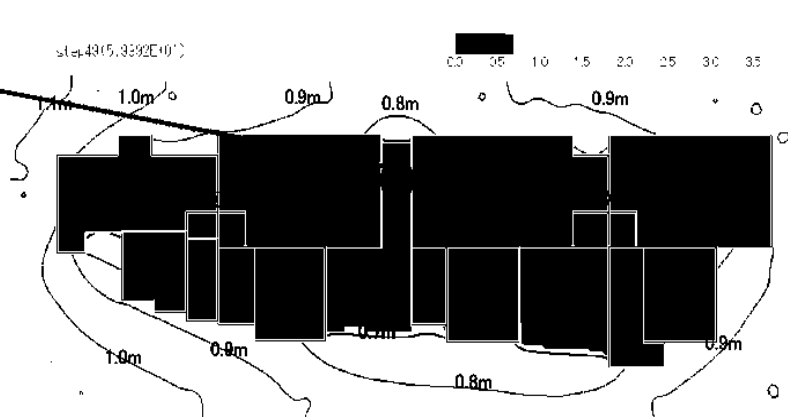


図 水位コンター（2ヶ月前稼働 60ヶ月目）

水位低下時において建屋水位を一定水位を維持する2ヶ月程度前に40m³/日（50本の場合0.5L/min/本）程度の注水を開始することで、建屋周辺地下水位を建屋内滞留水水位に対して約50cm程度高く維持することが可能。

17. 降雨浸透の影響

Case	建屋滞留水水位	周辺地下水位 (初期)	凍土壁造成後	注水量(L/分/本)		注水総量 (m ³ /日)	降雨量 (mm/年)	降雨浸透率		フェーシング (舗装)率	降雨浸透 量
				海側(25本)	山側(25本)			舗装部	未舗装部		
5-1	O.P. +3m ⇒0m (0⇒30ヶ月)	サブドレン 稼働	サブドレン 非稼働	0.0	0.0	0	1,545	0%	55%	100%	0.0
5-2								0%	55%	80%	0.5
5-3								0%	55%	40%	1.4
5-4								0%	55%	0%	2.3

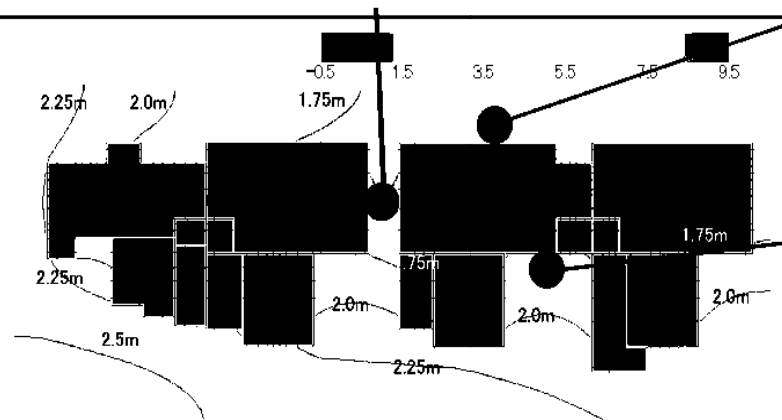
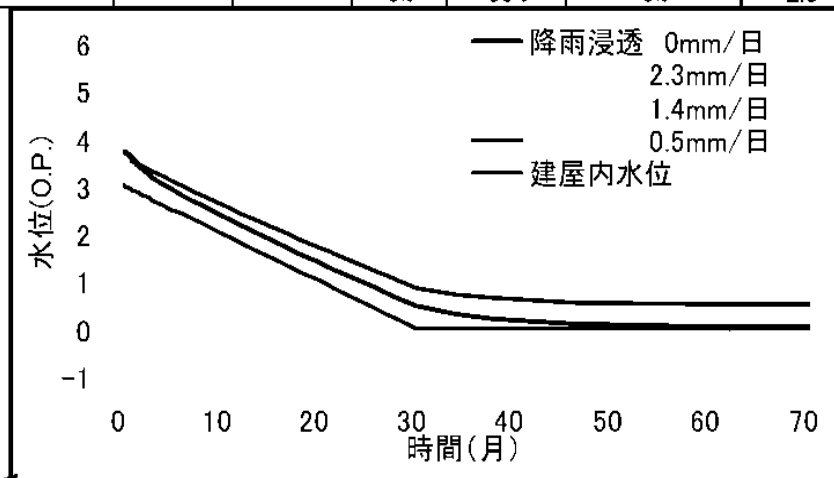
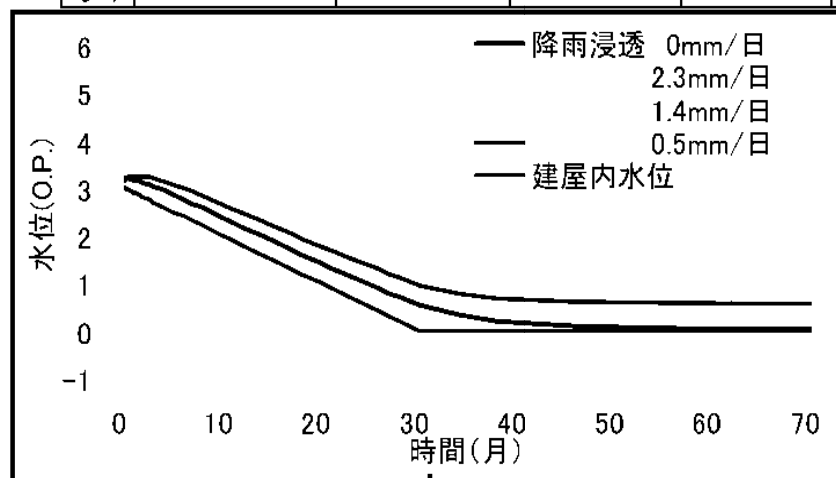
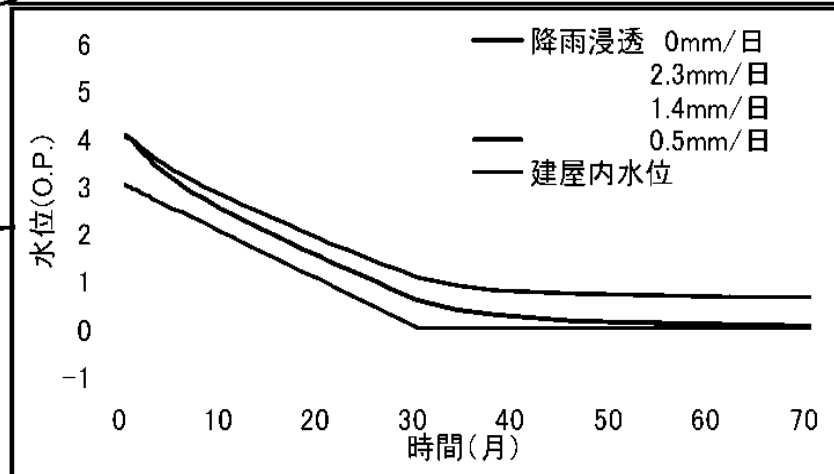


図 水位コンター（降雨浸透1.4mm/日 30ヶ月）



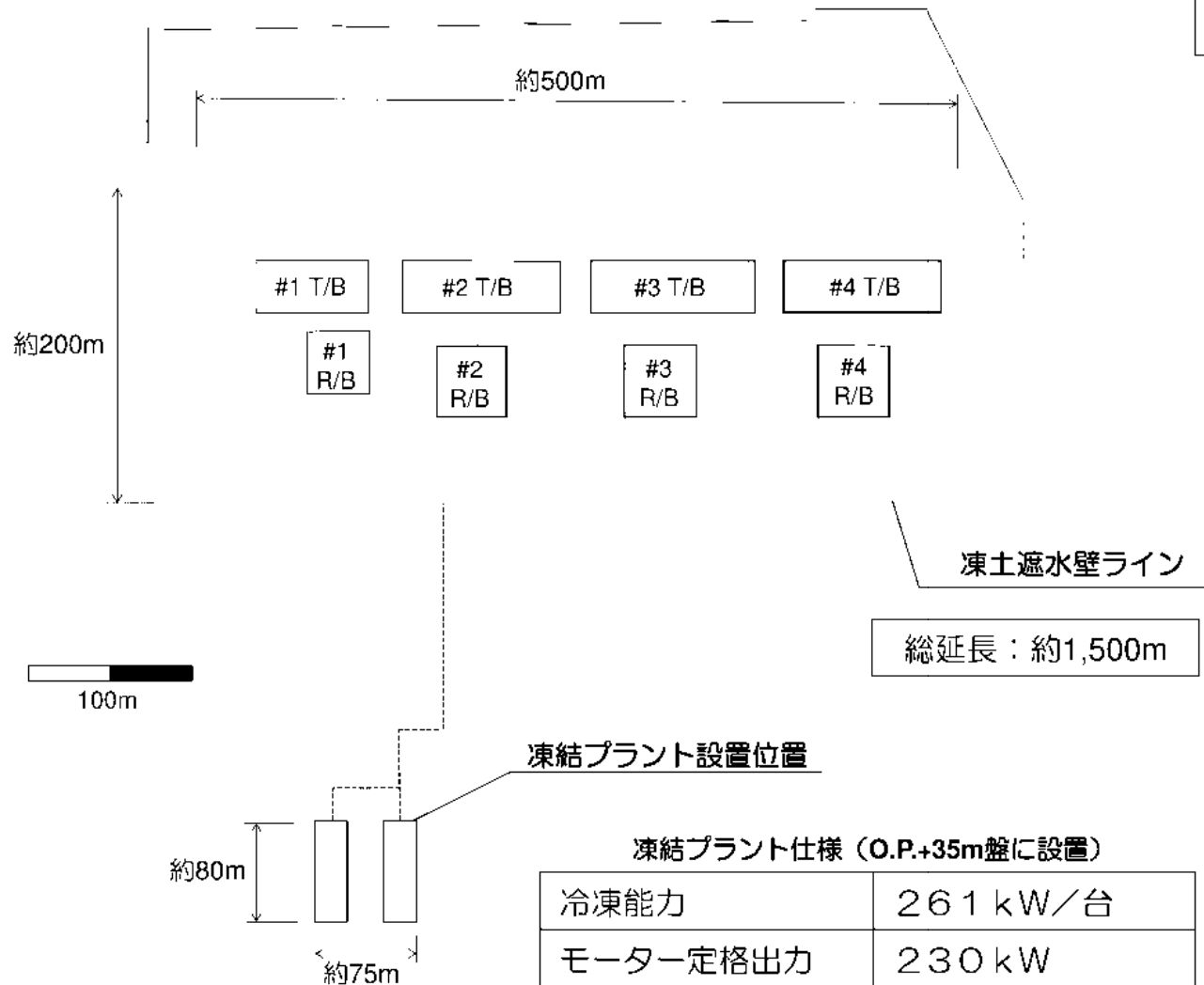
降雨の影響に関しては年平均降水量1,545mm/年のうち約33%、1.4mm/日程度（凍土遮水壁内のフェーシング率40%相当）の雨水浸透を仮定すると、約1～1.5m程度地下水位が高いレベルで維持される。

凍土方式遮水壁について

平成26年4月18日
資源エネルギー庁
原子力発電所事故収束対応室

凍土方式遮水壁の仕様

凍土遮水壁ライン・凍結プラント配置計画

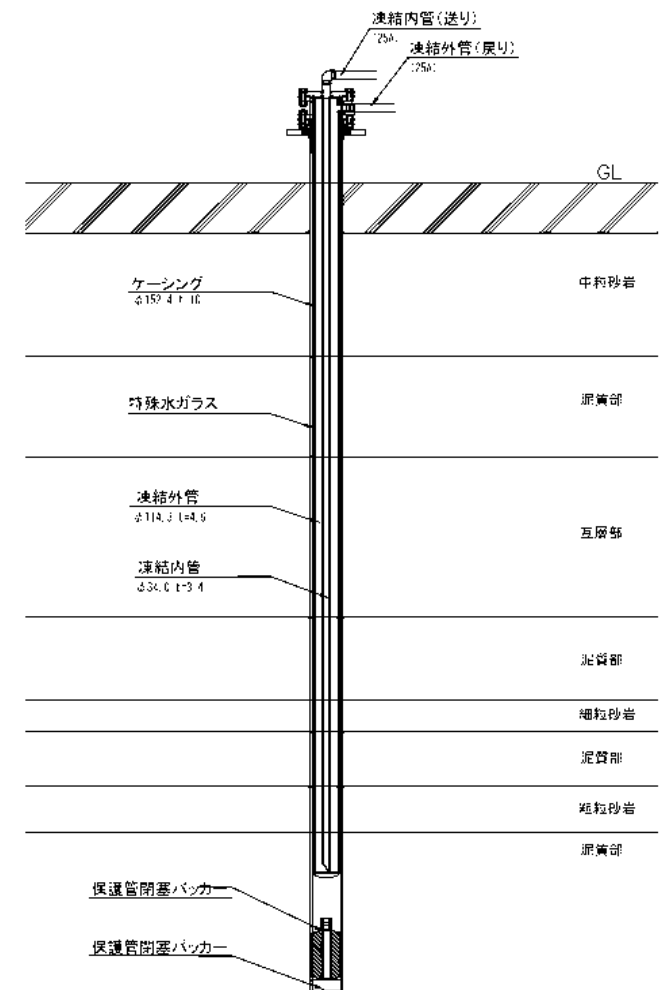


凍結プラント仕様 (O.P.+35m盤に設置)

冷凍能力	261 kW/台
モーター定格出力	230 kW
ブライン出口温度	-30℃

凍結管仕様

凍結管根入れ土層：粗粒砂岩下泥質層
 凍結管ピッチ：1m
 凍結管構造：3重管
 海側ライン：スタンドパイプつき



目的に関するご指摘

- ◇凍土遮水壁の実施については地下水の流入抑制までを議論するのか、建屋止水、ドライアップまでを議論するのが課題。

検討経緯に関するご指摘

- ◇他の委員会での検討結果、議論の内容等を紹介してほしい。また、会議の体制についても紹介してほしい。

効果・特質に関するご指摘

- ◇凍土遮水壁については、その効果、特質について議論すべきである。海側の凍土遮水壁が抜けてしまったら、地下水が海側に流れ込み、地下水が下がり、結果、建屋内の滞留水が地盤に漏れいする可能性があるのではないか。

凍土壁の設置目的及び委員会等での検討経緯について

(1) 目的

- ✓ 汚染水が滞留している原子炉建屋内への地下水流入量を低減させることで汚染水の増加を抑制する。汚染源に地下水を「近づけない」対策のひとつ。

(2) 昨年からの検討の経緯

- ✓ 原子力災害対策本部⇒汚染源に地下水を「近づけない」対策として位置づけ
 - ・汚染水問題に関する基本方針(平成25年9月3日)【参考3】
 - ⇒予備費の措置を閣議決定(平成25年9月10日)、補正予算成立(平成26年2月6日)
 - ・廃炉・汚染水問題に対する追加対策(平成25年12月20日)【参考4】
- ✓ 汚染水処理対策委員会
 - 地下水流入抑制のための抜本策を検討:平成25年4月26日～5月30日
 - ⇒「抜本策の柱として、プラント全体を取り囲む陸側遮水壁を設置すべき」(5月30日)
 - ・「地下水流入抑制のための対策」(平成25年5月30日)【参考5】
 - 陸側遮水壁の技術的課題を整理。このうち、以下の課題解決のためのフィージビリティスタディを実施。
 - 水位管理方法の確立(リチャージ等の成立性・信頼性)
 - 施工性・効果の確認(試験施工・高流速下での施工等)
 - 凍土システムの長期的な信頼性の確保
 - ・東京電力(株)福島第一原発における予防的重層的な汚染水処理対策(平成25年12月10日)【参考6】
- ✓ 陸側遮水壁タスクフォース(平成25年7月1日～:計9回開催)
- ✓ 地下水・雨水等の挙動等の把握・可視化サブグループ(平成25年11月20日、26日)
 - ・FS事業の進捗管理や概念設計・基本設計を議論。

陸側遮水壁タスクフォース等における議論

- ✓ 陸側遮水壁タスクフォース及びサブグループでは、事業の進捗管理を行うとともに、設計・施工計画に対して技術的な観点での議論を行ってきた。

		主な指摘事項	対応状況
設計	1	地下水流速によっては凍結管の本数を増やす必要があるのではないかな。	実証試験結果及びシミュレーションで評価済。状況に応じて対応可能。
	2	凍結管を二重管にした場合と三重管では熱伝導率が異なるのではないかな。	FSの中で実証。三重管でも熱伝導の点で問題ないことを確認済。
施工計画	3	埋設物のある場合、測温管による温度計測で凍結の可否を確認できるのか。	FSの結果を反映した温度シミュレーションを実施、モニタリング計画に反映済。
	4	(FSでは)凍土壁に沿った地下水流の温度測定を意識して温度計を配置すべき。	モニタリング計画へ反映済。
	5	線量低減対策を考慮すべき。	検討済。

陸側遮水壁の検討体制

①原子力災害対策本部

本部長：内閣総理大臣

副本部長：経済産業大臣、環境大臣、原子力規制委員会委員長 等

②廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議(※)

議長：内閣官房長官、副議長：経済産業大臣、構成員：環境大臣 等

役割：廃炉・汚染水対策の根本的な解決に向けて、対応の方向性の決定

廃止措置に向けた中長期ロードマップに関する重要事項を審議・決定

(※)必要に応じて福島県、東京電力やメーカー等も参加

③廃炉・汚染水対策チーム会合(※)

廃炉・汚染水対策チーム

チーム長：経済産業大臣

役割：廃炉・汚染水対策の方針の検討、
中長期ロードマップの進捗管理等

廃炉・汚染水対策チーム事務局

事務局長：経済産業副大臣

廃炉・汚染水対策現地事務所

④汚染水処理対策委員会

委員長：大西有三関西大学特任教授・京都大学名誉教授

委員：【参考1】

役割：汚染水処理について、これまでの対策を総点検し、問題を根本的に解決する方策や、漏えい事故への対処を検討。

⑤陸側遮水壁タスクフォース

主査：大西有三関西大学特任教授・京都大学名誉教授

委員：【参考2】

役割：陸側遮水壁について、その早期実現等のため、概念設計、施工計画の策定等の評価、進捗管理等を行う。

⑦廃炉・汚染水対策現地調整会議

議長：経済産業副大臣

役割：廃炉・汚染水問題について、現地での情報共有や連携強化等を図る。

⑥地下水・雨水等の挙動等の把握・可視化サブグループ

役割：地下水の流入、降雨の浸透や表面流出、汚染水浄化のための汲み上げをはじめとした人為的な作用の影響など、水の流動に関するあらゆる情報を基に、メカニズム全体を把握し、総合的な検討を行った上で、データの集約、メカニズムの解明と可視化を行う。

◇凍結管の交換性能

- ・凍結管は容易に抜き差しが可能な3重構造(左下図)。
- ・万が一、凍結管に不具合が生じた場合においても、2重管を交換することで使用可能。

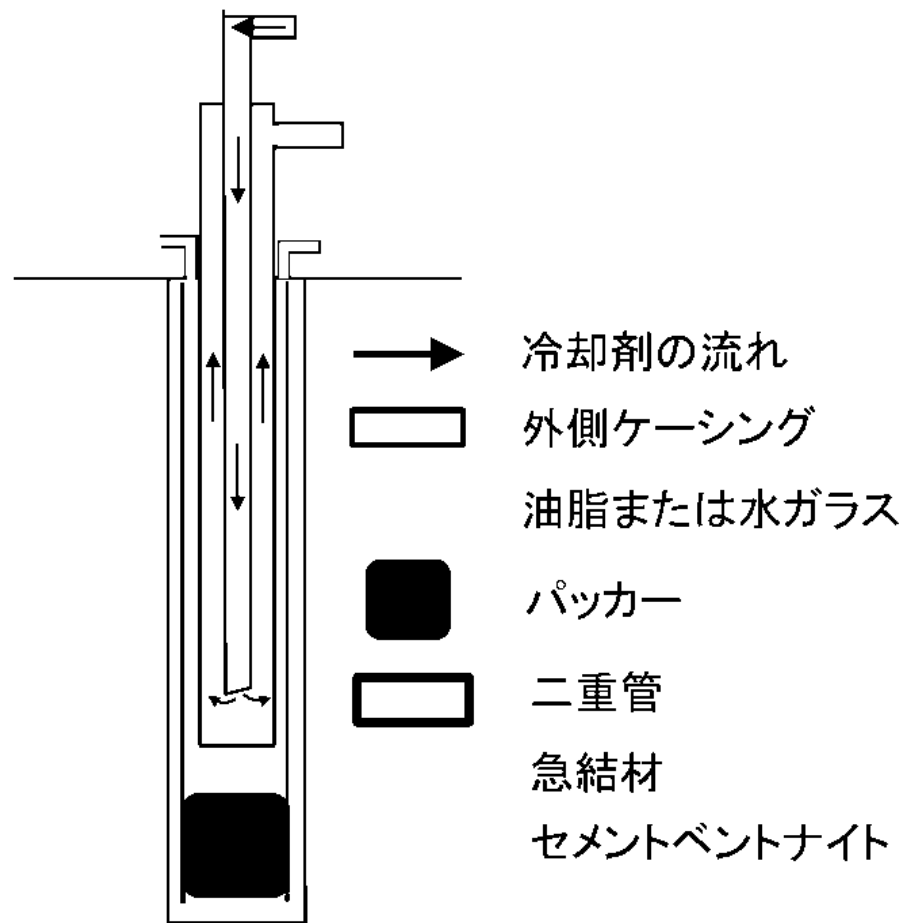
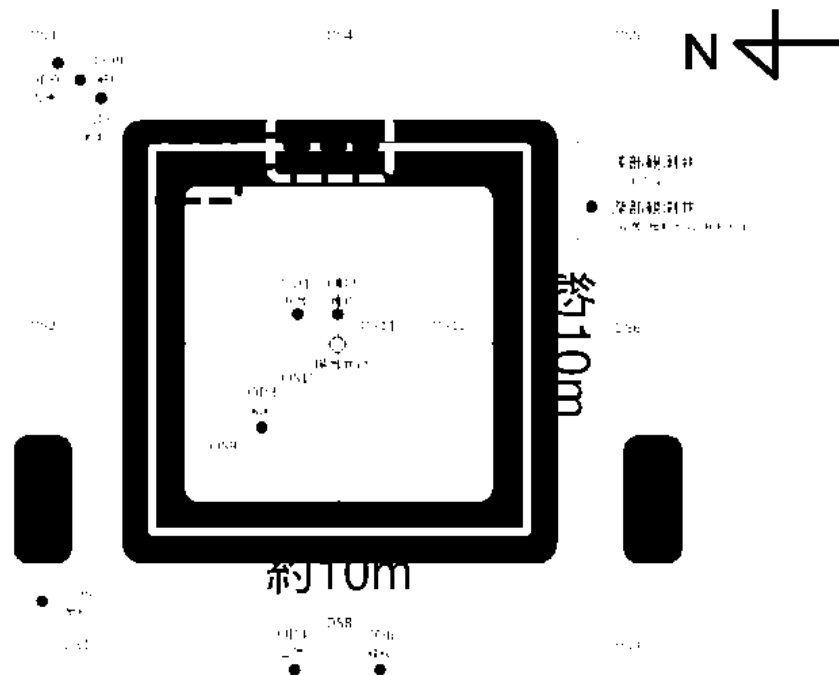


図 凍結管(三重構造)



写真 凍結管交換作業イメージ

小規模凍土壁の凍結状況(1/2)



凍結管と測温管の位置関係
(左平面図緑枠)

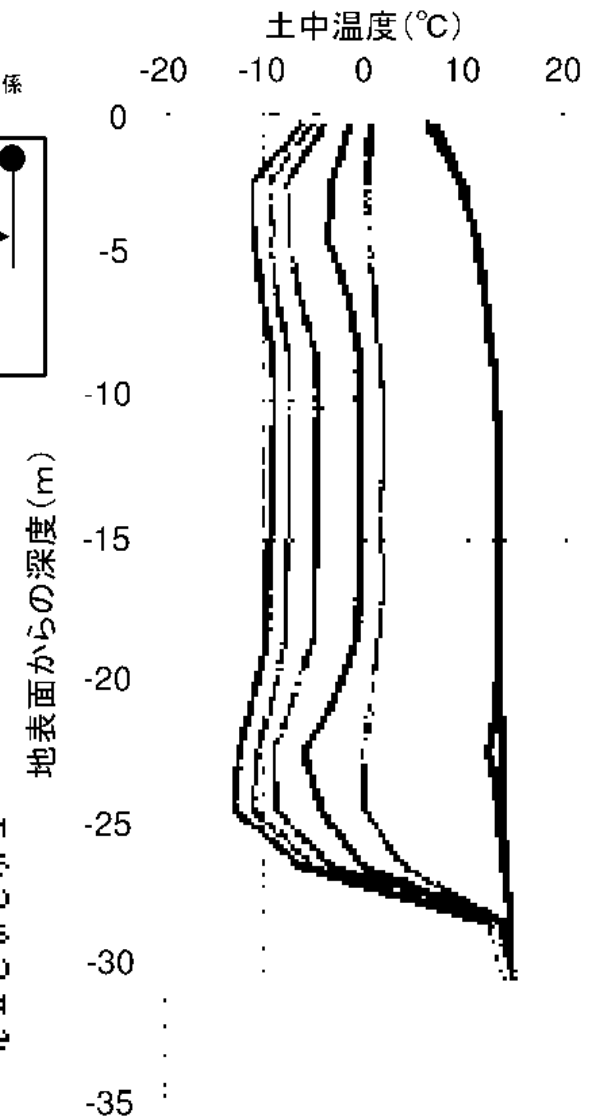
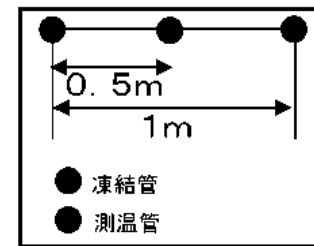


図 凍結管間(約1m)の中心点での温度分布

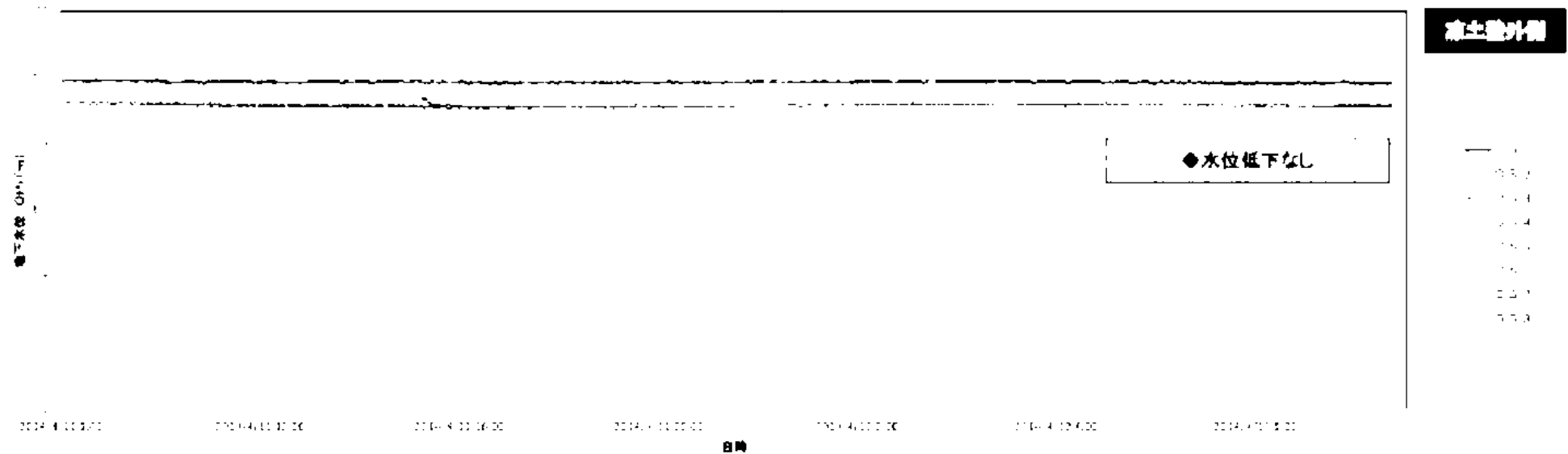
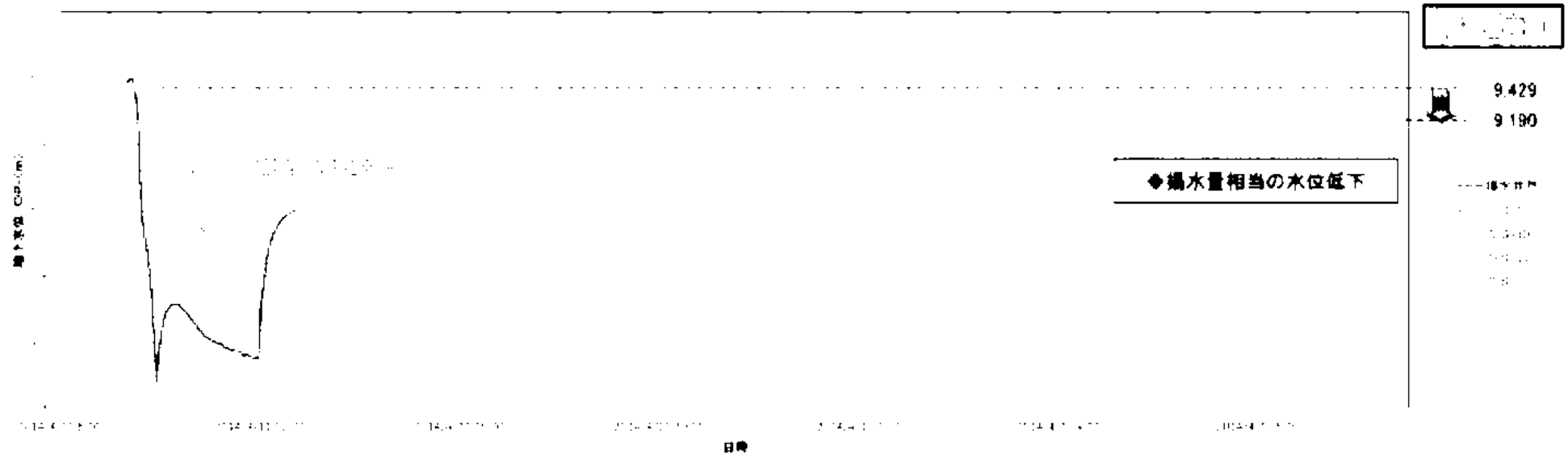
図 小規模凍土壁の平面図
※黄色枠上に約1m間隔で凍結管が配置



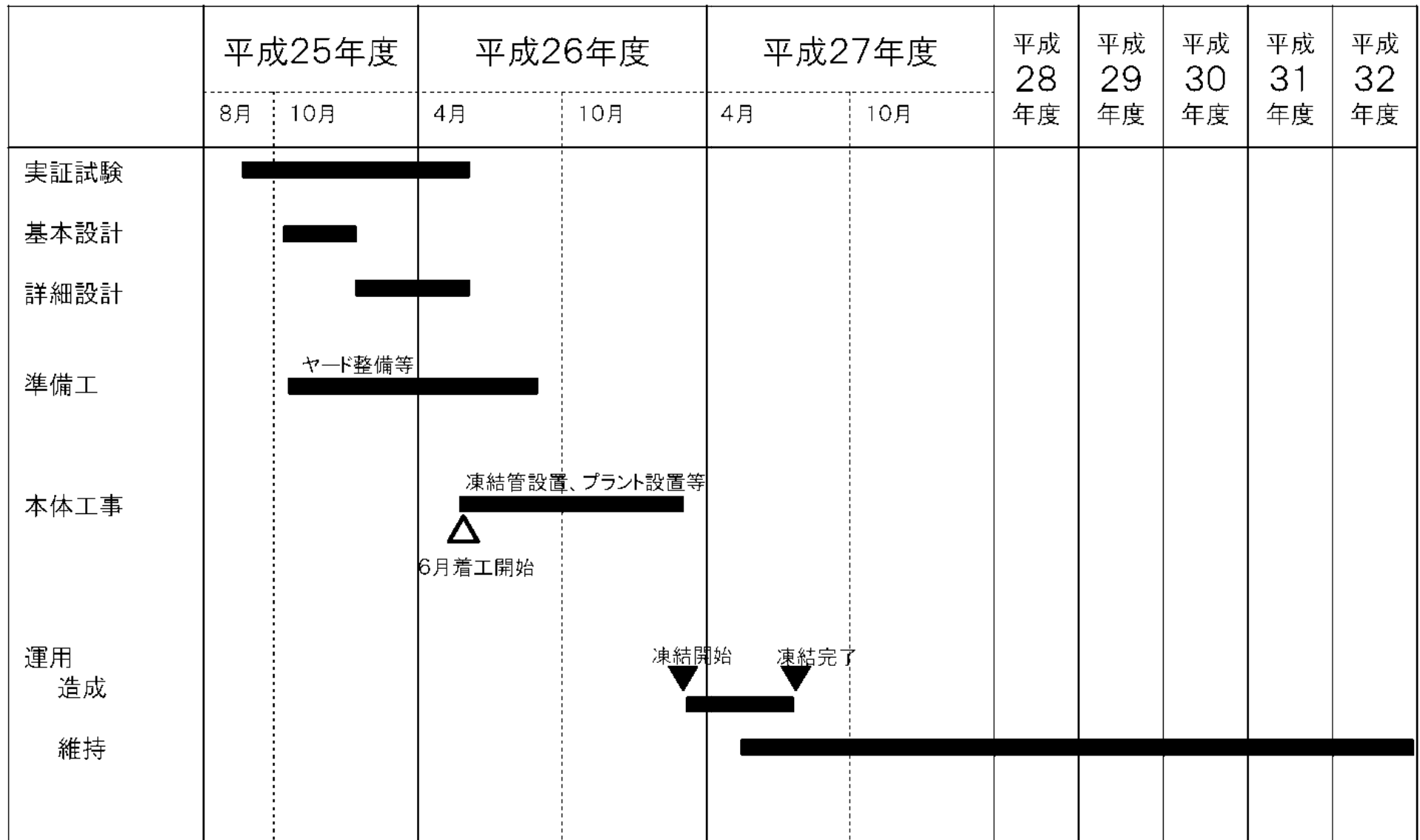
写真 凍結状況(上図、赤枠部分)

小規模凍土壁の凍結状況(2/2)

◇揚水試験結果



全体スケジュール



凍土方式遮水壁の設計について

平成26年4月18日

東京電力株式会社

鹿島建設株式会社



東京電力



※以下、「凍土方式遮水壁」を「凍土壁」と記載

1. 凍土壁造成後の水位管理の基本方針

1. 1 凍土壁の目的

「近づけない対策」

建屋付近に流入する地下水の量を可能な限り抑制する対策

「地下水流入抑制のための重要な要素」

地下水の流入抑制のためには、適切に建屋周辺の地下水位と建屋内の汚染水位（地下滞留水の水位）の差（「水位差」）を管理した上で、水位差を小さくすること及び水位差を維持しつつ地下水位を流入経路となる建屋の貫通部等より下げることが重要な要素である。

注）汚染水処理対策委員会報告書（H25.5.30）から抜粋

1. 2 凍土壁造成後の水位管理の基本方針

凍土壁造成後の建屋内滞留水水位、凍土壁内側の地下水位（建屋周辺）、および凍土壁外側の地下水位（海側）の管理の基本方針は以下のとおり

■水位管理基準

- ・ 建屋内滞留水水位 < 凍土壁内側の地下水位（建屋周辺）
に保ち、建屋内滞留水を漏洩させない
- ・ 凍土壁内側の地下水位 < 凍土壁外側の地下水位（海側）
に保ち、万が一、凍土壁の海側が損傷した場合の
「凍土壁内側の地下水位」の低下を防止する

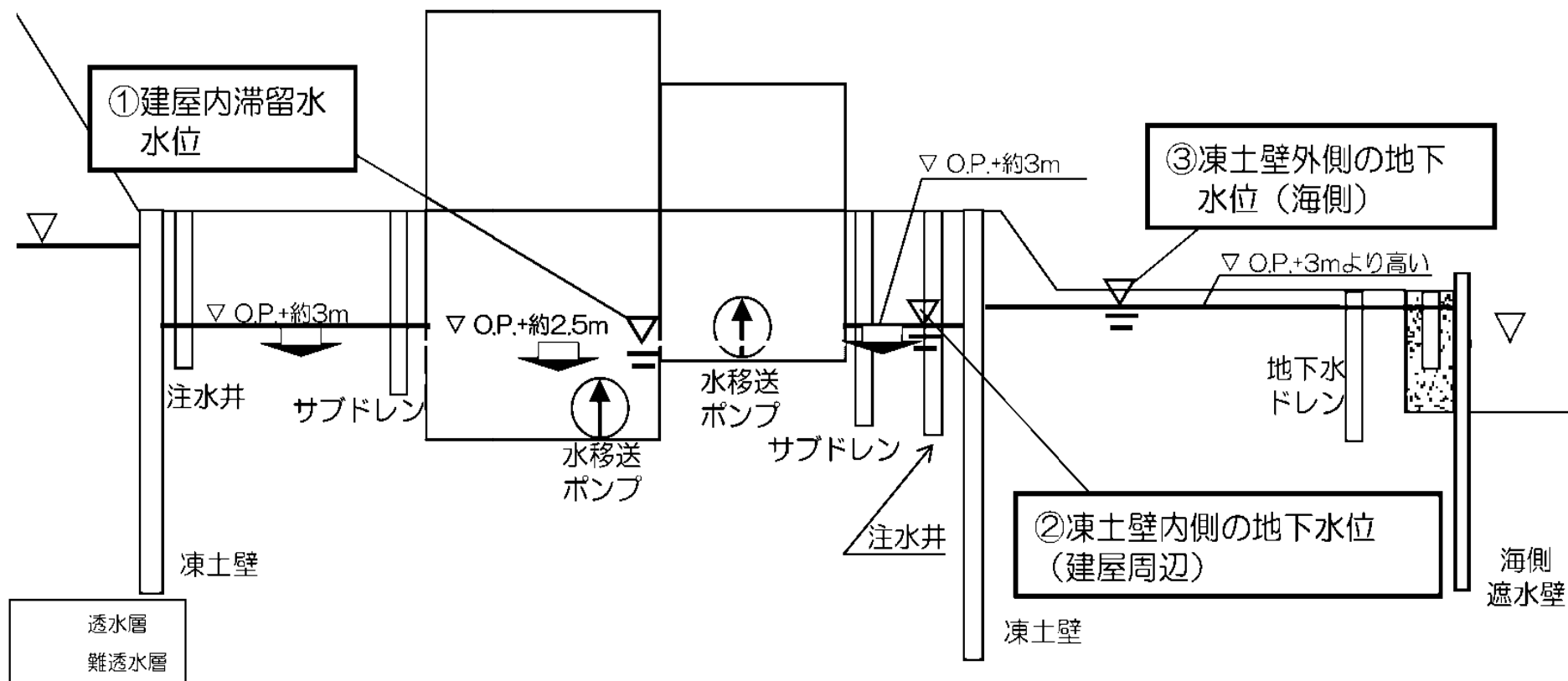
■各水位の管理方法

建屋内滞留水水位	建屋内滞留水移送ポンプによる移送（現状どおり）
凍土壁内側の地下水位	注水井への注水 サブドレンによる地下水の汲み上げ （凍土壁造成により、地下水位は自然に低下）
凍土壁外の地下水位（海側）	海側遮水壁内に設置する地下水ドレンによる汲み上げ

1. 3 水位管理イメージ

水位管理基準

- | | | |
|----------------|---|-----------------------|
| 建屋内滞留水水位 (①) | < | 凍土壁内側の地下水位 (建屋周辺) (②) |
| 凍土壁内側の地下水位 (②) | < | 凍土壁外の地下水位 (海側) (③) |



万が一、海側の凍土壁が抜けてしまった場合でも、凍土壁内側の地下水位は外側（海側）より低い
ため、地下水は凍土壁の外側から内側に流入することから、建屋周りの地下水位が低下して建屋内
滞留水が漏えいすることはない

1. 4 “建屋－地下水” 水位差の考え方について（1/2）

凍土壁造成後の“建屋－地下水”水位差を想定するに当たって、過去の運用実績について整理した。

■過去の運用実績

- 現状、地下水位（海側）がO.P.+3.2～6m程度であるのに対し、建屋水位は滞留水移送ポンプ稼動により、O.P.+2.6～3.5m程度で制御・管理し、建屋水位が地下水位を上回らないことを確認している。
- 建屋水位と地下水位の水位差は最低でも0.5m程度以上は確保している。
- 現状、降雨時の水位上昇量は、建屋水位と比較して、地下水位の方が大きい。
なお、昨年10月の台風による2度の大量降雨時においても同様の状況であった。
- 設置済の建屋滞留水移送ポンプについては、降雨時も含め1台以上の予備機を有している。

1. 4 “建屋—地下水” 水位差の考え方について (2/2)

■ 凍土壁造成後については、下記の点で、建屋水位と地下水位の制御性が向上する。

【建屋水位】

- 現状、タービン建屋のみ設置済みの建屋滞留水移送ポンプを、原子炉建屋 等にも増設。
- 凍土壁の遮水効果により、遮水壁内への山側からの地下水の流入が抑制されるため、凍土壁造成後、数ヶ月～1年で凍土壁内側の山側地下水位が低下するため、建屋への地下水流入が低減する。
- また、その後の建屋および地下水位の低下により、地下水位以下の建屋貫通箇所が減少することから、建屋への地下水流入はさらに低減する。

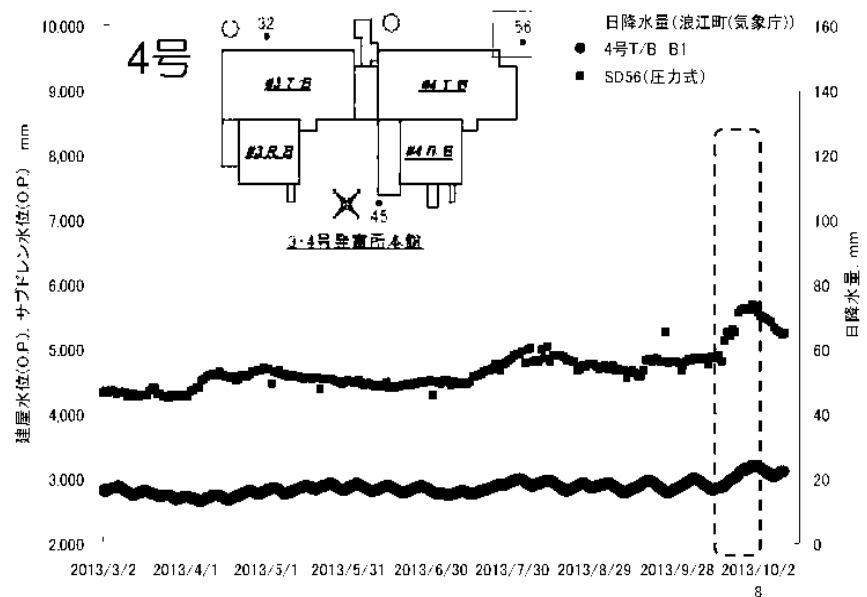
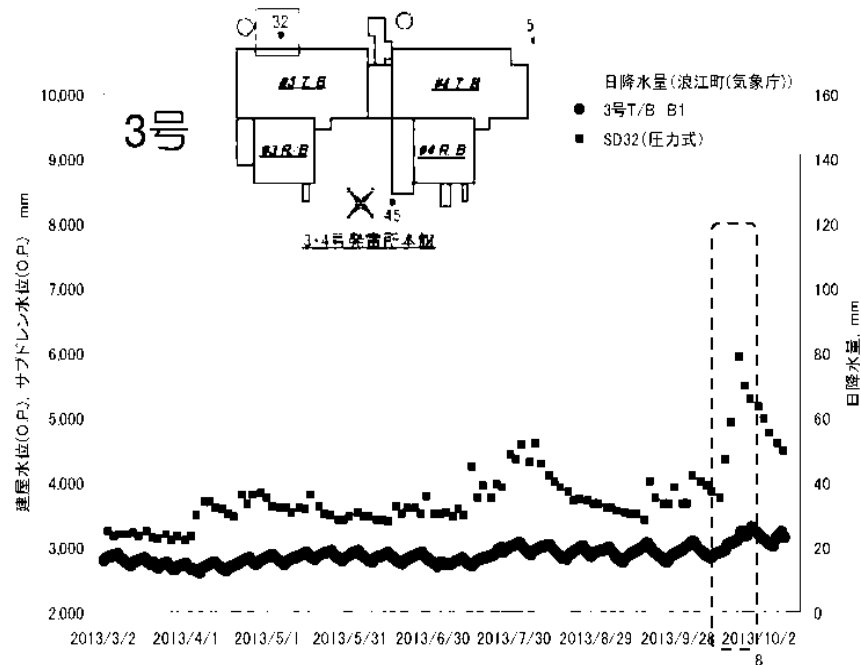
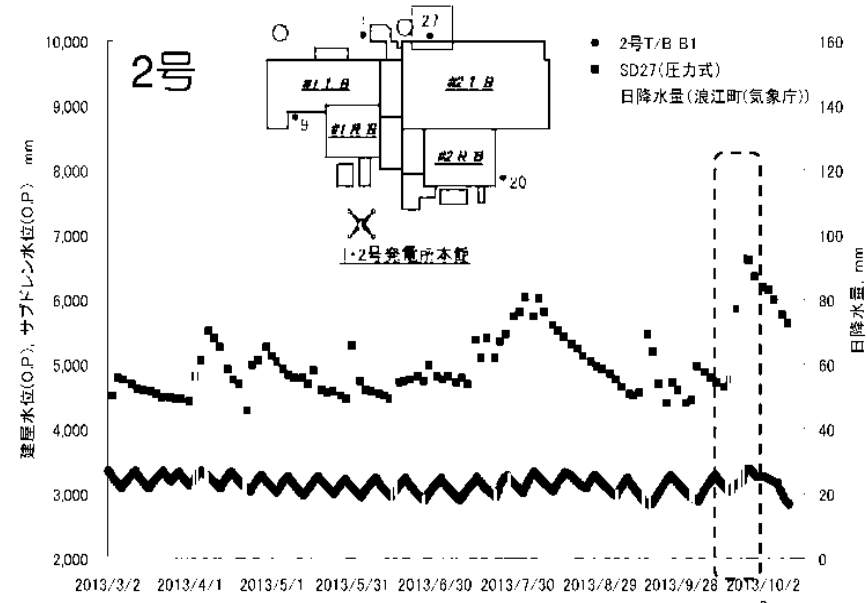
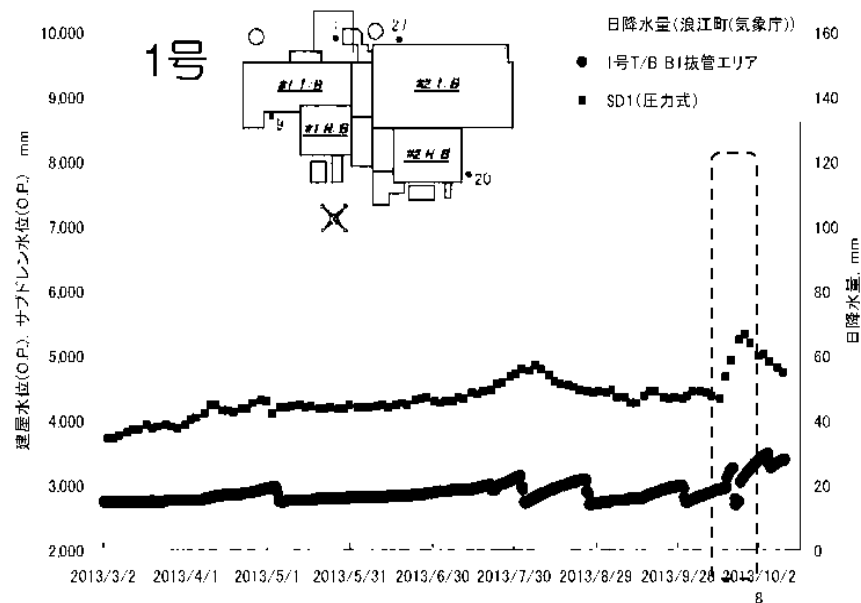
【地下水位】

- 凍土壁の遮水効果により、遮水壁内への山側からの地下水の流入が抑制されるため、降雨による水位変動が小さくなる。
- サブドレンによる汲上げ、注水井からの注水により、地下水位を一定の範囲で制御できる。（但し、注水井からの注水による水位上昇は緩慢である。）



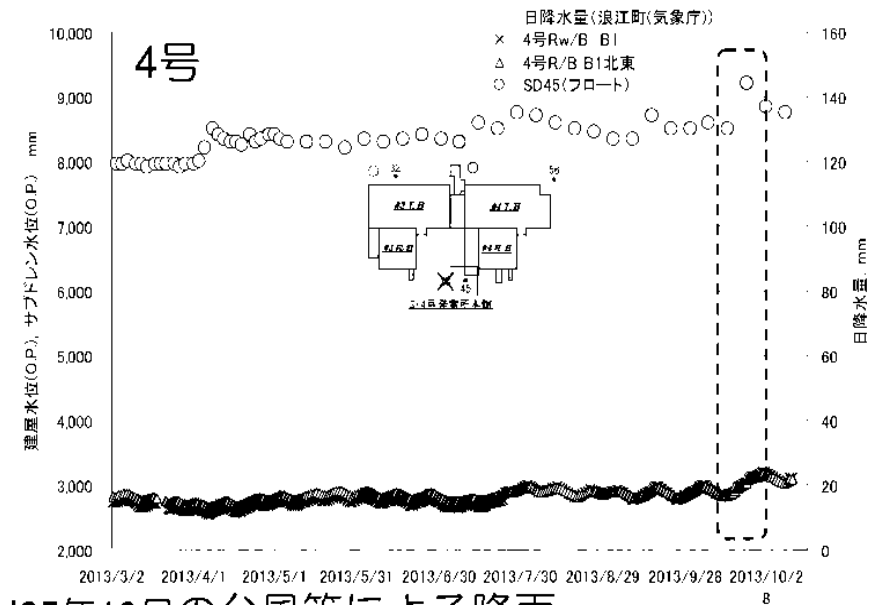
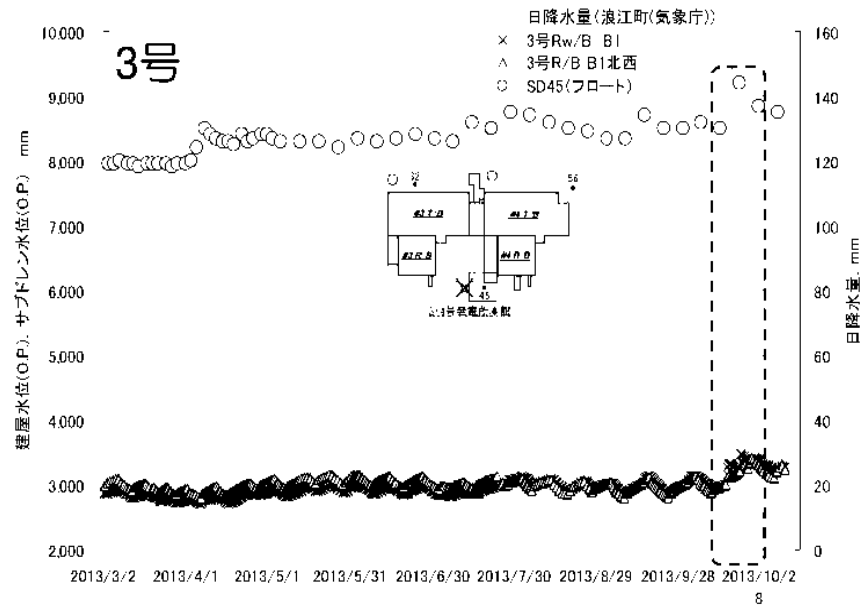
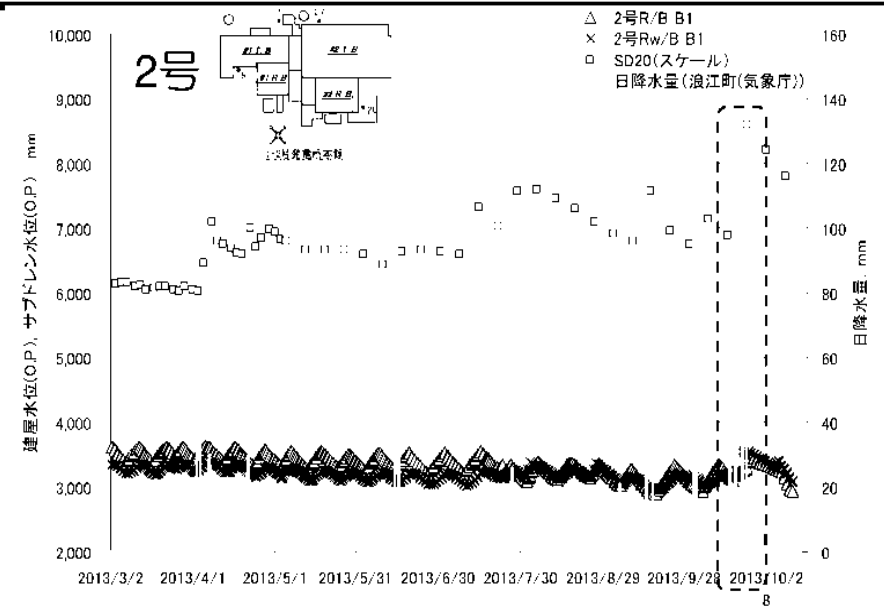
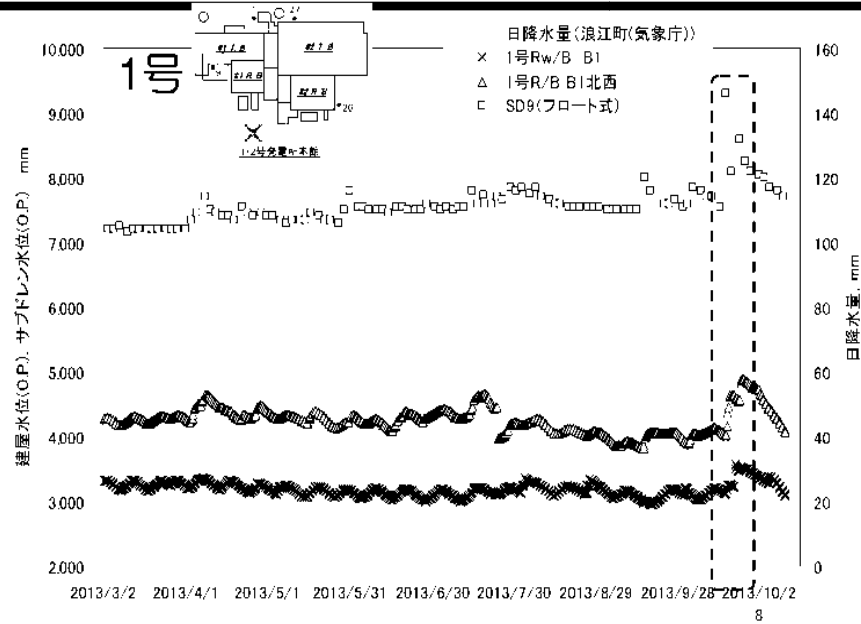
「建屋内滞留水水位と凍土壁内側の地下水位」の水位差については、降雨を踏まえた余裕分、建屋内滞留水移送ポンプ稼働の運用幅、計器誤差を考慮して0.5m程度と想定する。

【参考；前回資料再掲】タービン建屋の水位の余裕について（実績）



〔 〕: H25年10月の台風等による降雨

【参考；前回資料再掲】 原子炉建屋、廃棄物処理建屋の水位の余裕について（実績）



〔 〕: H25年10月の台風等による降雨

2. 注水設備の性能評価

2. 1 注水設備の目的

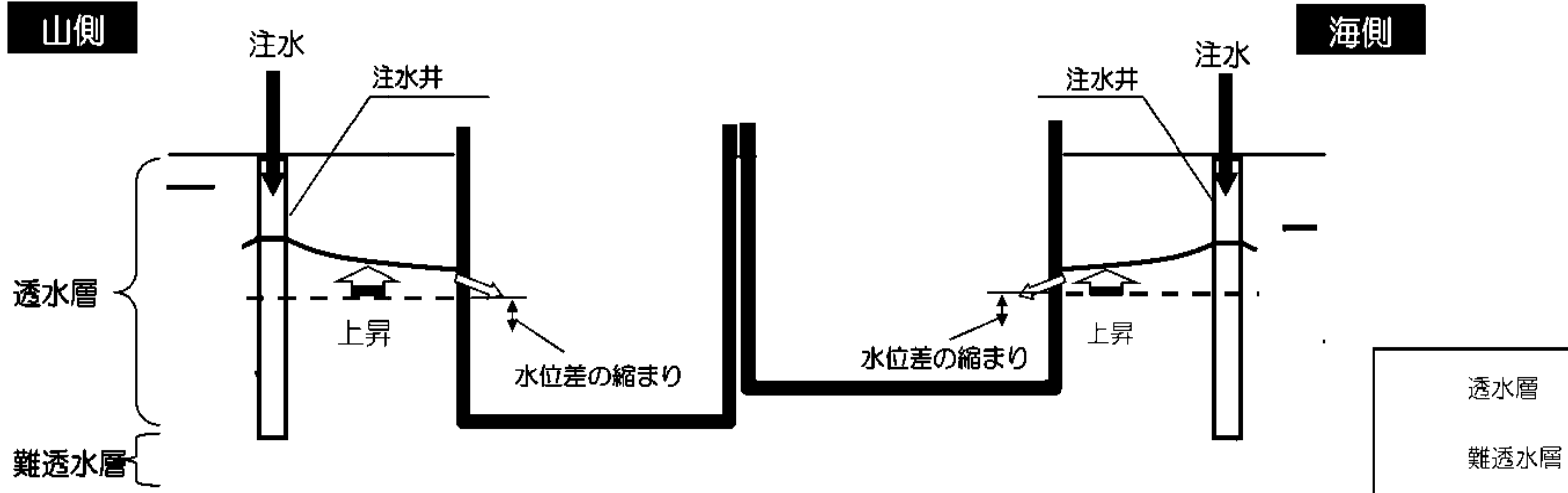
【注水設備の目的】

建屋内滞留水の水位が一定水位を保つ期間において、地下水位が建屋内滞留水の水位に近づいてきた場合、建屋内滞留水の移送に加え、注水井へ水を入れることで地下水位を維持する。なお、注水による地下水位の上昇は緩やかであるため、緊急的な利用には不向きである。

設計項目

- ・ 注水井の数量・配置
- ・ 1 孔あたりの注水量
- ・ 注水開始時期

解析を用いて設計完了



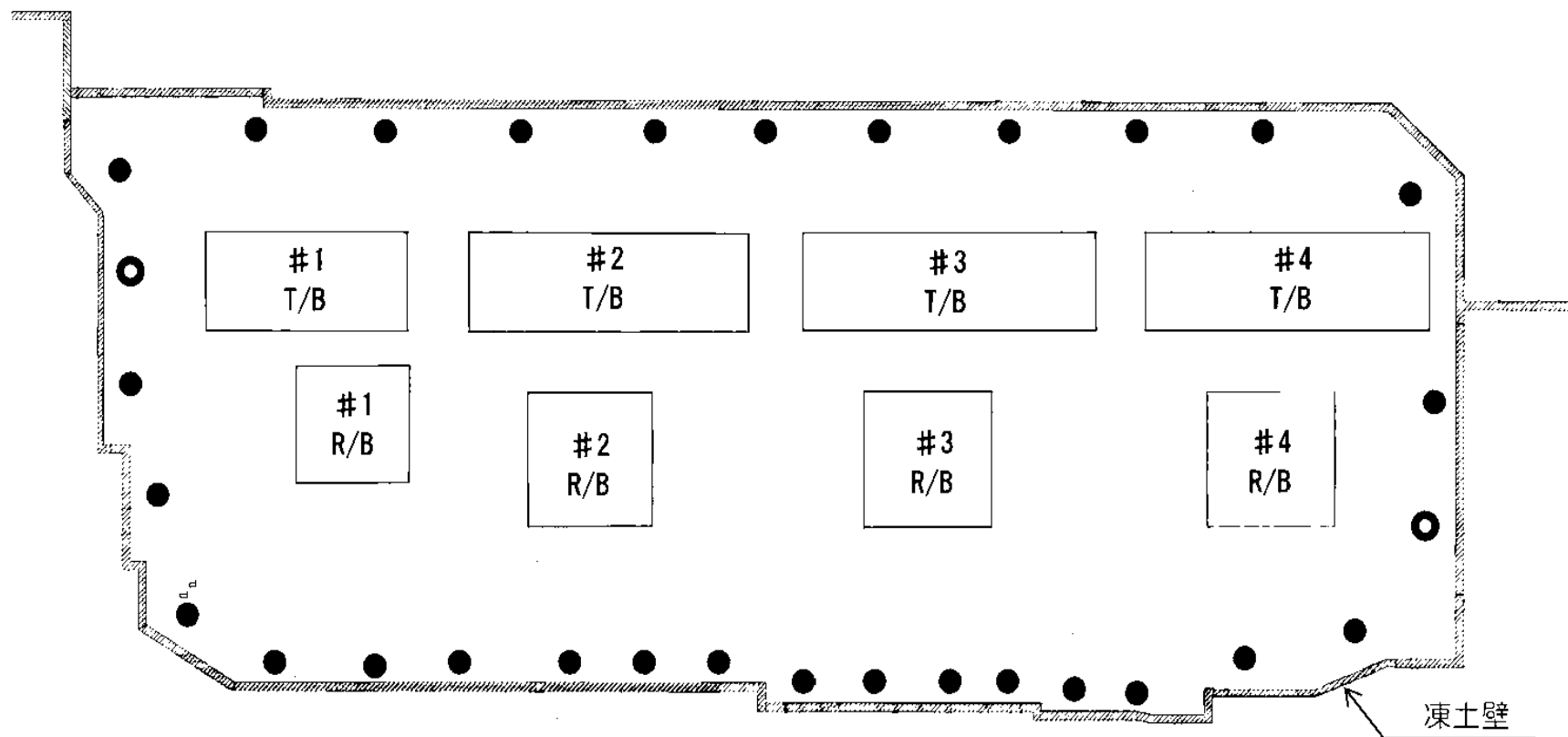
東京電力

in 鹿島

凍土壁

凍土壁

2. 2 注水井の数量・配置 -注水井の配置案-



- 注水井の分担面積や施工性を考慮し上記のとおり31孔を配置

(現場の状況等により変更の場合あり)

- 基本設計においては、「仮設構造物の設計と施工」(土木学会)等におけるディープウェル(揚水井)の標準配置間隔に関する記載等を参考に、井戸は通常、揚水量より注水量が少ないことを考慮して、50孔配置としていた。しかし、現地地盤において実施した注水試験(実証試験)により、1孔当りの注水量が想定よりも大きいことを確認し再設計を行った結果、上記の31孔配置とした。

注水井

- 新設：29孔
- サブドレン活用 2孔
- 合計 31孔

2. 3 解析による注水設備の性能評価－解析条件－

■ 解析目的

配置した注水井からの注水による水位低下時の水位差維持効果の確認

■ 解析手法

準3次元浸透流解析プログラム（GWAP）による
非定常浸透流解析

■ 解析条件

- モデル化領域：凍土壁内側（右図参照）
〔遮水壁内外への水移動は無いと仮定〕
- 建屋モデル化部分：1～4号のタービン建屋
・ 原子炉建屋・廃棄物処理建屋
- 降雨浸透：無し（0 mm/日）
- 深部岩盤からの湧き上がり：無し（0 m³/日）
- 初期水位：O.P.+3.5m
- 水位低下スケジュール：仮定（ページ）
- 注水量：

ケース	注水総量 (m ³ /日)	井への注水量 (L/min/本)
1	40	0.9
2	80	1.8

- シミュレーション計算時間：70ヶ月

■ 物性値（透水係数・有効間隙率）

	透水係数(cm/s)	有効間隙率
建屋外地盤	3.0×10 ⁻³ ※1	0.16※3
建屋外壁	1.0×10 ⁻⁵ ※2	—

※1：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて報告）における“中粒砂岩”の透水係数および実証試験結果より設定（次頁参照）。

※2：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて報告）における建屋内流入量に基づき感度解析を行って同定した。

※3：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて報告）における地下水位低下速度に基づき、感度解析を行って同定した。

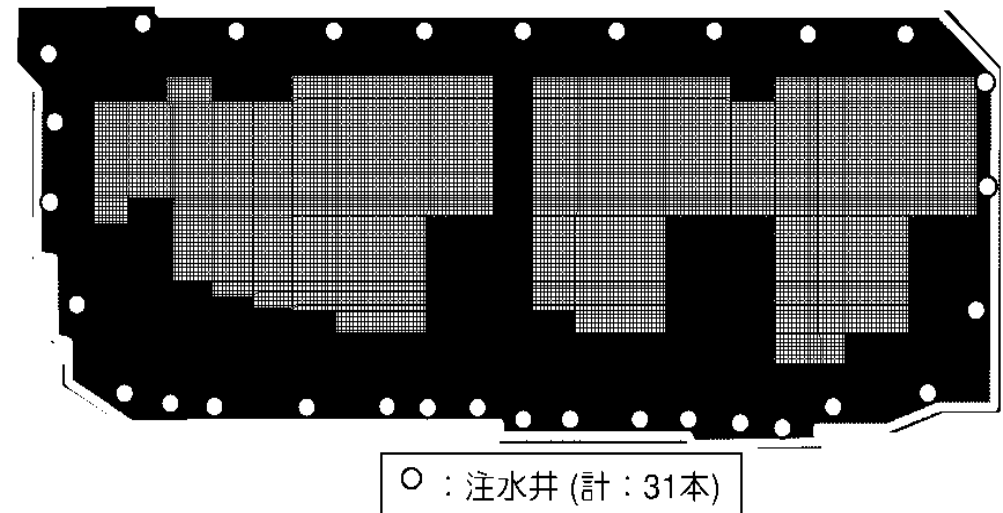
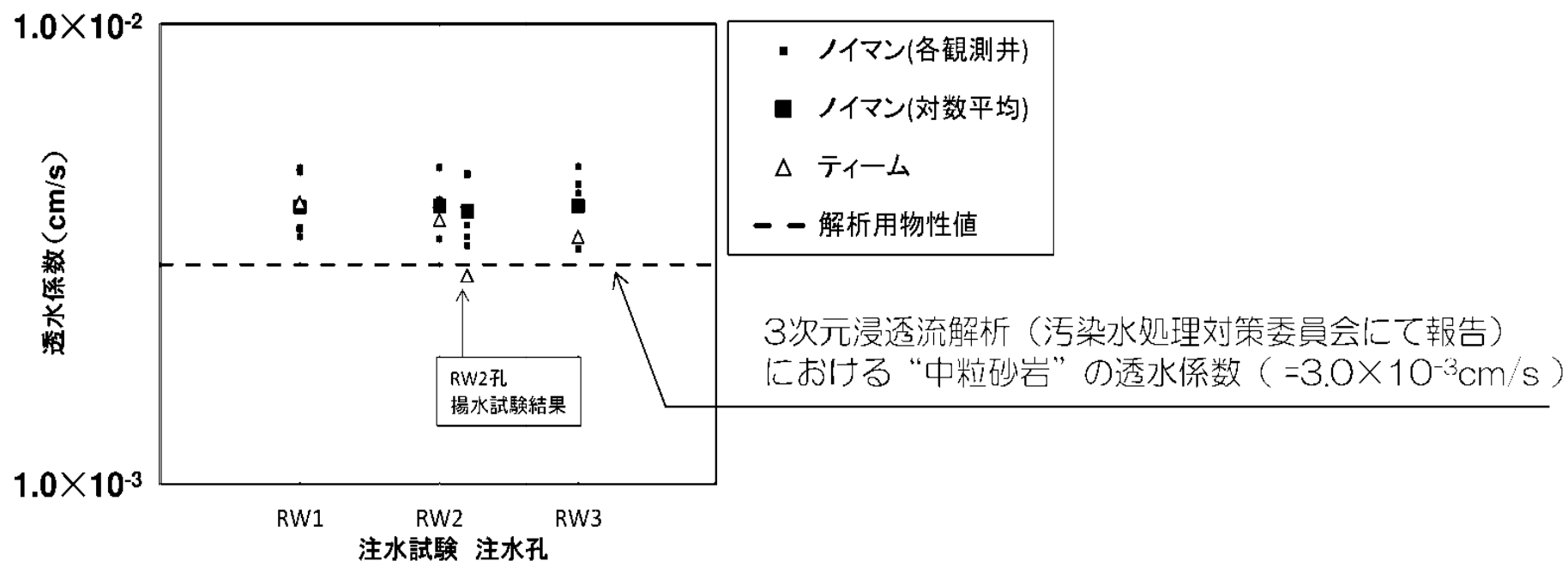


図 注水井配置および解析モデル

(参考) 実証試験結果により得られた透水係数

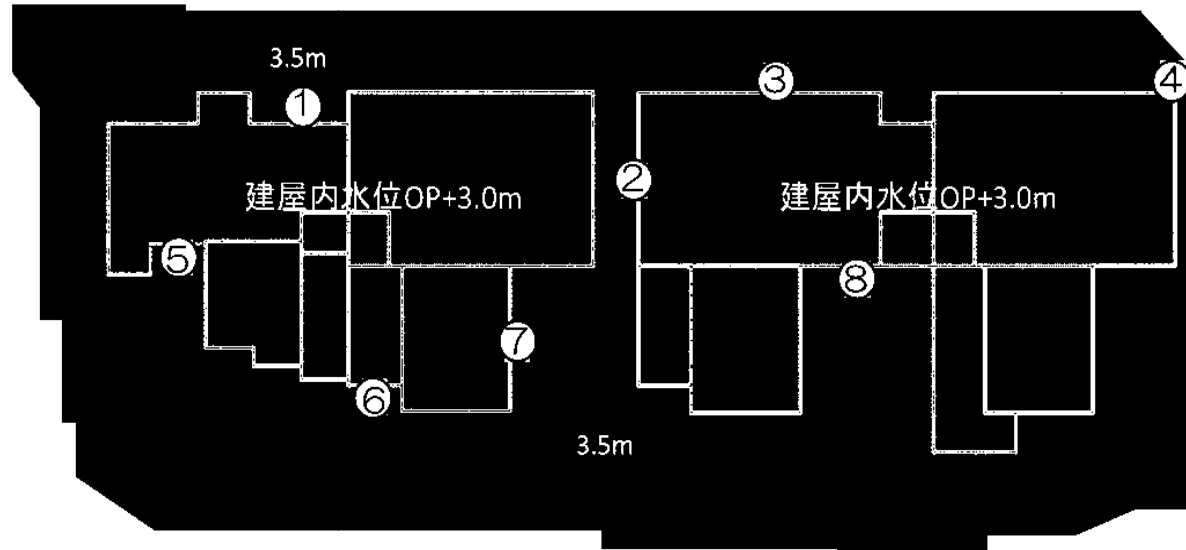
試験名		透水係数 (cm/s)	
種別	注水孔	ノイマン法 (非定常解析法) 〔対数平均〕	ティーム法 (定常解析法)
揚水試験	RW2	3.9×10^{-3}	2.8×10^{-3}
注水試験	RW1	4.0×10^{-3}	4.1×10^{-3}
	RW2	4.0×10^{-3}	3.8×10^{-3}
	RW3	4.0×10^{-3}	3.4×10^{-3}
対数平均		4.0×10^{-3}	3.5×10^{-3}

実証試験で得られた透水係数は、これまでの解析で用いていた数値と同程度であることを確認

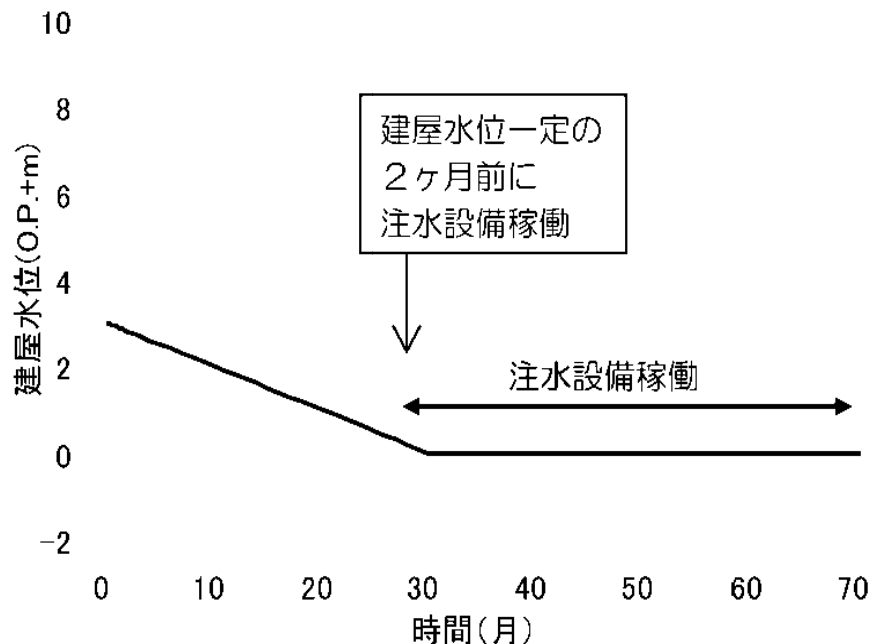


2. 3 解析による注水設備の性能評価 -初期水位設定と建屋内の水位低下スケジュール-

■ 凍土壁内側の初期水位

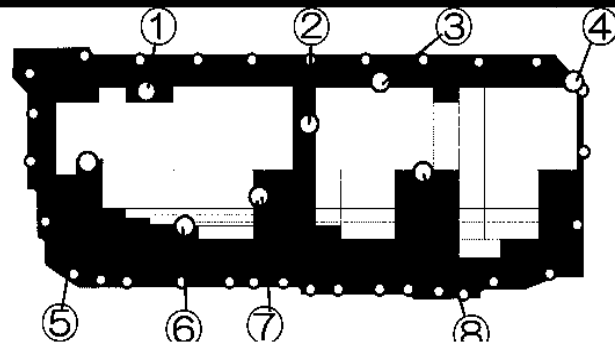


■ 建屋水位低下スケジュール（仮定）

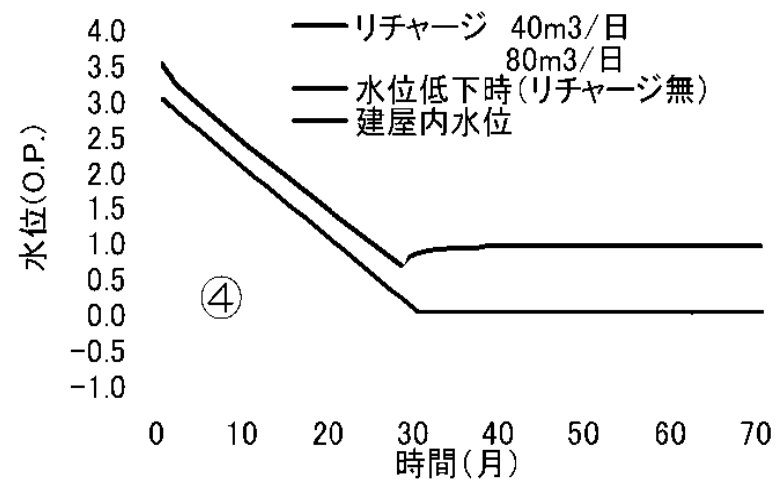
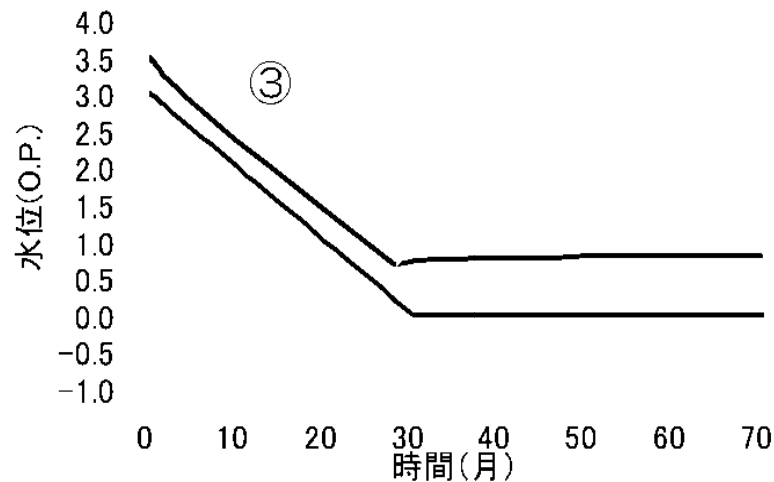
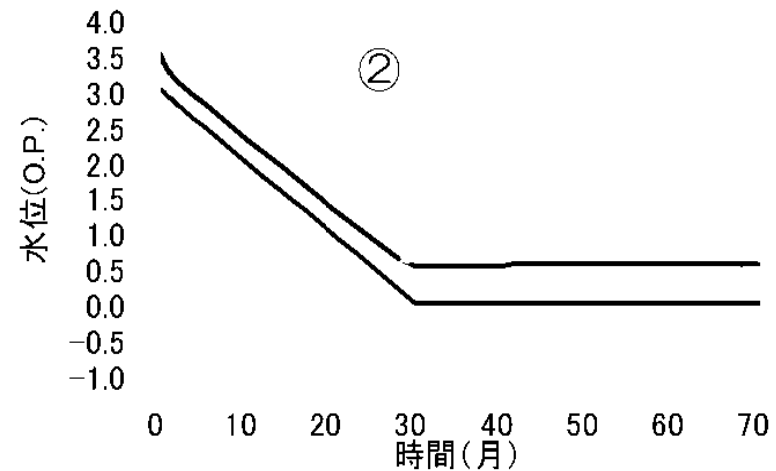
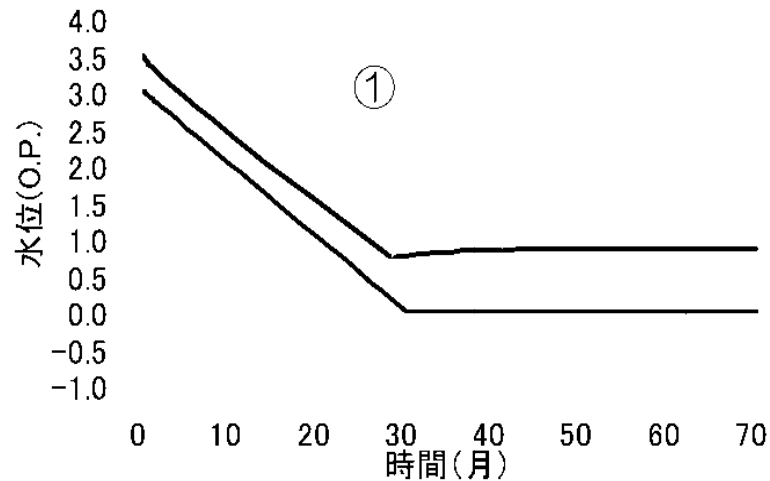


- ・ 凍土壁造成後の建屋内水位の低下計画は、時期ならびに期間が確定されていないため、一定速度で水位低下するものと仮定
- ・ 一方、建屋内止水工事など長期に亘り、地下水位を一定に保つことを想定
- ・ 注水設備の稼働時期は解析結果（第19回監視・評価検討会にて報告済）を踏まえ、2ヶ月間前に設定

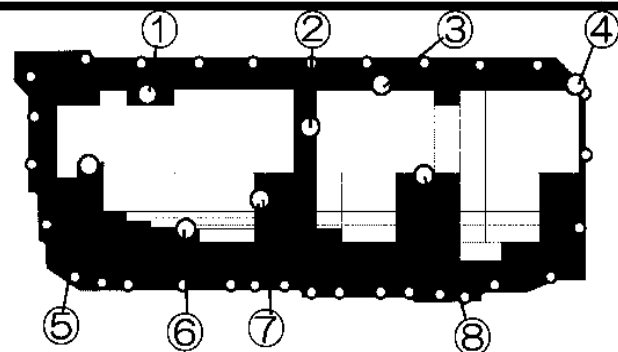
2. 3 解析による注水設備の性能評価 –建屋周辺地下水位維持効果1/3–



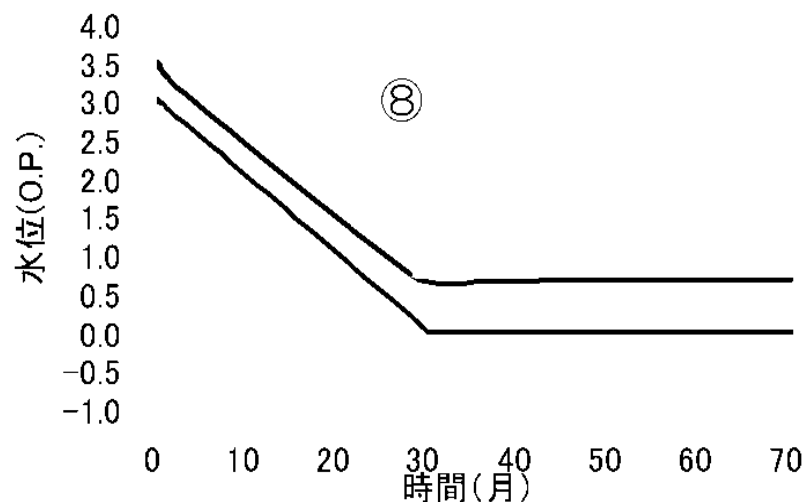
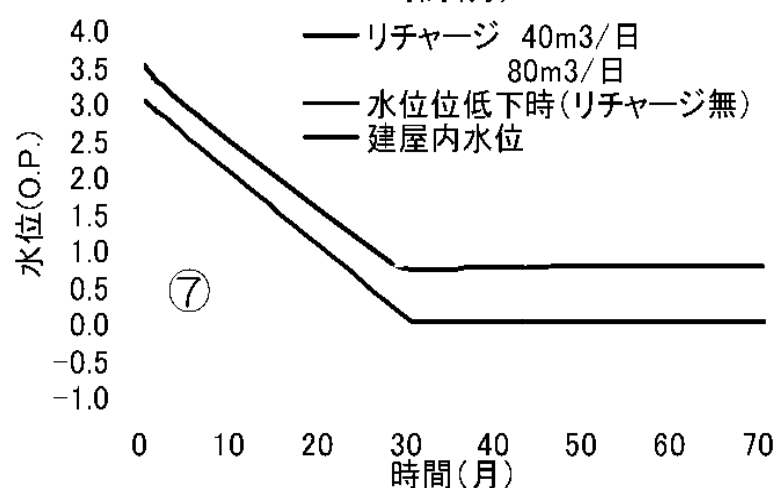
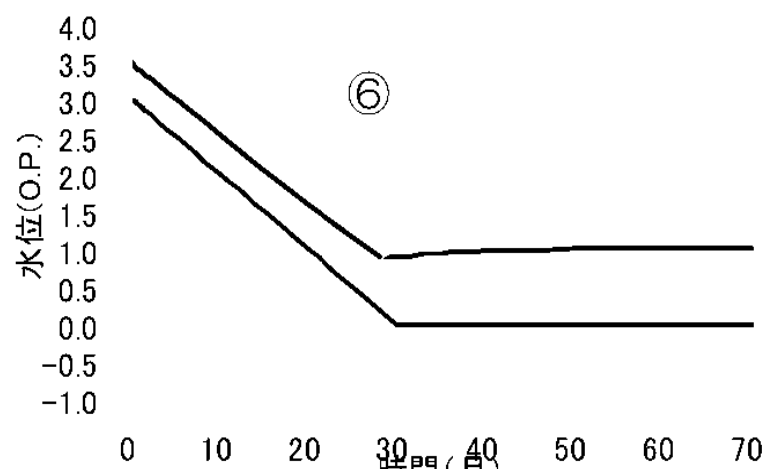
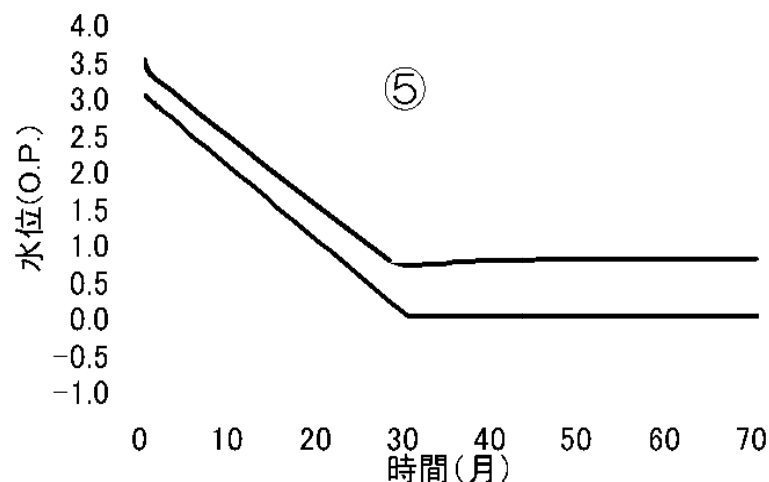
ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺水位	サブドレン	注水量 (L/min/本)	注水量 (m ³ /日)	降雨浸透 mm/日
1	O.P. +3 m ⇒0 m	O.P. +3.5m	非稼働	0.9	40	0
2	(0⇒30ヶ月)			1.8	80	



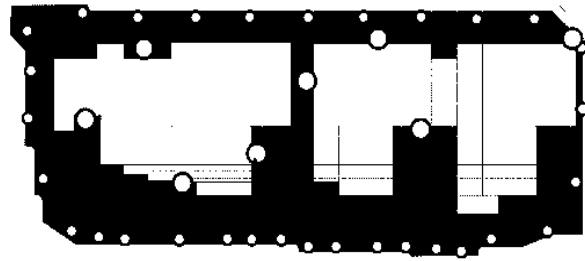
2. 3 解析による注水設備の性能評価 –建屋周辺地下水位維持効果2/3–



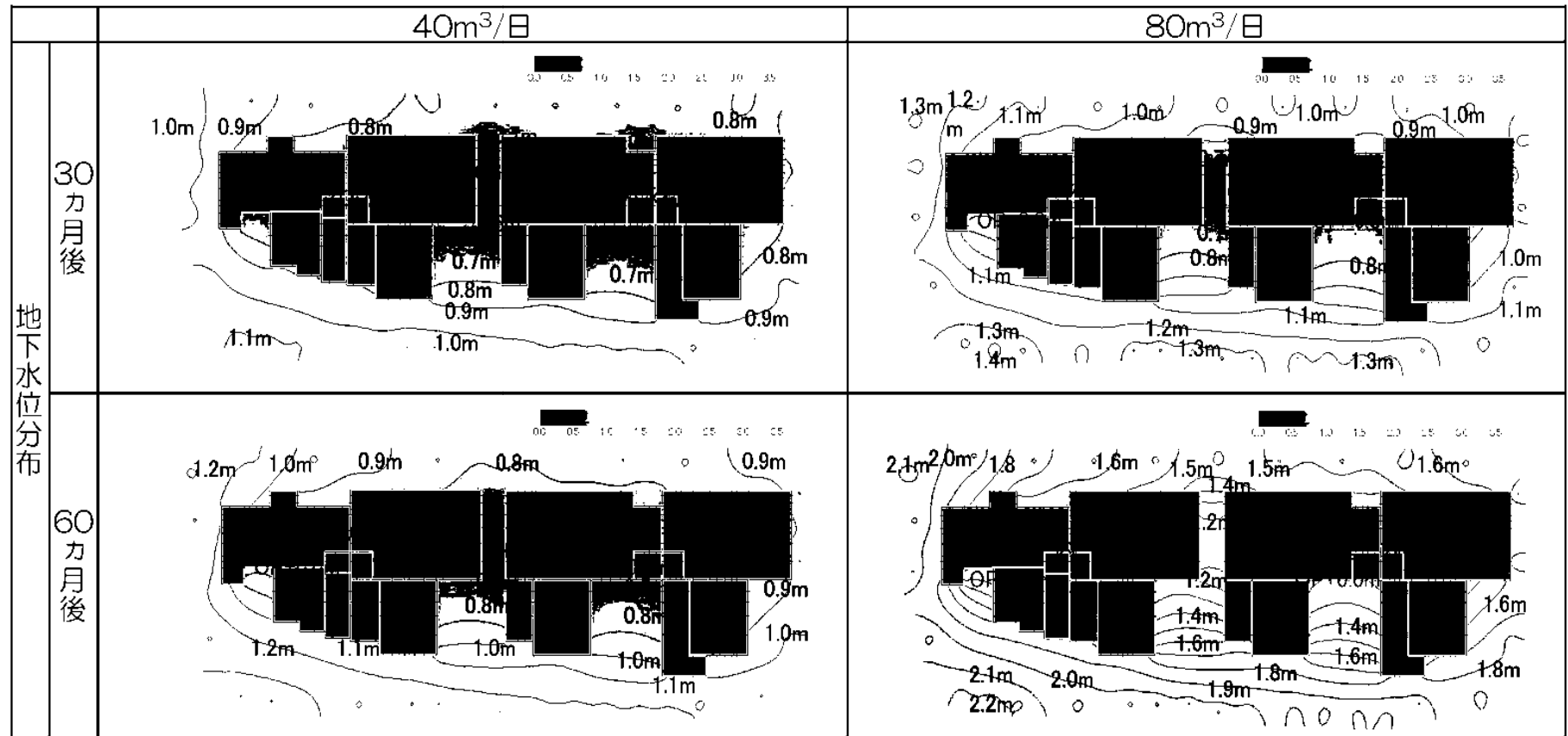
31孔の注水井配置に対し、水位低下時において $40\text{m}^3/\text{日}$ 、 $80\text{m}^3/\text{日}$ （1本の場合 0.9 、 $1.8\text{L}/\text{min}/\text{本}$ ）程度の注水により、建屋周辺地下水位を建屋内滞留水水位に対して平均的にそれぞれ約 $0.5\sim 1\text{m}$ 、 $1\sim 1.5\text{m}$ 程度高く維持することができる



2. 3 解析による注水設備の性能評価 –建屋周辺地下水位維持効果3/3–



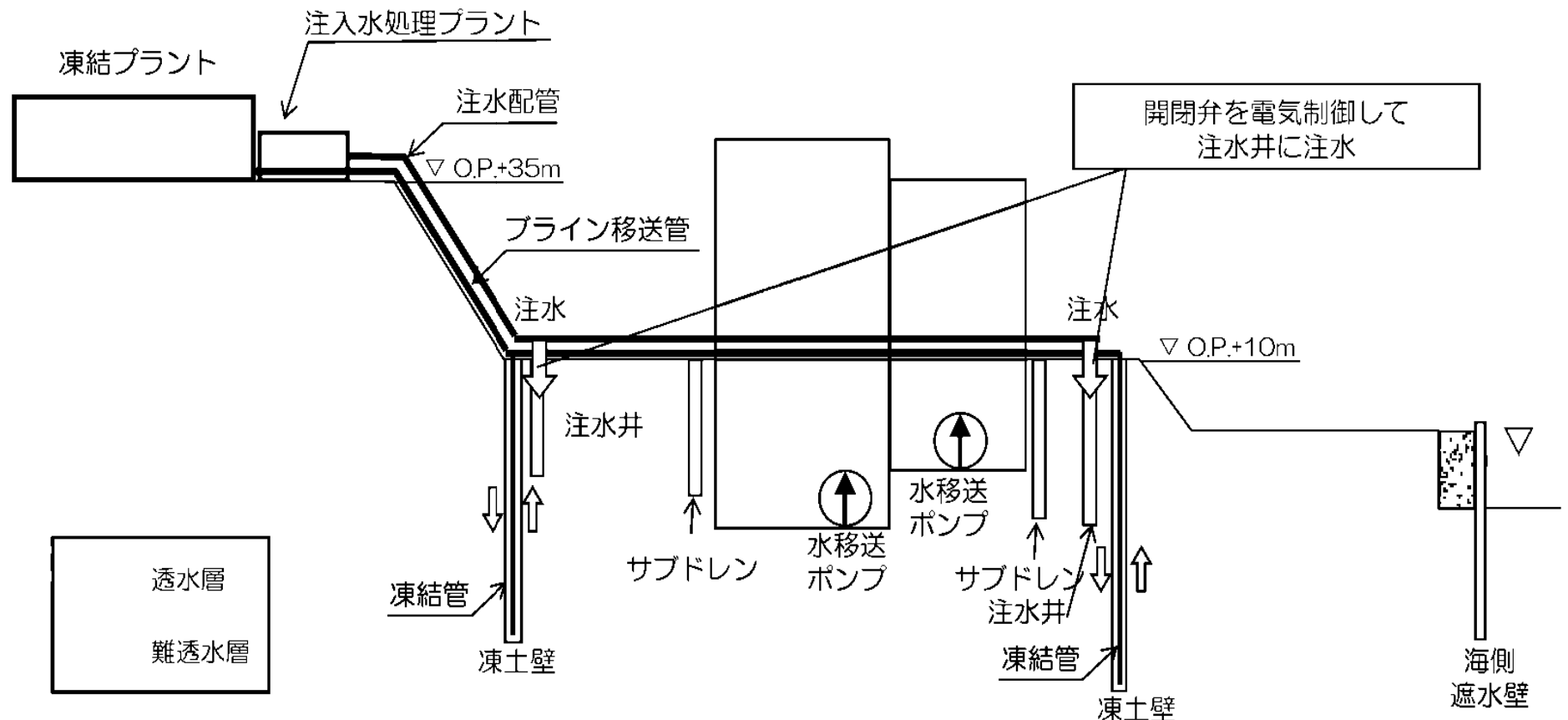
ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺水位	サブドレン	注水量 (L/分/本)	注水量 (m ³ /日)	降雨浸透 mm/日
1	O.P. +3 m ⇒0 m	O.P. +3.5 m	非稼働	0.9	40	0
2	(0⇒30ヶ月)			1.8	80	



建屋水位に対して高い状態に水位維持出来ている

【参考】 凍土壁関連設備のイメージ

- 凍結プラントにて冷却した冷媒※（ブライン）をブライン移送管で圧送し、凍結管内を循環させる。 ※冷媒（ブライン）には、塩化カルシウム水溶液を使用予定
- 35m盤に貯留した水を、注水配管で自然流下・移送し建屋周辺の地盤に注水できる井戸および配管を設置する。



凍土方式遮水壁による汚染水対策に関する東京電力(株)への質問事項

平成26年4月25日

原子力規制庁

1. 共通事項

- (1) 凍土方式遮水壁によって建屋への地下水流入量がどの程度抑制されるのか、その予測値を根拠となるデータとともに示すこと。その際、各々の対策の効果について、いくつかの想定をおいた感度分析を行うこと。(リチャージによる流入分(増加分)も考慮すること。)
- (2) 凍土方式遮水壁によらず、建屋周辺にあるサブドレンの稼働のみによっても同様に地下水水位を下げることは可能なのではないか。
- (3) 地盤沈下(不等沈下を含む。)が起きる可能性など、建屋の支持基盤等への影響をどのように評価したか、根拠となるデータとともに示すこと。

2. 水位管理

- (1) 以下の水位計測について具体的な方策(計測頻度、計測ポイント、精度等)を示し、それが水位の常時監視(局所的な水位変動に対する監視を含む。)を行う上で十分であることを示すこと。【審査の視点1: ①、3: ①/②】
 - a) 建屋内の汚染水の水位
(雨水の流入、汚染水の移送停止等による局所的な水位上昇も含む。)
 - b) 建屋周辺の地下水の水位
 - c) 凍土方式遮水壁と海側遮水壁間の地下水の水位
- (2) 以下の水位制御について、設備の構成・容量、方法(局所的な水位変動に対する制御を含む。)、水位制御の範囲(平面的な広がりを含む。)、水位制御の能力(制御しうる水位変化量等を含む。)、時間応答性(特に、凍土方式遮水壁内側の31孔の注水井による注水と汲み上げによる地下水位制御性)、設備の運用・管理体制及び水位制御を可能とする技術的根拠(シミュレーション又は実証試験)を示すこと。なお、現在実測されている建屋毎の汚染水の水位差や地下水の水位差を前提として示すこと。【審査の視点1: ③】
 - a) 建屋内の汚染水の水位
(雨水の流入、汚染水の移送停止等による局所的な水位上昇も含む。)
 - b) 建屋周辺の地下水の水位
 - c) 凍土方式遮水壁と海側遮水壁間の地下水の水位

- (3) 上記を踏まえ、建屋内の汚染水の水位は、建屋周辺の地下水の水位より低くすること及び建屋周辺の地下水の水位は、凍上方式遮水壁と海側遮水壁間の地下水の水位より低くすることについて、i) どの程度の水位差を設定し、ii) 降雨等の外的要因や機器の故障等の内的要因による水位変動をどの程度想定し、iii) それらの変動に対してどの程度の裕度を維持し制御できるのか、それぞれの値を根拠となるデータとともに示すこと。【審査の視点1. ③】
- (4) 山側の凍上方式遮水壁において、地下水の越流に関する評価・検討結果を根拠となるデータとともに示すこと。

3. 運用

- (1) 凍上方式遮水壁、海側遮水壁、地下水ドレン（地下水の汲み上げ）、サブドレン（地下水の汲み上げ）、リチャージ（地下への注水）、建屋内汚染水及びフエージングを組み合わせた運用方策について、その運用開始時期を踏まえ、経時的に示すこと（それぞれの設備でどの順に運用を開始し、その間の水位管理を具体的にどう担保するのか。）。その際、安全確保上不可欠な設備は何があるのか。
- (2) 地下水ドレン及びサブドレンにより汲み上げた地下水の処理方法、処理済水の扱いを具体的に示すこと。【審査の視点1. ⑥】
- (3) 建屋周辺の地下水に含まれる放射性物質の計測について具体的な方策（計測頻度、サンプリングポイント等）を示し、それが監視（局所的な漏えいに対する監視を含む。）を行う上で十分であることを示すこと。【審査の視点1. ②】
- (4) 凍上の発生により他の設備へ悪影響を及ぼすことがないことを根拠となるデータとともに示すこと。
- (5) 凍上方式遮水壁の設置工事に際し、タービン建屋等に接続または近接している構造物（1号及び4号の海側トレンチを含む。）であって汚染水を内包しているもの、他の目的に使用されているものに対して掘削や凍結膨張等による影響をどう評価したか、データとともに示すこと。【審査の視点4.】
- (6) 凍上方式遮水壁外にある建屋（特に、プロセス主建屋、サイドバンカー建屋、焼却工建屋、高温焼却炉建屋）への影響（特に内包する滞留水への影響）について、根拠となるデータとともに示すこと。
- (7) 凍上の設置による排水路（特に、K排水路）への影響に関する評価・検討結果を根拠となるデータとともに示すこと。

- (8) 凍土方式遮水壁を完了させるにあたっての要件は何か。凍土方式遮水壁を解凍した場合の影響評価について根拠となるデータとともに示すこと。
- (9) 凍土方式遮水壁が終了した場合、凍土方式遮水壁の融解により地盤の性状変化等により不具合は生じないか、評価・検討結果を根拠となるデータとともに示すこと。

4. 異常時

- (1) 以下の異常が発生した場合の影響評価（時間的余裕の評価を含む。）及びその対応策について、具体的に示すこと。【審査の視点1. ④／⑤、2. ②】
- a) 凍土方式遮水壁の機能が喪失
 - b) 冷媒の漏えい
 - c) リチャージ設備の故障・停止
 - d) 建屋内汚染水の移送停止
 - e) 電源供給の停止
 - f) 建屋周辺、凍土方式遮水壁と海側遮水壁間の地下水位が想定を上回る変動

5. 設備の信頼性

- (1) 水圧や凍結による地盤の膨張圧による長期の加重等に対しての流動、特に地下水の圧力が大きくなると思われる深部の凍土方式遮水壁のクリープ変形による凍結管等への影響はないか、評価・検討結果を根拠となるデータとともに示すこと。また、運用開始後は、凍土方式遮水壁の絶対変形量や凍土方式遮水壁の形成領域のモニタリング等が必要と考えるが行う予定はあるか。
- (2) 水位を計測・監視する機器の単一故障の発生時や外部電源の停止時における監視機能及び信頼性の維持について、建物内の汚染水水位及び建屋周辺の地下水位の常時監視を維持するための具体的な方策を示すこと。【審査の視点2. ①】
- (3) 水位計、凍土方式遮水壁（冷凍管を含む。）、冷凍機、リチャージ装置、制御系、電源系等凍土方式遮水壁を構成するシステム全体の経年劣化に対する検査及び保守管理の方策について、具体的に示すこと。【審査の視点1. ⑧】

6. 自然現象等に対する考慮

- (1) 自然現象（降雨、竜巻、地震、津波等）に対する設計上の考慮について
 - a) 自然現象による地下水の変動等、凍土方式遮水壁の安定性を脅かす外的な要因に対しての具体的な方策及びその安定性が損なわれた場合の対処方法（その際の冷凍設備の機能障害を含む。）について具体的に示すこと。
また、原子炉建屋の凍土方式遮水壁外側で湧水が生じることで、周辺施設や地盤等に支障を生じることはないかを示すこと。
 - b) 想定する自然現象（地震動及び津波）に対しても建屋内の汚染水の漏えいを防止するための方策を示し、漏えいの防止をどのように維持するのか、具体的に示すこと。【審査の視点1. ⑦】
- (2) 「外部人為事象に対する設計上の考慮」について、どのような検討がなされたか示すこと。
- (3) 「火災に対する設計上の考慮」について、どのような検討がなされたか示すこと。また、冷媒の化学的特性を踏まえた性質を示すこと。

7. その他

- (1) 止水スケジュール（建物のドライアップ）の見通しを示すこと。

以 上

高性能多核種除去設備タスクフォースにおける検討状況について

1. 設置目的

より処理効率の高い高濃度汚染水の浄化設備を実現することは、「汚染源を『取り除く』」対策のひとつとして、平成25年9月3日の原子力災害対策本部決定「東京電力（株）福島第一原子力発電所における汚染水問題に関する基本方針」に位置づけられている。

本タスクフォースでは、高性能多核種除去設備の早期実現等のため、水処理の専門家や原子力の専門家が参画する実務的なタスクフォースを汚染水処理対策委員会の下に設置し、進捗管理等を実施している。

2. 委員名簿

参考1を参照。

3. 開催状況

平成26年4月28日現在で、計2回を開催

		主な議題
第1回	平成25年11月29日	<ul style="list-style-type: none"> ・高性能多核種除去設備タスクフォースの設置について ・ラボ試験及び検証試験計画について ・使用材料の耐食性について 等
第2回	平成26年2月28日	<ul style="list-style-type: none"> ・実施計画の申請内容について ・ラボ試験及び検証試験計画と進捗について 等

4. 検討経緯

(1) 基本設計

①フィルタ・吸着材処理を主体とした除去プロセスの採用により廃棄発生量を低減

既存多核種除去設備（ALPS）は、薬剤注入による沈殿処理によるストロンチウム等の荒取りを行っているため、水分を多く含むスラリーが発生していた。高性能設備ではフィルタ処理を採用することでスラリー発生をなくし、廃棄物発生量を95%低減を実現することとする。

②二相ステンレス等の採用による耐食性の向上

汚染水は海水由来の塩素イオンを含むことから、高性能多核種除去設備の使用材料として耐すきま腐食性に優れる二相ステンレス等の材料選定を行うこととする。

5. スケジュール

現在、フィルタや吸着材が62核種を効率的に除去できる条件（吸着材の種類や通水条件）を試験し、水質条件が厳しいRO濃縮水を通水した場合でも除去性能が得られることを研究室レベルで確認中。今後、フィルタ等の交換周期や運転監視パラメータなど最適運用方法を設定するためのデータ取得、使用材料の健全性確認通水試験を検証試験で実施し、本年度早期に整備実証を開始する。

高性能多核種除去設備タスクフォース 委員名簿

(順不同、敬称略)

- ・ 田中 知 東京大学大学院 工学系研究科 原子力国際専攻 教授
- ・ 山本 徳洋 (独)日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所 副所長 (兼)再処理技術開発センター センター長
- ・ 塚田 毅志 (一財)電力中央研究所 原子力技術研究所次世代領域リーダー
- ・ 田尾 博明 (独)産業技術総合研究所 四国センター 所長
- ・ 山本 正弘 (独)日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センター 副センター長
- ・ 長谷川 正巳 (公財)塩事業センター 海水総合研究所 所長
- ・ 沼田 守 日揮(株)第3プロジェクト本部 副本部長

事務局

- ・ 新川 達也 資源エネルギー庁原子力発電所事故収束対応室長

トリチウム水タスクフォース「これまでの議論の整理」(案)

1. はじめに

- 汚染水処理対策委員会において、平成 25 年 12 月 10 日、「東京電力(株) 福島第一原子力発電所における予防的・重層的な汚染水処理対策～総合的リスクマネジメントの徹底を通じて～」をとりまとめ。
- その中で、「汚染源を取り除く」、「汚染源に水を近づけない」、「汚染水を漏らさない」という各種の対策を講じたとしても、最終的に、多核種除去設備等で処理した水(以下「トリチウム水」という。)によるリスクが残存することが明確化。
- そのため、トリチウム水の取扱いについて、様々な選択肢について総合的に評価することを目的に、汚染水処理対策委員会の下にタスクフォースを設置することとし、平成 25 年 12 月 25 日より検討を開始。
- トリチウム水の取扱いについては、IAEA(国際原子力機関)調査団からも、「あらゆる選択肢を検証するべき」との助言。
- 原子力災害対策本部が平成 25 年 12 月 20 日に決定した「東京電力(株) 福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水問題に対する追加対策」においても、「追加対策を講じた後になお大量貯蔵に伴うリスクが残存するトリチウム水の取扱いについては、あらゆる選択肢について、総合的な評価を早急に実施し、対策を検討する。」と位置づけ。

2. タスクフォースの目的・前提

- タスクフォースは、東京電力(株)福島第一原子力発電所における汚染水問題のうち、特にトリチウム水の取扱いを決定するための基礎資料として、分離、貯蔵、放出等の様々な選択肢を抽出するとともに、それらの選択肢それぞれについて、リスク、環境影響、費用対効果等の評価すべき項目を整理し、総合的な評価を行うことを目的とする。(タスクフォース規約より)
- なお、本タスクフォースは、トリチウムについて専門的に検討し、複数の選択肢について総合評価を行うものであり、関係者間の意見調整や選択肢の一本化を行うものではない。
- トリチウム以外の核種は、多核種除去設備等により、別途除去されることを前提に、トリチウム水については廃炉までの期間内のできるだけ早期に処理することを想定。

3. 基礎情報の整理

(1) トリチウムの物性（参考資料1）

- トリチウムは、陽子、電子の他に中性子を2つ持つ水素の同位体であり、自然界にも存在し、天然水中には1 Bq/L程度、人体中には数十 Bq/人。
- トリチウムの半減期は12.3年。
体内に入ったトリチウムは、新陳代謝により、水の場合は10日、有機物の場合は40日で、半分が体外に排出（生物学的半減期）。
- トリチウムのβ線のエネルギーは小さく（最大18.6keV）、紙一枚で遮蔽可能。

(2) 福島第一原発におけるトリチウムの存在状態（参考資料2）

- 汚染水の総貯蔵量は約46万 m³であり、このうち、多核種除去施設による処理水は約7.3万 m³（平成26年4月22日時点）。
タンク内の水は、平成26年度末までに多核種除去処理を完了予定であり、タンク総容量は、平成26年度末までに80万 m³に達する見通し。
- タンク貯留水中のトリチウム濃度は、地下水流入に伴う希釈により徐々に低減しているため、貯蔵時期によって異なり、0.5～4.2百万 Bq/L程度（2011.9～2013.10）。また、タンク貯留水に含まれているトリチウムの累積量は約2.3 g（※）（約 8.3×10^{14} Bq；平成26年3月25日時点）。
（※）トリチウムが「T」（トリチウム原子）形態で存在した場合に相当する量

(3) トリチウムの環境動態、影響（参考資料3～6）

- トリチウムは低エネルギーβ線放出核種であるため、ヒトへの影響を考える場合は体内摂取、すなわち内部被ばくを考慮。
- 有機物中のトリチウムには、FWT（自由水中トリチウム）とOBT（有機結合型トリチウム）があり、OBTは生体に吸収されやすく、生物学的半減期が長いため線量評価上重要。
- 水圏環境において、生物中FWT濃度と水中トリチウム濃度は速やかに平衡に達し（ほぼ等しく）、水から生物への生体濃縮は起こらないので、水棲生物中のOBT濃度は、水中トリチウム濃度を超えない。
- 福島第一原発の汚染水中のトリチウム（2013.12.24）は、環境中のトリチウムの存在量（2010）の10万分の1、宇宙線等による年生成量の100分の1のオーダー。
- 海洋生物に対する線量評価は、「標準生物」（例えば、ヒラメ、マス、カニ

といった形が違ふ海洋生物)を対象に行い、一般的には、換算係数を用いて、放射性濃度 (Bq/kg・生) (※)から計算する。

(※)環境試料を乾燥させない状態で計測した濃度を表す単位

- 例えば、底魚において、トリチウムが対象生物体内に均一に分布、海水濃度が放出基準値の 60000Bq/L、濃縮係数 1 と仮定すると、被ばく線量率は 0.0048mGy/day (参考;「水圏環境において、生物集団の最大被ばくを受ける個体が 10mGy/day あるいはそれ以下に慢性的な線量率に制限すれば集団を適切に防護できると考えられる (IAEA 評価基準)」)
- 放射線の人体影響には、確率的影響 (突然変異) と確定的影響 (細胞死あるいは細胞変性) があり、確率的影響については、低線量では自然発生率に近づく。
- 内部被ばくの線量は、放射性物質の摂取後、大人は 50 年間、小児は 70 歳まで受ける線量 (預託線量) として評価。
- 1960 年代のヨーロッパでは、トリチウムを含む夜光剤を使用する工場で研究者あるいは作業員に被ばく事故が発生しており、2 例の死亡報告。
- 摂取した HTO は、血液中で 97%が HTO、3%が OBT となり、HTO については 10 日で、OBT については 40 日で、尿や排便により半減。
- 放射線影響は線量率に依存 (被ばく線量が同じでも、時間当たりの被ばく量 (線量率) が小さければ、放射線の影響は小さい)。

(4) トリチウムの環境中の拡散 (参考資料 7)

- 大気中に放出されたトリチウムは、大気中での乱流拡散、地中への乾性又は湿性沈着、地中での移流や拡散、地表からの蒸発等の挙動。
- 海洋中の拡散については、気象・海象データ、海面高度データ等を用いた海洋大循環モデルにより海洋変動を再現し、それに放出情報を加えた海洋拡散モデルにより海洋中の濃度を計算。
放出方法や放出位置によるが、放出地点から離れるに従い濃度低減 (10km 下流では 1 桁低減、100km 下流では 3 桁低減との試算あり)。
- 大気・陸域・海洋モデルのリンクにより、陸面過程、海面過程、再放出過程等を再現。

4. 選択肢や評価項目を検討する上で必要となる知見の整理

(1) トリチウム分離技術 (参考資料 8)

- 蒸留法 (水蒸留、水素蒸留)、同位体交換法、電気分解法、その他の方法が

開発されているが、それぞれ一長一短あり。

- トリチウム分離のプラントとしては、海外ではカナダや韓国、国内でもふげんの実績。ただし、福島第一のトリチウム水は、これまでの実績と比べ、濃度が数桁小さく、量が数桁大きい。
- 分離に当たっては、プラントの処理能力、除去の目標、濃縮されたトリチウム・薄まったトリチウムの扱い、期間、コスト等を検討することが必要。

(2) 放射性廃棄物の地中埋設処分（参考資料 9）

- 放射性廃棄物の処分方法として、低レベル放射性廃棄物を対象とした浅地中処分（トレンチ型埋設処分、ピット型埋設処分）、高レベル放射性物質等を対象とした「地層処分」等の手法。
- 放射性濃度の極めて低い廃棄物を対象としてコンクリートピット等の人工バリアを設置しないトレンチ処分施設や、低レベル放射性廃棄物を容器に固形化して廃棄体とするコンクリートピット処分施設等の実施事例あり。
- 浅地中処分施設の安全評価は、管理期間中（約 50 年）においては、事業所境界上の最大となる地点で一般公衆が受ける線量を評価し、線量目標値以下であることを確認（線量基準：1mSv/y、線量目標値：50 μ Sv/y）。管理終了後（ピット：約 300 年、トレンチ：約 50 年）は、線量めやす値以下であることを確認（基本シナリオ：10 μ Sv/y、変動シナリオ：300 μ Sv/y）。
- トレンチ処分施設やコンクリートピット施設からの流出・移行については、土壌の移流・拡散をモデル化して評価（ドラム缶等に詰めて処分する場合でも、その効果を見込まない安全側の評価）。

(3) 社会的視点からの評価項目や留意点（参考資料 10）

- 個別課題ごとの選択肢は、地元住民はじめ国民の目線に十分配慮された切り口であることが大切。
- 地元住民はじめ国民にとって、トリチウムはセシウムと比べて知識（なじみ）が薄く、新たな問題として映る。
- 「事故後 2 年以上経過してトリチウムの問題が取りざたされることは、不信感を増大することになり、これ以上福島県民に犠牲を押し付けたくない」との意見もあり、これらに留意が必要。

(4) トリチウムに係る規制基準（参考資料 11）

- 食品中の基準値については、基準値が設定された時期の状況では、「食品中において考慮しなければならないほどの線量となるとは考えられない（厚生労働省 HP）」ことから、基準値には含まれていない。

- 「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（平成 24 年 11 月 7 日原子力規制委員会決定）」において、施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界における実効線量（評価値）について、1mSv／年未満とすることを要求。
- 一方、汚染水の地下貯水槽からタンクへの移送、汚染水貯蔵量の増大等に伴い、敷地境界における実効線量が約 8mSv／年（平成 25 年 12 月実施計画変更認可申請）となっていることから、原子力規制委員会は、「東京電力福島第一原子力発電所敷地境界における実効線量の制限の達成に向けた規制要求について（平成 26 年 2 月 26 日原子力規制委員会）」を決定し、実効線量の制限を達成する時期の明確化等（平成 27 年 3 月末には 2mSv／年未満、平成 28 年 3 月末には 1mSv／年未満）を指示。
- 上記の敷地境界における実効線量の評価については、外部放射線に被ばくするおそれがあり、かつ、空気中又は水中の放射性物質を吸入摂取又は経口摂取するおそれがある場合には、「外部被ばくによる 1 年間の実効線量の 1mSv に対する割合」、「空気中の放射性物質の濃度限度に対する割合」及び「水中の放射性物質の濃度限度に対する割合」の和が 1 となることが要求される。
- なお、空気中、水中の放射性物質の濃度限度については、「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して必要な事項を定める告示（平成 25 年原子力規制委員会告示第 3 号）」に規定されているが、これらの濃度限度は、空気中又は水中の放射性物質の種類が明らかであり、かつ、一種である場合の濃度限度を示したもの。
（ex. 放射性物質がトリチウムのみの場合の濃度限度は、空気中の濃度については 0.005Bq/cm³、水中の濃度については 60Bq/cm³。）

（５）海外での取組事例（参考資料 1 2 ～ 1 6）

○事故後の取組事例（アメリカ・スリーマイル原発事故）

- ・国家環境保護法（NEPA）が環境に影響を与える国の行為に関する評価を規定しており、①カテゴリーの除外、②環境アセス、③環境影響評価の 3 段階で評価。環境影響評価においては、環境資源への影響として、大気の質、水資源、生物資源、人の健康と安全などが評価項目になっている。
- ・24 の選択肢から、15 の選択肢が却下され、規制当局（NRC）が 9 つの選択肢は影響が非常に小さいと評価。
- ・9 つの選択から事業主体が、ステークホルダーへの説明等を経て選定。
- ・蒸発を選択後、処分までに 10 年を要した（スリーマイル島では、水量や

その増加が少なく、長期間かける余裕があったもの)。

○その他の取組事例

1) フランスにおける取組事例① (トリチウム白書など)

- ・独立した規制当局 (A S N) が、規制、許認可等を実施。
- ・ラ・アークにおけるトリチウム放出量 (フランス最大) は、液体で年間 12,000TBq、気体で 70TBq。
- ・フランスでは、環境中に放出された放射性物質の総放出量は近 20 年減少傾向だが、トリチウムは処理できないため放出量が減少していない。
- ・トリチウムは健康影響が小さいとの国際的な認識があったが、国内で懸念する意見があったため、A S N が 2010 年にトリチウム白書を作成。
- ・白書の作成過程を通じトリチウムの除去について世界の技術を探索したが、許容できるコストで解決できる技術はなく導入不可能であるとの結論に至り、ステークホルダーとも共通認識。
- ・白書作成後も、事業者はトリチウムの処理方法について最先端の可能性を説明するレポートを定期的に作成・報告し、これを規制当局が審査。

2) フランスにおける取組事例② (IRSN の取組)

- ・規制当局の支援機関である IRSN では、人や生物へのより現実的な線量評価を行うため環境中トリチウム挙動の研究を実施。
- ・海洋や陸上でのエコシステムは不確実性があり、IRSN ではその検証のため特定のプログラムを実施する予定。

3) イギリスにおける取組事例① (カラム核融合エネルギーセンター)

- ・全 30 オプションを検討し、事前評価で 10 オプションに絞り込み。
- ・適用性・実現可能性、経済性、環境影響、健康と安全、規制・対外関係に関する各数項目 (合計 16 のクライテリア) について評価。
- ・規制当局のアドバイスに従い、組織内のチームにて評価。

4) イギリスにおける取組事例② (ステークホルダーの対話)

- ・セラフィールドの再処理工場からのトリチウムの海洋放出の際のステークホルダー間の対話について紹介。
- ・ステークホルダー間で時間をかけて議論をしたこと、近隣諸国も含めた多くの漁業関係者がいたこと、規制当局が議論に参加をして有益であったこと等の説明あり。

5. 様々な選択肢と評価項目

(1) 選択肢 (別図)

- 諸外国の例を参考にしつつ、論理的に考えられる選択肢を整理してきた。
最終形を考慮して、「地層中に注入廃棄」、「海洋放出」、「水蒸気として大気放出」、「水素に還元し水素ガスとして大気放出」、「固化又はゲル化し地下に埋設廃棄」といった選択肢が考えられる。「貯蔵」も検討するが、あくまで一時的な措置であることに留意。
- 希釈、同位体分離については、最終形の前処理として整理。また、同位体分離の場合には、減損側と濃縮側の両方の選択肢が必要。

(2) 評価項目

- 環境・水産物・人体への影響・リスク、処理期間、対策実施に係るコスト、技術的可能性（技術成熟度、技術的適用性、国内外実績）、運用管理の確実性（安全を確認する手段の有無、規制適合性、風評被害の発生の可能性を含む）等が評価項目として妥当。

6. 今後の検討事項と課題

- 今後、これまでに抽出した選択肢ごとに、評価項目について更に詳細に検討していくことが必要。
- そのためには、具体的に以下の事項を検討していくことが必要。
例）
 - ・技術的可能性；
分離技術等について、必要に応じ、技術的可能性を検証するための実証実験
 - ・環境・水産物・人体への影響・リスク、コスト・工期；
選択肢ごとに簡易なコンセプト（場所、輸送、施設など）を設定した上で、影響・リスクや、施設整備など処分それ自体のコスト・工期を試算
 - ・その他；
ステークホルダーとのコミュニケーションのあり方（各選択肢の評価結果やそれに関するデータの公表・伝達方法を含む。ただし、ステークホルダーの受容の容易さは本タスクフォースの検討対象外）

など

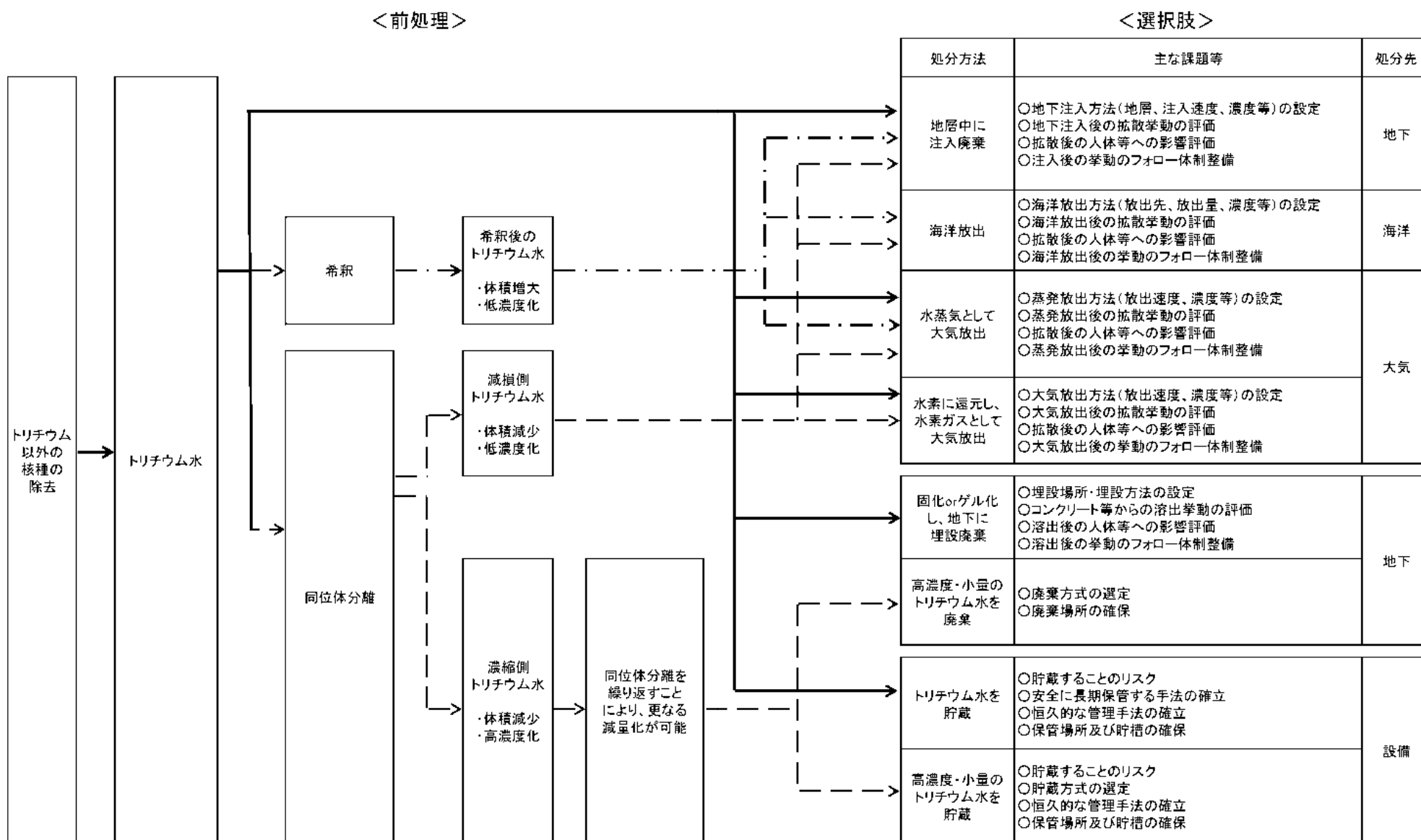
トリチウム水タスクフォース

名簿

主 査:	山本 一良	名古屋大学理事(教育・情報関係担当)・副総長 (汚染水処理対策委員会委員)
委 員:	柿内 秀樹	(公財)環境科学技術研究所 研究員
	高倉 吉久	東北放射線科学センター理事
	立崎 英夫	(独)放射線医学総合研究所 REMAT 医療室長
	田内 広	茨城大学理学部教授 (生物科学領域)
	野中 俊吉	生活協同組合コープふくしま専務理事
	森田 貴己	(独)水産総合研究センター研究開発コーディネーター
	山西 敏彦	(独)日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研究所ブランケット研究開発ユニット部長
	山本 徳洋	(独)日本原子力研究開発機構(JAEA)再処理技術開発センター長 (汚染水処理対策委員会委員)
規制当局:	金城 慎司	原子力規制庁東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
オブザーバ:	中津 達也	水産庁増殖推進部 研究指導課長
	西田 亮三	文部科学省研究開発局原子力課 放射性廃棄物企画室長
	舟木 健太郎	技術研究組合国際廃炉研究開発機構 研究企画部長
	別所 健一	外務省軍縮不拡散・科学部 国際原子力協力室長
	松本 純	東京電力(株)福島第一廃炉推進カンパニー バイスプレジデント
	渡辺 仁	福島県生活環境部 原子力安全対策課長

(五十音順)

最終形を考慮した選択肢と主な課題等(案)



選択肢の略称と成立性

前処理		処分方法	略称	記号	成立性	成立性について特に留意すべき事項
なし		地層中に注入廃棄	地層注入	A1		適用される既存の基準無し(安全性の確認が困難で成立性が低いとの意見あり)
		海洋放出	海洋放出	A2	×	濃度限度(60Bq/cm3)を考慮すると、実現困難
		水蒸気として大気放出	水蒸気放出	A3		
		水素に還元し、水素ガスとして大気放出	水素放出	A4		
		固化orゲル化し、地下に埋設廃棄	地下埋設	A5		
		トリチウム水を貯蔵	貯蔵	A6		最終形にはならず、あくまで一時的な措置
希釈		地層中に注入廃棄	希釈後、地層注入	B1		適用される既存の基準無し(安全性の確認が困難で成立性が低いとの意見あり)
		海洋放出	希釈後、海洋放出	B2		効率的な希釈方法等についても要検討
		水蒸気として大気放出	希釈後、水蒸気放出	B3		
		水素に還元し、水素ガスとして大気放出	希釈後、水素放出	B4	×	希釈により取扱い水量が増大するため、処理が困難化
		固化orゲル化し、地下に埋設廃棄	希釈後、地下埋設	B5	×	希釈により取扱い水量が増大するため、処理・管理が困難化
		トリチウム水を貯蔵	希釈後、貯蔵	B6	×	希釈により取扱い水量が増大するため、処理・管理が困難化
同位体分離	減損	地層中に注入廃棄	分離後、地層注入	C1		適用される既存の基準無し(安全性の確認が困難で成立性が低いとの意見あり)
		海洋放出	分離後、海洋放出	C2		
		水蒸気として大気放出	分離後、水蒸気放出	C3		
		水素に還元し、水素ガスとして大気放出	分離後、水素放出	C4		
		固化orゲル化し、地下に埋設廃棄	分離後、地下埋設	C5	×	分離後も長期管理が必要となり、分離のメリットなし
		トリチウム水を貯蔵	分離後、貯蔵	C6	×	分離後も長期管理が必要となり、分離のメリットなし
	濃縮	高濃度・少量のトリチウム水を廃棄	濃縮廃棄	C'a		廃棄方法を要検討
		高濃度・少量のトリチウム水を貯蔵	濃縮貯蔵	C'b		最終形にはならず、あくまで一時的な措置(最終的な処理・活用方法についても要検討)

汚染水対策の進捗状況(H26.4時点)

資料3

No.	対策項目		対策	取組の現状と予定 (H26.4)	取組の現状と予定 (H25.12報告書記載事項)
1	汚染源 を取り除く	既存 対策	建屋海側トレンチ内の高濃度汚染水のくみ上げ・閉塞	汚染水くみ上げ・閉塞に係る準備工事、凍結止水関連工事着手済。 2号機 挿入完了凍結管について凍結開始(H26.4.2～)。 平成26年6月末に水移送開始予定。 平成26年9月閉塞作業開始予定。 平成26年12月に閉塞完了予定。 3号機 削孔準備中。 平成26年6月に凍結開始予定 平成26年8月に水移送開始予定。 平成26年10月閉塞作業開始予定。 平成27年3月に閉塞完了予定。	平成25年10月、汚染水くみ上げ・閉塞に係る準備工事着手。12月に凍結止水関連工事開始。平成26年4月に水抜き開始。同年7月に閉塞作業を開始し、平成27年3月に閉塞完了。
2		既存 対策	建屋海側トレンチ内の高濃度汚染水の浄化	平成25年11月に汚染水の浄化を開始。	平成25年11月に汚染水の浄化を開始。トレンチ内の濃度を確認しながら運転期間を決定。
3		既存 対策	漏えいが発生したタンク周辺の汚染土壌回収・汚染水くみ上げ	平成25年9月、汚染土壌回収開始。H4エリア廻りの土壌回収はタンク基礎の下部等を除きH26.3.24完了。タンク基礎の下部等についてはタンクリブレース時期に実施予定。 平成25年11月に汚染水くみ上げを開始。現在継続実施中。 H6エリア廻りの土壌回収実施中。	平成25年9月、汚染土壌回収開始。11月に汚染水くみ上げを開始。
4		既存 対策	多核種除去設備(ALPS)による汚染水の浄化	ALPSによる汚染水浄化を実施中。 処理水量:74000m3(H26.4.22時点) 除去性能向上策検討中	ALPSによる汚染水の浄化を実施中。
5		既存 対策	より処理効率の高い多核種除去設備による汚染水浄化の加速・廃棄物の減容化	実証事業を実施し、平成26年度中に運用を開始する予定。 設置に向けた準備工事(掘削・地盤改良・基礎工事)を実施中。	実証事業を実施し、平成26年度中に運用を開始する予定。
6		重層的対策	多核種除去設備の増設による汚染水浄化の加速	平成26年度半ばに運用開始予定。 設置に向けた準備工事(掘削・地盤改良・基礎工事)を実施中。	導入に係る準備を実施中。平成26年度半ばに運用開始予定。
7		重層的対策	タンクからの漏えい水により汚染された地下水の海洋流出防止(薬剤の注入、土壌中のストロンチウム捕集、等)	高台(海拔35m)にあるタンク近傍の土壌中のストロンチウム捕集技術の検証を実施。現在、工事の詳細を検討中。 海水の影響が考えられる護岸付近のエリアについては、平成25年度補正予算による「汚染水処理対策技術検証事業」に係る補助事業者の公募中(～H26.5.19)	土壌中のストロンチウム等の技術の確認・検証を行い、効果が確認されれば実施。
8		重層的対策	沈殿・吸着・分離等による港湾内の海水の浄化	平成25年度補正予算による「汚染水処理対策技術検証事業」に係る補助事業者の公募中(～H26.5.19)	浄化に係る技術の検証を行い、効果が確認されれば実施。
9		重層的対策	簡易な設備(汚濁防止膜等)による港湾内の海水の浄化	Sr吸着繊維を設置した簡易な装置を海側遮水壁内側海水面に設置予定。(製作準備中)	放射性物質を吸着できる汚濁防止膜等による浄化を早急に実施。
10		重層的対策	港湾内の海底土の被覆	港湾内の一部(1～4号機側開渠内)は実施済み。港湾内(左記以外)はH26.4より準備工事開始(～H27.3予定)。	海底土の被覆に係る具体的な実施方法等を検討し、可能な限り早期に着手。
11		予防的対策	建屋内の高濃度汚染水の浄化	セシウム除去後の汚染水をタービン建屋、プロセス建屋等に戻すラインを設置することで、セシウム除去装置(約1200m3/日の定格処理量のうち現在は約800m3/日のみの利用)を最大限活用して滞留水の浄化を図る。平成26年度末設置完了に向け、システム設計中。	セシウム除去後の汚染水をタービン建屋、プロセス建屋等への戻りラインを設置して、水処理能力余裕分で汚染水の浄化を図る。平成25年度に、構成ライン設計、平成26年度上期に配管の敷設工事を完了する予定。

汚染水対策の進捗状況(H26.4時点)

資料3

No.	対策項目		対策	取組の現状と予定 (H26.4)	取組の現状と予定 (H25.12報告書記載事項)
12	汚染源 に水を 近づけ ない	既存 対策	建屋の廻りを囲む凍土方式の陸側遮水壁を設置	陸側遮水壁の小規模実証試験を実施中。(凍結管等設置完了。H26.3.14より凍結試験開始。) 本体工事については、平成26年度中に凍結を開始する予定。	陸側遮水壁の小規模実証試験にて、現在凍土壁の遮水性等を確認中。本体工事については、平成26年度中に凍結を開始する予定。
13		既存 対策	建屋近傍の井戸で地下水をくみ上げ(サブドレン)	新設ピット設置、浄化設備設置工事中。 平成26年9月に工事完了予定。	サブドレンピットの復旧工事を実施中。平成26年9月にサブドレンの浄化設備の工事が完了する予定。
14		既存 対策	建屋山側で地下水をくみ上げ(地下水バイパス)	地下水バイパス揚水井から地下水のくみ上げを開始(H26.4.9)。くみ上げた地下水は、第三者機関を含めて詳細分析を実施中。	地下水バイパスの設置工事は本年3月完了。可能な限り早期に運用。
15		既存 対策	建屋海側の汚染エリアの地表をアスファルト等により舗装	舗装工事中。平成26年4月、一部干渉エリア(海側遮水壁工事の運搬通路等)を除いて工事完了予定。	平成26年3月、舗装工事完了予定。
16	漏らさ ない	重層的 対策	タンク天板への雨樋の設置	平成25年12月、高線量のフランジタンクエリアに設置完了。その他のタンクエリアはタンク堰設置作業との干渉があるエリアを除き、平成26年3月に設置完了。干渉があるエリアについては遅くとも平成26年6月の完了を目指す。 タンク増設エリアについては、タンク設置にあわせて雨樋設置予定。	平成25年12月、高線量汚染エリアのタンクへの設置完了予定。来年3月にその他エリアのタンクに設置完了予定。
17		重層的 対策	更なる地下水流入抑制策(「広域的なフェーシング(表面遮水)」、又は「追加的な遮水とその内側のフェーシング」)	地下水・雨水等の挙動等の把握・可視化サブグループで検討。地下水流入低減及び線量低減対策のため、建屋近傍の「地下水バイパス周辺」エリアについて、先行して工事に着手。(H26.1.30～)	陸側遮水壁やサブドレンなどに追加した重層的な対策として、できるだけ早期に実施方法等を決定。対策の実施に当たっては、地表面の除染を行うなど線量低減による作業環境改善も考慮した対応や、除染に伴い発生する廃棄物の適正処分方法等も検討
18	漏らさ ない	既存 対策	港湾内に海側遮水壁を設置	設置工事中。平成26年9月に工事完了予定。	平成26年9月に工事完了予定。
19		既存 対策	建屋海側の汚染エリア護岸に水ガラスによる地盤改良の実施。汚染エリアから汚染水をくみ上げ	1,2号機間、2,3号機間、3,4号機間の海側、側面(スクリーンポンプ室沿い)は完了。 その他箇所は汚染源を確認中。	1～2号機間の海側水ガラスは設置済みで、くみ上げも運用中。2～3号機間、3～4号機間の海側水ガラスは平成25年12月末までに完了予定。側面(スクリーンポンプ室沿い)は平成26年3月に完了予定。 その他の箇所は汚染源を確認中
20		重層的 対策	1号機取水口北側エリアの地盤改良	地下水観測孔設置完了、サンプリング実施中。	平成25年12月までに地下水観測孔(5本)を設置する予定。原因に応じた地盤改良の範囲等を決定。
21		既存 対策	汚染水貯蔵タンクの増設	増設計画に基づき実施中。 H26年度末までに総容量でほぼ80万トンを確認する見通し。	平成27年度末までに貯蔵タンク容量を80万トンまで確保する予定。
22		既存 対策	鋼製横置きタンクのリプレイス	H27年3月までのリプレイス計画を立案。 最初のリプレイスエリア(H1エリア)の残水処理・撤去をH26.8から開始予定。	リプレイスの優先順位を踏まえ、可能な限り早期に着手。
23		既存 対策	ボルト締め型タンクから溶接型タンクへのリプレイス加速	H27年3月までのリプレイス計画を立案。 最初のリプレイスエリア(Dエリア)の残水処理・撤去完了、地盤改良及び基礎設置作業着手。(H26.4～)	準備が出来次第早急に実施予定。

汚染水対策の進捗状況(H26.4時点)

資料3

No.	対策項目	対策	取組の現状と予定 (H26.4)	取組の現状と予定 (H25.12報告書記載事項)
24	既存対策	タンク及び配管に係るパトロールを強化	1日4回のパトロールを継続実施中。	パトロール強化を実施中。
25	既存対策	水位計の設置	平成25年11月に鋼製円筒タンク(フランジ型)、平成26年3月に鋼製円筒タンク(溶接型)(既設)について水位計設置が完了し、運用中。 新規増設分については順次設置中。	平成25年11月までに鋼製円筒タンク(フランジ型)への水位計を設置完了、平成26年2月までに鋼製円筒タンク(溶接型)へ設置完了予定。
26	重層的対策	タンクからの微小漏えいの検出	プラスチック・シンチレーション・ファイバー(PSF)について、基本性能確認を実施。追加実証試験実施準備中。	微小漏えい検出の技術について確認・検証した後、効果が確認できれば実施。
27	重層的対策	溶接型タンクの設置加速と二重鋼殻タンク等の信頼性の高い大型タンク等の採用	増設計画に基づき設置工実施中。 大型タンクとして2000トン級タンクを導入予定(平成26年度中頃)。	前倒しを検討し、可能な限り早期に着手。
28	重層的対策	タンクリプレイスに伴う使用済みタンクの除染	平成25年度補正予算による「汚染水処理対策技術検証事業」に係る補助事業者の公募中(～H26.5.19)	除染技術について検討した後、効果確認できれば実施。
29	重層的対策	タンク堰のかさ上げ、二重化	平成26年5月末に完了予定。	平成26年3月に設置工事が完了する予定。
30	漏らさない 重層的対策	ボルト締めタンクの底面の漏水対策	タンク底部コーキング止水を実施中。 底板内面フランジ部補修については確証作業中。 ・海外工場でのモックアップ試験実施済。 ・海外工場での補修治具機能確認試験(H26.5予定) ・2Fでのトレーニングをかねた試験施工(H26.5予定)	可能な限り早期に漏水対策に着手。
31	重層的対策	排水路の暗渠化	排水路Cライン、排水路Bラインの暗渠化完了。	排水路Cラインについては暗渠化済み。排水路Bラインについて本年12月に暗渠化を完了予定。
32	重層的対策	排水路の港湾内へのルート変更	配水管布設ラインの地盤改良実施中。港湾内へのルート変更は平成26年5月完了目途(1条目)。	平成26年3月にルート変更工事を完了予定。
33	予防的対策	大量の汚染水漏えい発生時に海洋流出を防止するシステムの構築	具体的な実施方法として、地震・竜巻等により複数タンクの損傷のおそれが生じた場合、外周堰からの流出を速やかに閉止する電動弁の設置に向け設計・検討中。	具体的な実施方法を検討した後、順次実施。
34	予防的対策	津波対策(建屋防水性向上対策、防潮堤等の追加対策の検討)	共用プール建屋、高温焼却炉建屋の建屋防水性対策は完了。その他建屋の建屋防水性対策については工程調整中。(H26年度下期完了予定)	平成26年度下期に建屋防水性対策完了予定。防潮堤等の追加対策について検討を実施。
35	予防的対策	地下水位低下に備えた建屋内水位コントロール(原子炉建屋深部への排水ポンプ設置等)	原子炉建屋深部に設置するポンプ設備の設計中。 陸側遮水壁による地下水流入低減効果が現れる時期にあわせて運用開始予定。	陸側遮水壁の設置時期に合わせて建屋深部へポンプ設置。
36	予防的対策	HTI建屋、プロセス建屋に滞留している汚染水の量の低減	SPTをパツファタンクとして使用する循環ループ構成とすることにより、HTI建屋、プロセス建屋を徐々にループから外す。当該ラインは建屋内循環(H26年度下期設置)での活用も視野に入れ、検討を行う。この為、平成26年度末設置完了に向け、システム設計中。	平成25年度に構成ライン設計、平成26年度上期に配管の敷設工事を完了する予定。その後、タンクの貯蔵量の裕度を鑑みて、建屋滞留水のくみ上げを行う。

汚染水対策の進捗状況(H26.4時点)

資料3

No.	対策項目		対策	取組の現状と予定 (H26.4)	取組の現状と予定 (H25.12報告書記載事項)
37	漏らさない	予防的対策	汚染水移送ループの縮小(建屋内循環)	当該ラインはSPTをバッファタンクとして使用する循環ループ構成の活用も視野に入れ、検討を行う。この為、平成26年度末設置完了に向け、システム設計中。	各号機の汚染水を直接汚染水処理施設に移送してループを縮小する建屋内循環を、平成26年度末までに工事を完了する予定。
38		予防的対策	建屋の止水(建屋外壁貫通部、建屋間ギャップ、建屋周辺)	高温焼却建屋のトレンチ接続部止水完了(H26.4)。トレンチの充填を今後実施予定。 1号機タービン建屋トレンチ接続部止水工事中。 その他流入の可能性が高い他の建屋外貫通部については流入調査を行い、止水工事を実施予定。 建屋間ギャップの止水工事については、実施方法検討中。	平成26年3月、1号機・HIC建屋の貫通部の止水が完了予定。建屋止水方法について漏えい箇所を確認し、適用技術を選定し実施。
39		予防的対策	より安全な配管ルートへの変更・耐放射線性に優れた配管への取替え	平成26年5月完了目途に現在工事中。	平成26年1月により安全な配管ルートへの変更工事を完了する予定。耐圧ホースからポリエチレン管への取替を順次実施。
40		重層的対策	高性能容器(HIC)からの廃棄物の漏えい防止対策及び減容化・安定的保管	HICは保管施設受け入れ時に堰を閉運用することにより、万が一の漏えい時の拡大防止を図っている。 発生量が多く、含水率が高いALPSスラリーについて、廃炉・汚染水対策補助事業にてH26年度から安定化処理(脱水等の減容)技術の開発を行う。 安定的保管については、HICはボックスカルパート内に保管されており屋内相当の保管状況にある。	HIC貯蔵施設は、HIC搬入の場合、堰を閉運用することで運用中。漏えい対策の実施方法を検討後、順次実施。 減容化・安定的保管は、長期的課題として調査・検討し、方策を策定。
41		予防的対策	セシウム吸着塔からの廃棄物の漏えい防止対策及び減容化・安定的保管	セシウム吸着塔は、漏えい防止のため耐食性に優れたSUS316L材を使用しており、容器の健全性・リスクについて評価、検討を実施中。 減容については、処分までの長期的取り扱いを検討し、その結果に応じて検討を行う。 安定的保管については、ボックスカルパート内に保管されているものは屋内相当の安定保管状況にあり、ボックスカルパート内に保管していないものについては、屋内保管相当の対策を検討中。	漏えい対策の実施方法を検討後、順次実施。 減容化・安定的保管は、長期的課題として調査・検討し、方策を策定。

地下水バイパスに関する検討状況について

- ◇ 建屋内への地下水流入量を減らすため、建屋山側で数百トン程度の地下水をくみ上げ、海に排水（バイパス）。数十トン～最大百トン程度の建屋流入抑制効果を期待。
- ◇ くみ上げた地下水が運用目標未満であることを確認し排水。東電による測定結果の確認のため、日本原子力研究開発機構及び東電と資本関係のない複数の分析機関が定期的に水質を分析・確認。また、国の現地事務所職員が排出作業に立ち会う。

＜排水における運用目標案＞

単位：ベクレル／リットル

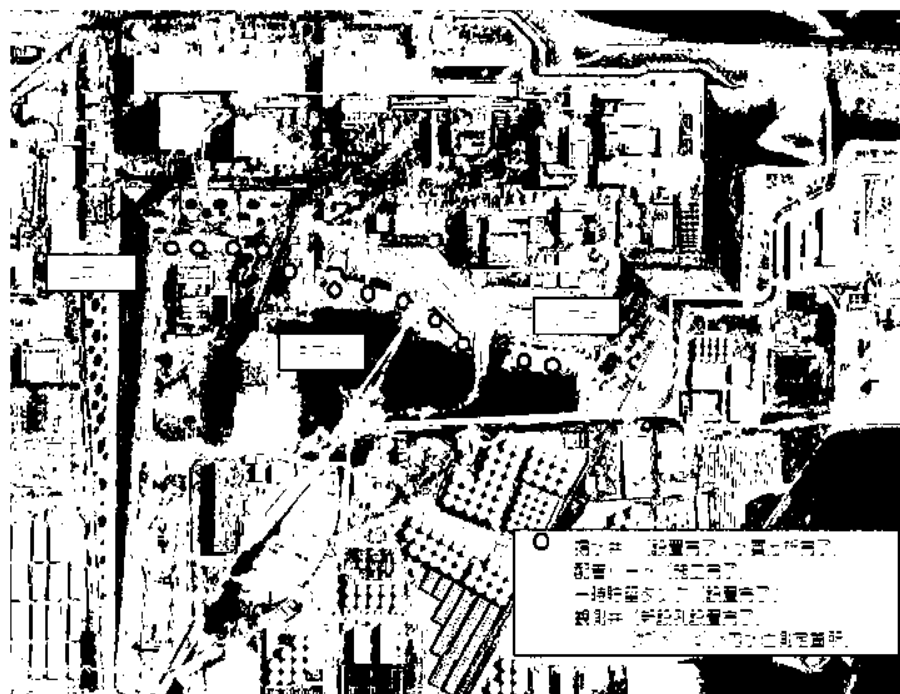
	セシウム 134	セシウム 137	全ベータ	トリチウム
運用目標	1	1	5	1,500
法令告示濃度※1	60	90	30	60,000
WHO飲料水 水質ガイドライン※2	10	10	10	10,000

- 測定の結果、運用目標以上となった場合は、一旦停止し、運用目標未満（全ベータにおいては1ベクレル/リットル）になるように対策。
- 運用目標以上が測定された貯留タンク水は、浄化等を行い、運用目標未満（全ベータにおいては1ベクレル/リットル）であることを確認の上、排水を実施。

※1 告示濃度の水を毎日約2リットル飲み続けた場合でも、年間被ばく量約1ミリシーベルト

※2 飲料水摂取による年間被ばく量約0.1ミリシーベルト

＜地下水バイパスの配置図＞



更なる地下水流入抑制策とりまとめ（案）

汚染水処理対策委員会が平成 25 年 12 月 10 日にとりまとめた「東京電力(株)福島第一原子力発電所における予防的・重層的な汚染水処理対策」（以下、「委員会報告書」という。）において、地下水流入抑制のための重層的な対策として、「広域的なフェーシング」又は「追加的な遮水とその内側のフェーシング」の追加的な実施が位置づけられ、その主旨に沿って、12 月 20 日の原子力災害対策本部において追加対策が決定された。

委員会報告書のとりまとめに至る過程においてサブグループで検討した結果、建屋への流入の主な要因となる中粒砂岩層（Ⅰ層）や建屋の支持地盤となっている互層部（Ⅲ層）を流れる地下水は、主として敷地内の雨水によるものであり、敷地境界付近における遮水（遮水壁、バイパス等）ではほとんど効果が期待できないことが確認されている。そのため、敷地内の雨水に由来する地下水を対象に、「広域的なフェーシング」又は「追加的な遮水とその内側のフェーシング」を行うことが効果的であるとしたものであり、その具体的な手法を決定するため、サブグループにおいて追加的な検討を行った。検討にあたっては、委員会報告書に記載した地下水流動解析モデルを利用した。

なお、地下水流入抑制策の目的は、汚染源に水を近づけず、汚染水の発生量の増大を抑制することである。汚染水の漏えいリスクを低減するためには、汚染水の発生量だけでなく、汚染水の貯蔵や処理とあわせて総合的に検討すべきであるが、サブグループにおいては、地下水流入抑制策の具体的な手法について検討を行ったものである。

検討にあたっては、現場での施工性を考慮する必要があるため、従来のサブグループのメンバーに加え、日本建設業連合会から推薦を受け、現場での施工に関する知見と経験を有する 3 人の委員にも参加いただき、現地調査を含め、具体的な方策についての検討を行った。

追加的な遮水対策について、以下のような視点で検討を行った。

- ・サブドレン、陸側遮水壁が全く機能しない場合も想定し、汚染水の増大（タンク容量の逼迫）や廃炉工程への影響も考慮して、地下水流入抑制量、効果発現までの期間の両面から、効果が大きい対策であること。
- ・現場での施工の確実性があり、他の施工中の工事の遅延を引き起こさないこと。
- ・実施中・計画中の遮水対策の効果に負の影響を与えないこと
（実施中・計画中の遮水対策と相乗効果が得られること）

- ・ 建屋滞留水のアウトリークを引き起こさない対策が可能であること
- ・ 長期的に安定し、維持補修が容易であること
- ・ 費用対効果に優れていること
- ・ 陸側遮水壁（凍土壁）が機能した場合でも、それを将来解凍する際に、他の対策Ⅰと合わせてその効果を代替することが可能であること
- ・ 対策が所定の効果を発揮しないリスクを考慮して、必要な場合には次善の策を準備しておくこと

具体的な対策案を比較検討し、決定するためには、「地下水流動解析」と「現場視察を踏まえた施工性の判断」が重要となる。

対策の手法としては、主として、

- ① フェーシング（表面遮水）、
- ② 遮水壁（地下水遮水）、
- ③ 薬液注入（地下水遮水：遮水壁より遮水効果が劣る）、
- ④ 揚水井（地下水バイパスの増設）が考えられる。

また、②～④の手法の実施位置としては、主として、

- A. 建屋領域の南側、
- B. 建屋領域の北側、
- C. 建屋領域の西側

が考えられる。

すなわち、①の手法を広域的に実施する「広域的なフェーシング案」のほか、②～④の手法を A～C の位置に実施する様々な「組合せ案」が考えられる。

また、①の手法と②～④の手法との「複合案」も考えられる。

「地下水流動解析」にあたっては、「広域的なフェーシング案」や様々な「組合せ案」を比較検討するため、それぞれの案について定常解析を実施するとともに、定常解析の結果を踏まえつつ、代表的な案について効果発現までに要する時間を考慮するため非定常解析を実施した。その結果は別紙のとおり。

また、「現地視察」にあたっては、主として、他工事との関係や地形条件等を考慮し、現場での施工性の視点で調査した。その結果の概要は以下のとおり。

- ・ 建屋南側および北側は、②の手法は困難だが、③や④の手法は可能。
- ・ ただし、建屋北側のうち凍土壁と並行する区間は、③の手法も困難を伴う
- ・ 建屋西側は、いずれの手法も可能。

地下水流動解析と現地視察の結果を総合的に判断すると、以下のように整理できる。

(1) 広域的なフェーシング案 (ケース 7-2、110)

- ・施工上の問題は小さい。また、コストが比較的小さい (数十億円)。
- ・作業環境改善等の他の目的から、1.15km² 程度のフェーシングが実施予定であり、その場合の効果は小さいが、1.45km² 程度のフェーシング (ケース 110) を行えば、地下水流入抑制量が 200m³/日 (無対策時の建屋への地下水流入量の約半分。以下、効果量の目安として示す。) を上回る。100m³/日の効果発現までに 2 年、200m³/日の効果発現までに 9 年。

(2) 南・北・西の 3 面とも遮水壁とし、その内側をフェーシングする案 (ケース 101-1、101-2)

- ・広域的なフェーシング案よりも地下水流入抑制量が大いだが、南・北の施工が困難。

(3) 南・北の 2 面を薬液注入、西を遮水壁とし、その内側をフェーシングする案 (ケース 102-2)

- ・北側の凍土壁と並行する区間では、施工に課題がある。
- ・地下水流入抑制量が 200m³/日に達しない。
- ・100m³/日の効果発現までに 1 年 (広域的なフェーシング案より早い)。

(4) 南・北・西の 3 面とも揚水井 (地下水バイパス増設) とし、その内側をフェーシングする案 (ケース 103-2)

- ・施工上の問題は小さい。また、コストが比較的小さい (数十億円)。
ただし、運用の確実性に問題が残る。
- ・地下水流入抑制量が 200m³/日に達しない。
- ・100m³/日の効果発現までに 3 ヶ月 (短期間で効果発現が期待される)

(5) その他の施工可能な「組合せ案」

- ・(3) と (4) の中間的な効果

(6) 広域的なフェーシングと地下水バイパスを組み合わせた複合案

(ケース 111)

- ・施工上の問題は小さい。また、コストが比較的小さい。
- ・地下水流入抑制量が 200m³/日を上回る (フェーシング単独より増大)
100m³/日の効果発現までに 6 ヶ月、200m³/日の効果発現までに 3.5 年

今回検討した対策案において、地下水流入量抑制量と効果発現までの時間の観点から、サブドレン・陸側遮水壁を代替できる対策はなかった。

そのため、サブドレン復旧・陸側遮水壁（凍土壁）の構築が最優先で実施すべきことが再確認されたが、サブドレン・陸側遮水壁が機能しない場合も想定し、「広域的なフェーシング」又は「追加的な遮水とその内側のフェーシング」について具体的な検討を行ったところ、以下の結果が得られた。

- ・「広域的なフェーシング案」が、地下水流入抑制量、施工性、施工期間、コスト等の観点からは、優位である。
ただし、効果発現までの時間の観点からは必ずしも優位とは言えない。
- ・「広域的なフェーシング案」に地下水バイパスを組み合わせると、効果発現までの時間が短縮されることから、地下水バイパスの運用を前提とすれば、より優位である。
ただし、様々なリスクについて考慮する必要がある。

以上を踏まえた結論は以下の通り。ただし、地下水流入抑制策としては、効果量や時間の観点から陸側遮水壁やサブドレンが優位であることから、それらが機能しないことを前提とすれば、更なる汚染水の貯蔵や処理に関する対策が必要不可欠となる。そのため、以下は、汚染水の貯蔵や処理に関する対策を最大限進めることを前提としたものである。

- ・「広域的なフェーシング（1.45km²）」を実施。「広域的なフェーシング（1.45km²）」のみでは、効果発現までに相当の時間を要するため、地下水バイパスとの併用を行う。
- ・広域的なフェーシングは、効果をできるだけ早く発現させるため、H26 年度中の概成を目指す。
- ・様々なリスクを考慮して、「広域的なフェーシング(1.45km²)」の実施と並行して、地下水バイパスに依存しない対策ができる限り早期に着手可能となるよう、現実的な組合せ案（ケース 102-2；南北は薬液注入、西は遮水壁）を基本として追加的な遮水対策の詳細検討（位置や深さ等）や設計等の準備を進める。
- ・追加的な遮水対策（薬液注入、遮水壁）の実施の要否は、フェーシングが概成する H26 年度中の地下水バイパスの運用をはじめ他の施策の状況を踏まえつつ、タンク容量と貯蔵すべき汚染水量の関係を見定めて、判断することとする。（その後も、状況により、適宜判断する。）
- ・表流水の適切な処理対策を実施すること。
- ・追加的な対策の要否や緊急性を的確に判断できるよう、陸側遮水壁など他の対策の効果を把握するためのモニタリングを充実すること。

「地下水・雨水等の挙動等の把握・可視化」サブグループ検討体制

【検討体制】

汚染水処理対策委員会事務局、東京電力に以下のメンバーを加え、検討を実施。汚染水処理対策委員会委員は、アドバイザーとして任意参加。

【(独) 産業技術総合研究所】

塚本 齊 地質情報研究部門 長期変動研究グループ 研究グループ長
井川 怜欧 地圏資源環境研究部門 地下水研究グループ 研究員

【(独) 日本原子力研究開発機構】

三枝 博光 地層処分研究開発部門 研究副主幹
澤田 淳 地層処分研究開発部門 研究副主幹

【(独) 土木研究所】

脇坂 安彦 地質監

【国土技術政策総合研究所】

小橋 秀俊 建設マネジメント研究官
川崎 将生 河川研究部水循環研究室長
森 啓年 河川研究部河川研究室主任研究官

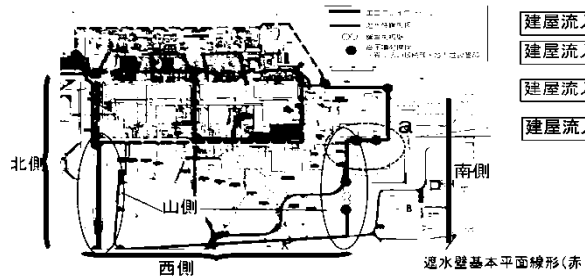
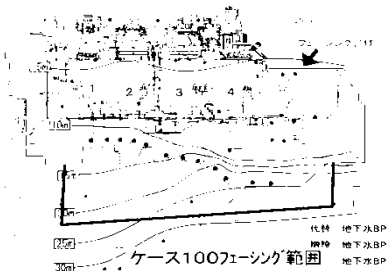
【(一社) 日本建設業連合会】

井尻 裕二 電力対策特別委員会技術専門部会委員
鬼木 剛一 電力対策特別委員会技術専門部会委員
白石 知成 電力対策特別委員会技術専門部会委員

ケース	フェーシング (km ²)	北(数字は透水係数)	西(数字は透水係数)	南(数字は透水係数)	深さ	定常解析(m ³ /日)		
						建屋流入量	1-4号流入量	
2	—	—	地下水BP(連続孔～12孔)	—	中粒砂岩	291～388	206～300	
104-2	—	山側のみ薬注:1×10 ⁻⁵	地下水BP(12孔)	山側のみ薬注:1×10 ⁻⁵		386	301	
6	0.15(80%)	凍土(凍土内のフェーシングは80%)				粗粒砂岩	126	29
101-1	0.4	粘土壁:1×10 ⁻⁸ (cm/sec)	粘土壁:1×10 ⁻⁸ (cm/sec)	粘土壁:1×10 ⁻⁶ (cm/sec)	中粒砂岩	146	120	
101-2	0.4	粘土壁:1×10 ⁻⁸ (cm/sec)	粘土壁:1×10 ⁻⁶ (cm/sec)	粘土壁:1×10 ⁻⁶ (cm/sec)		206	164	
8-2	1.0	粘土壁:1×10 ⁻⁸ (cm/sec)南北は海～敷地境界まで				粗粒砂岩	165	131
102-2	0.4	薬注:1×10 ⁻⁵ (cm/sec)	粘土壁:1×10 ⁻⁶ (cm/sec)	薬注:1×10 ⁻⁵ (cm/sec)	中粒砂岩	224	176	
100-2	0.4	—	地下水BP(12孔)	—		291	222	
102-1	0.4	薬注:1×10 ⁻⁵ (cm/sec)	地下水BP(12孔)	薬注:1×10 ⁻⁵ (cm/sec)	中粒砂岩	262	205	
103-1	0.4	薬注:1×10 ⁻⁵ (cm/sec)	地下水BP(12孔+増設16孔)	薬注:1×10 ⁻⁶ (cm/sec)		230	177	
103-2	0.4	地下水BP(代替6孔)	地下水BP(12孔+増設16孔)	地下水BP(代替5孔)		223	172	
103-3	0.4	地下水BP(代替6孔)+ 薬注:1×10 ⁻⁵ (cm/sec)	地下水BP(12孔+増設16孔)	地下水BP(代替5孔)+ 1×10 ⁻⁵ (cm/sec)		214	168	
103-4	0.4	地下水BP(代替6孔)				218	172	
104-1	0.4	山側のみ薬注:1×10 ⁻⁵ (cm/sec)	地下水BP(12孔)	山側のみ薬注:1×10 ⁻⁶ (cm/sec)		279	215	
100	0.4	フェーシング:比較の基本ケース(全てに共通:下図左(0.4km ²))				—	346	274
7-2	1.7	広域フェーシング(1.7km ²)				—	159	134
110	1.45	広域フェーシング(実際の1.45km ² 程度)				—	167	138
110-2	1.15	広域フェーシング(実施計画済みの1.15km ² 程度)				—	310	260
111	1.45	広域フェーシング(実際の1.45km ² 程度)+地下水BP(連続孔～12孔)				—	93～130	68～103

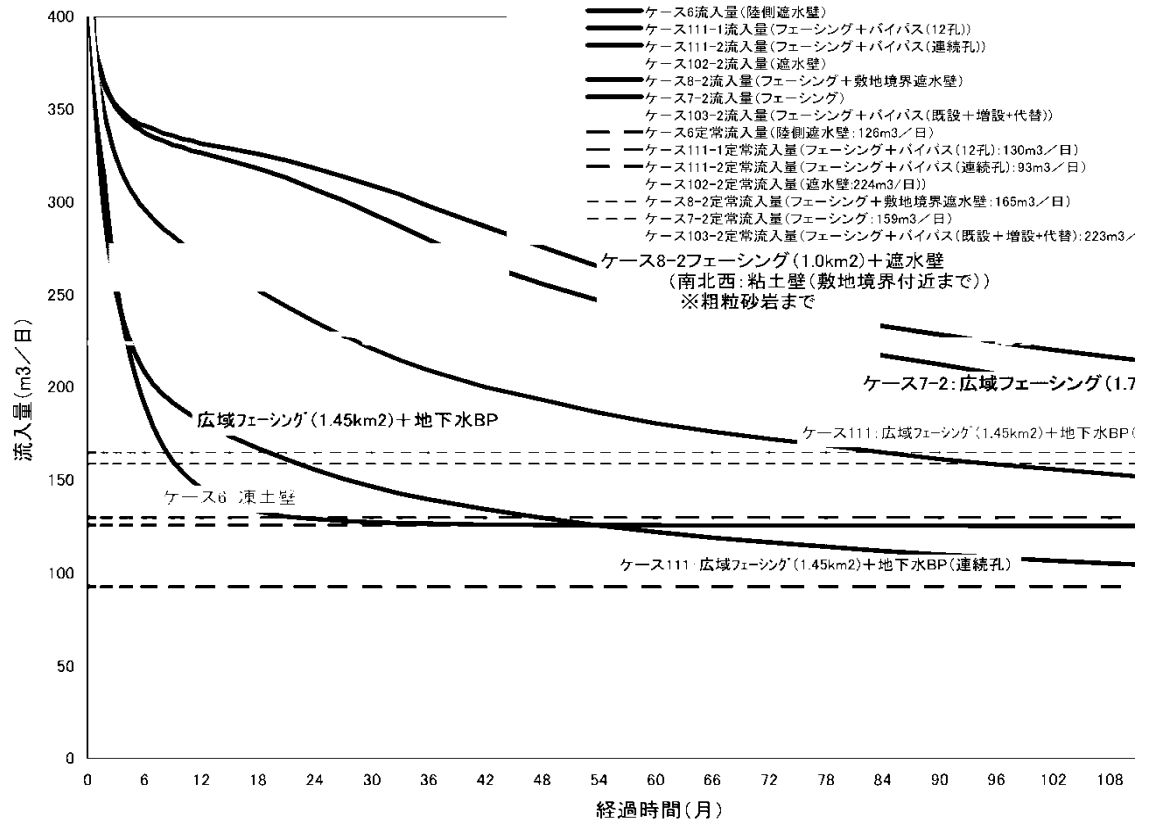
- 施工可能:確実性高
- 施工可能:確実性中
- 施工要検討:確実性低
- 施工困難:確実性極低

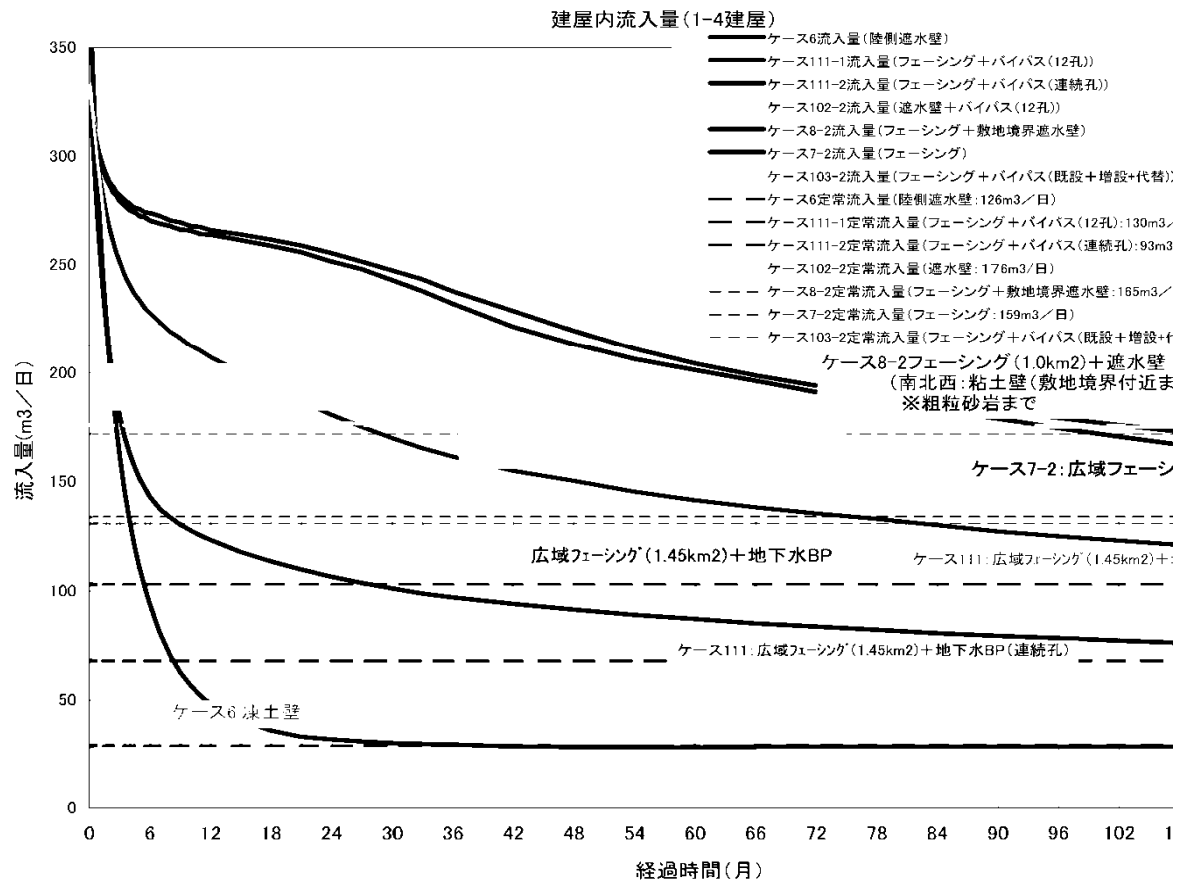
確実性の評価には
深部まで対策した際の
汚染拡大防止や、他工事
との人員の調達調整は
考慮していない。



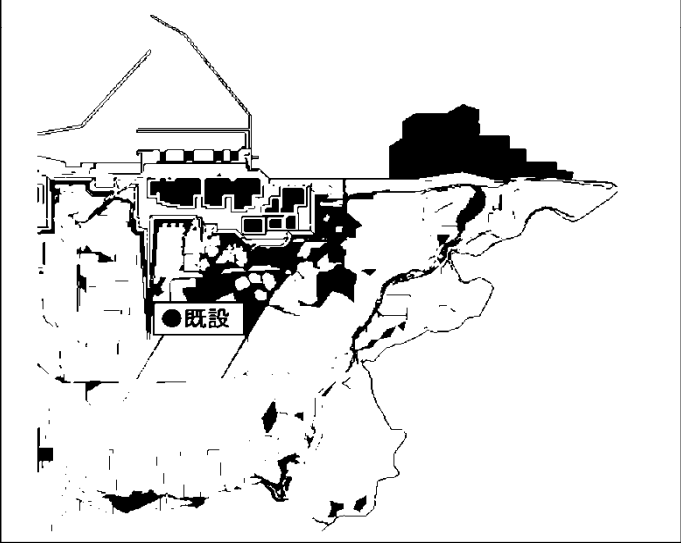
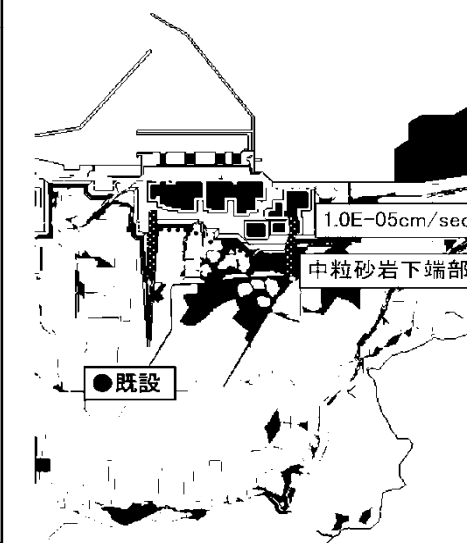
- 建屋流
- 建屋流
- 建屋流
- 建屋流

建屋内流入量(建屋合計)


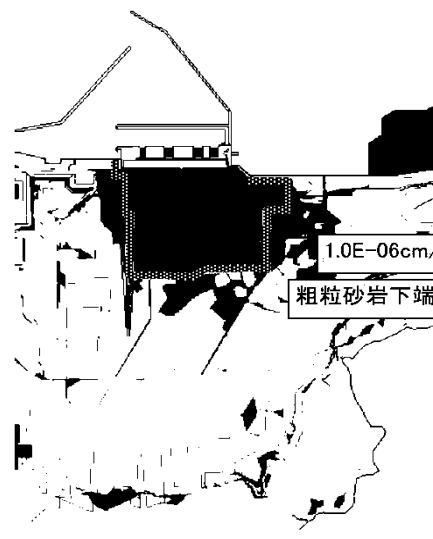




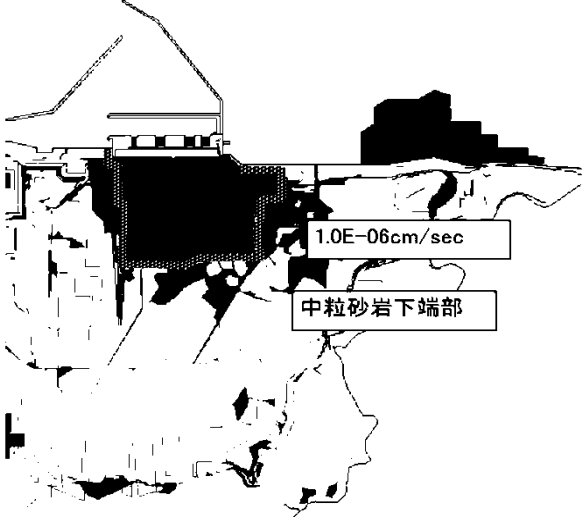
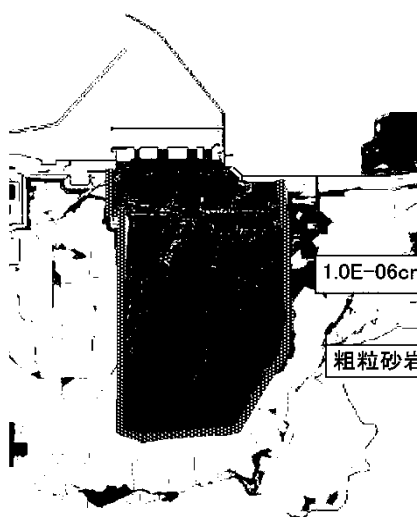
解析結果及びモデル図(その1)

ケース2(地下水バイパス:12孔)	104-2 (遮水壁+地下水バ-
建屋流入量:合計388, 1-4号300, HTI-プロセス88	遮水壁:南・北側 $1.0E-05\text{cm/sec}$ 中粒
地下水バイパス揚水量:459	地下水バイパス:既設(12孔)
—	建屋流入量:合計386, 1-4号301, HTI-プ
—	地下水バイパス揚水量:既設472
—	
	

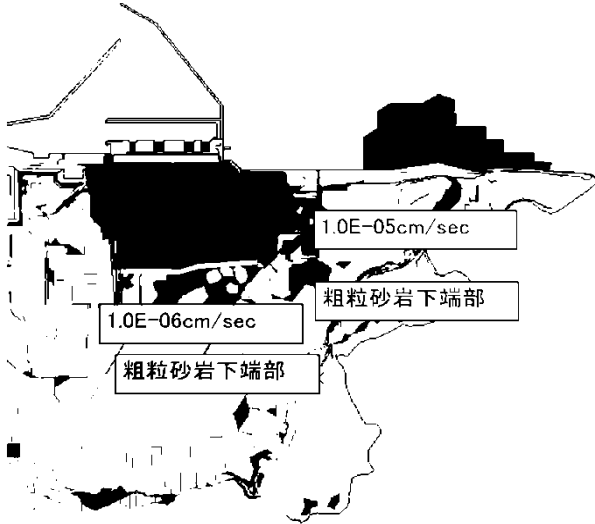
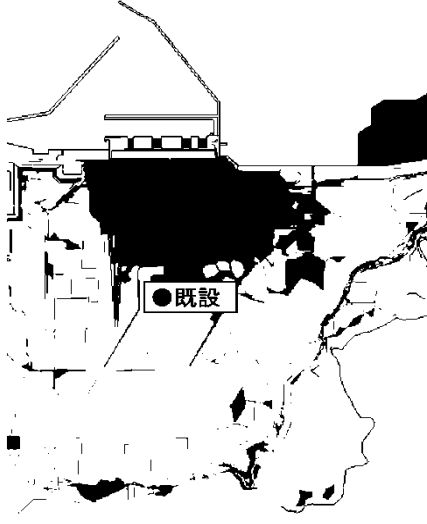
解析結果及びモデル図(その2)

ケース6(陸側遮水壁:フェーシング0.1km2(80%))	101-1 (フェーシング:0.4km2-
建屋流入量:合計126, 1-4号29, HTI-プロセス97	遮水壁:1.0E-06cm/sec 粗粒砂岩下
建屋流入量:300m3/日:約2.0ヶ月	建屋流入量:合計146, 1-4号120, HTI-プ
建屋流入量:200m3/日:約5.5ヶ月	—
—	—
—	—
	

解析結果及びモデル図(その3)

101-2 (フェーシング:0.4km3+遮水壁)	ケース8-2 (フェーシング:0.9km3)
遮水壁:1.0E-06cm/sec 中粒砂岩下端部	遮水壁:1.0E-06cm/sec 粗粒砂岩下部
建屋流入量:合計206, 1-4号164, HTI-プロセス42	建屋流入量:合計165, 1-4号131, HTI-プロセス42
—	建屋流入量:300m3/日:約3年
—	建屋流入量:200m3/日:10年以上
—	—
	

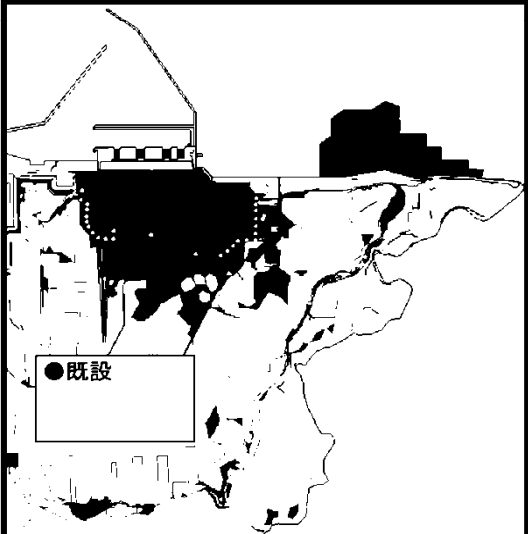
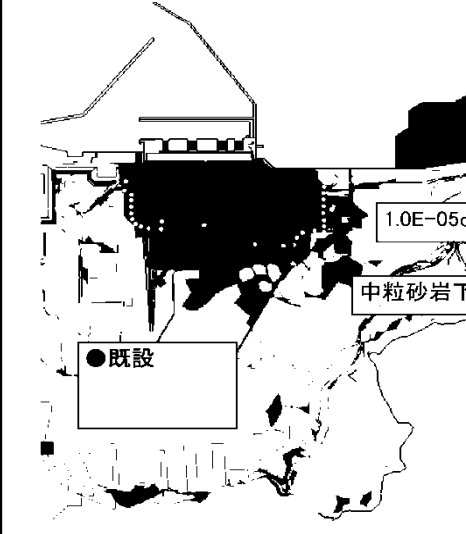
解析結果及びモデル図(その4)

102-2 (フェーシング:0.4km2+遮水壁)	100-2(フェーシング:0.4km2+地下
遮水壁:北側・南側1.0E-05cm/sec 粗粒砂岩下端部	建屋流入量:合計291, 1-4号222, HTI-プ
遮水壁:西側1.0E-06cm/sec 粗粒砂岩下端部	地下水バイパス揚水量:397
建屋流入量:合計224, 1-4号176, HTI-プロセス48	—
建屋流入量:300m3/日:約12ヶ月	—
建屋流入量:200m3/日:未達	—
	

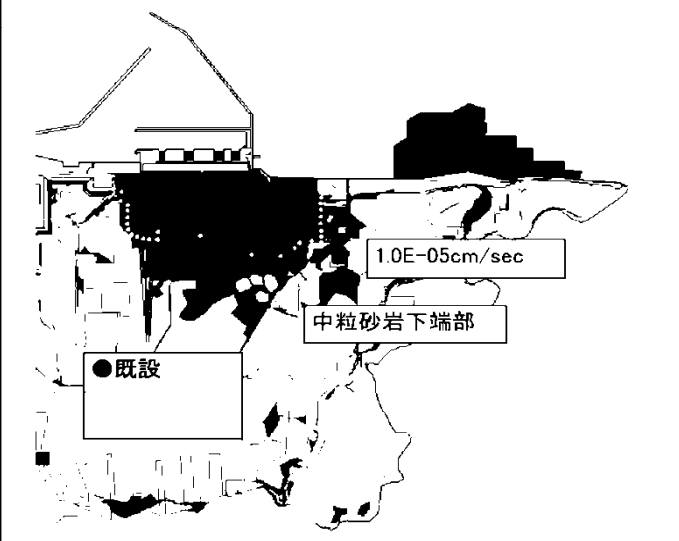
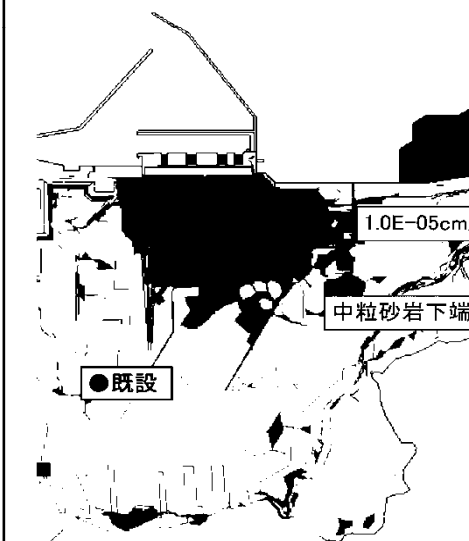
解析結果及びモデル図(その5)

102-1 (フェーシング:0.4km2+遮水壁+地下水バイパス)	103-1 (フェーシング:0.4km2+遮水壁+
遮水壁:北側・南側1.0E-05cm/sec 粗粒砂岩下端部	遮水壁:北側・南側1.0E-05cm/sec 中
地下水バイパス(12孔)	地下水バイパス:西側(既設(12孔+
建屋流入量:合計262, 1-4号205, HTI-プロセス57	建屋流入量:合計230, 1-4号177, HTI-プ
地下水バイパス揚水量:328	地下水バイパス揚水量:合計636, 既設230
—	—

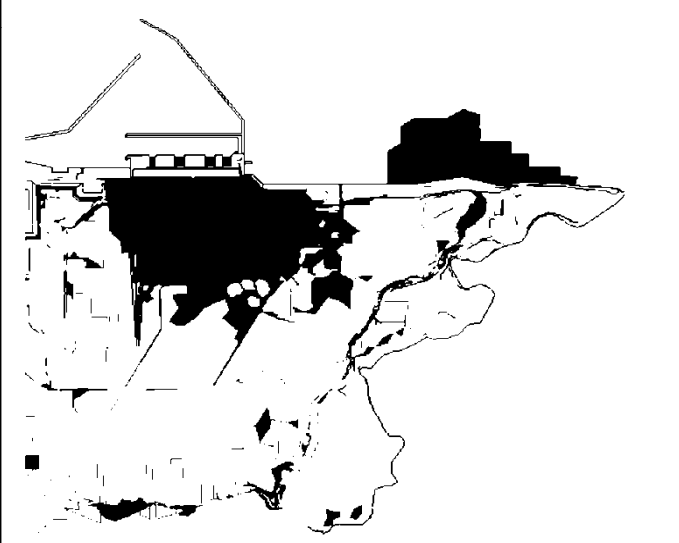
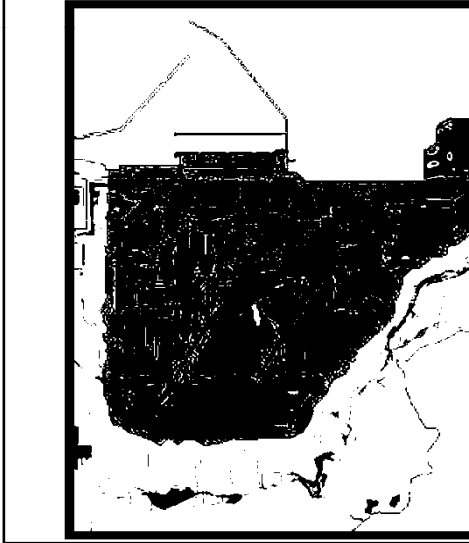
解析結果及びモデル図(その6)

103-2 (フェーシング:0.4km2+地下水バイパス)	103-3 (フェーシング:0.4km2+遮水壁+)
地下水バイパス:既設(12孔)+	遮水壁:北側・南側1.0E-05cm/sec 中
建屋流入量:合計223, 1-4号172, HTI-プロセス51	地下水バイパス:既設(12孔)+
地下水バイパス揚水量:合計948, 既設233, 増設342, 代替373	建屋流入量:合計214, 1-4号168, HTI-プ
建屋流入量:300m3/日:約3ヶ月	地下水バイパス揚水量:合計958, 既設224,
建屋流入量:200m3/日:未達	
	

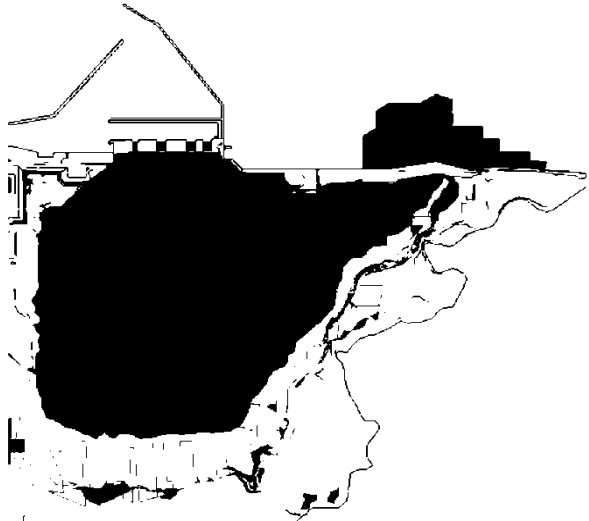

解析結果及びモデル図(その7)

103-4 (フェーシング:0.4km2+遮水壁+地下水バイパス)	104-1 (フェーシング:0.4km2+遮水壁+
遮水壁:南側1.0E-05cm/sec 中粒砂岩下端部	遮水壁:南・北側1.0E-05cm/sec 中粒
地下水バイパス:既設(12孔)+ +	地下水バイパス:既設(12孔)
建屋流入量:合計218, 1-4号172, HTI-プロセス46	建屋流入量:合計279, 1-4号215, HTI-プ
地下水バイパス揚水量:合計957, 既設233, 増設344, 代替380	地下水バイパス揚水量:既設337
	

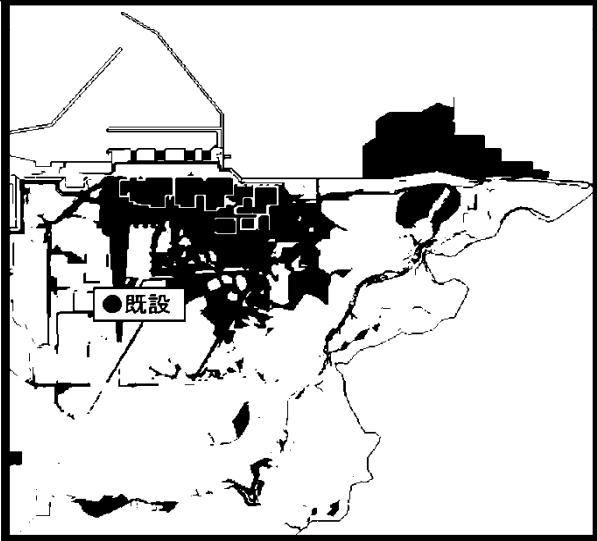
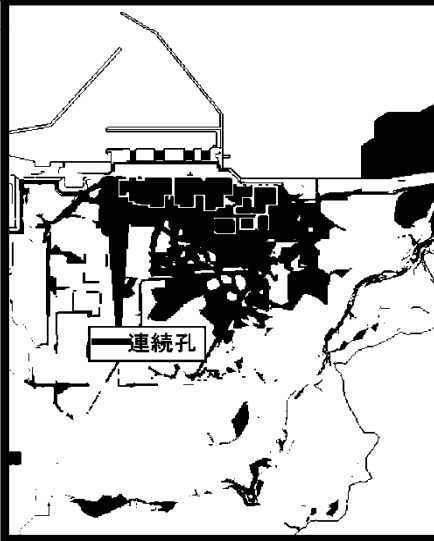
解析結果及びモデル図(その8)

100 (フェーシング:0.4km2)	ケース7-2(フェーシング:1
建屋流入量:合計346, 1-4号274, HTI-プロセス72	建屋流入量:合計159, 1-4号134, HTI-プ
—	建屋流入量:300m3/日:約27ヶ月
—	建屋流入量:200m3/日:約108ヶ月
—	—
—	—
	

解析結果及びモデル図(その9)

110-1(フェーシング:1.45km2)	110-2(フェーシング:1.15km2)
建屋流入量:合計167, 1-4号138, HTI-プロセス29	建屋流入量:合計310, 1-4号260, HTI-プロセス50
—	—
—	—
—	—
—	—
	

解析結果及びモデル図(その10)

111-1(フェーシング:1.45km ² +地下水バイパス:12孔)	111-2(フェーシング:1.45km ² +地下水バイパス:12孔)
建屋流入量:合計130, 1-4号103, HTI-プロセス27	建屋流入量:合計93, 1-4号68, HTI-プロセス27
地下水バイパス揚水量:75	地下水バイパス揚水量:149
建屋流入量:300m ³ /日:約5.5ヶ月	建屋流入量:300m ³ /日:約2.0ヶ月
建屋流入量:200m ³ /日:約42ヶ月	建屋流入量:200m ³ /日:約7.0ヶ月
—	—
	

フェーシングに伴うリスクへの対応

平成26年4月28日
東京電力株式会社



東京電力

1-1. フェーシングの実施に伴うリスクへの対応

フェーシングを実施することにより、汚染水が海域に流出するリスクが増加する可能性がある。

地震等により貯留水がタンクより漏れいし海域に流出するリスク

⇒検討の概要を1-2. に示す。

なお、26年度末には濃縮塩水の処理が終わる予定であり、スロッシング対策も進捗している見込みであることから、フェーシング実施中に高濃度の汚染水の海域流出リスクは低減していくものと考えられる。

表流水の流量・流速の増大のリスク

⇒集中豪雨に対応できる排水路の整備を行うとともに、想定を上回る降雨により排水路で処理できない場合でも、汚染水が増加することのないよう対策を検討する。

建屋内外の水位コントロールのため周辺地盤への注水が必要になる可能性が高まるリスク

⇒陸側遮水壁とともに整備するリチャージシステムの活用等を検討する。

1－2. タンク汚染水の表面流出リスク対策

想定するリスク： タンクの外周堰から汚染水が溢れる事象が発生した場合、フェーシングにより、汚染水が表面水として排水路（海）へ流出する

想定するリスクに対しては次のような対策案等が考えられ、現場の状況に応じた検討を進め、場所毎に適切なものを選択する。

対策案１・・・外周堰の貯水機能を強化する

- ・隣接する外周堰を連結し、外周堰内での汚染水の貯水機能を高める。

対策案２・・・溢水する場所を特定する

- ・万一、外周堰から溢水する場合でも、排水路から遠い場所から溢水するよう特定箇所に「切りかき」「排水管」等を設ける

対策案３・・・溢水した汚染水を排水路に近づけない

- ・現場状況に応じて、下記３つのいずれかの対応
 - a. 溢水した汚染水を地下貯水槽に暗渠で導流する。
 - b. 外周堰の外側に第３の堰を設ける。（第３の堰の運用は外周堰と同様とする）
 - c. 汚染水が排水路に近づかないよう地盤勾配を設け、フェーシング対象外とする。

対策案４・・・表面流水（汚染水）を排水路に流さない

- ・フェーシングの表面流水が排水路に流れないように、排水路への接続部に弁を設ける。

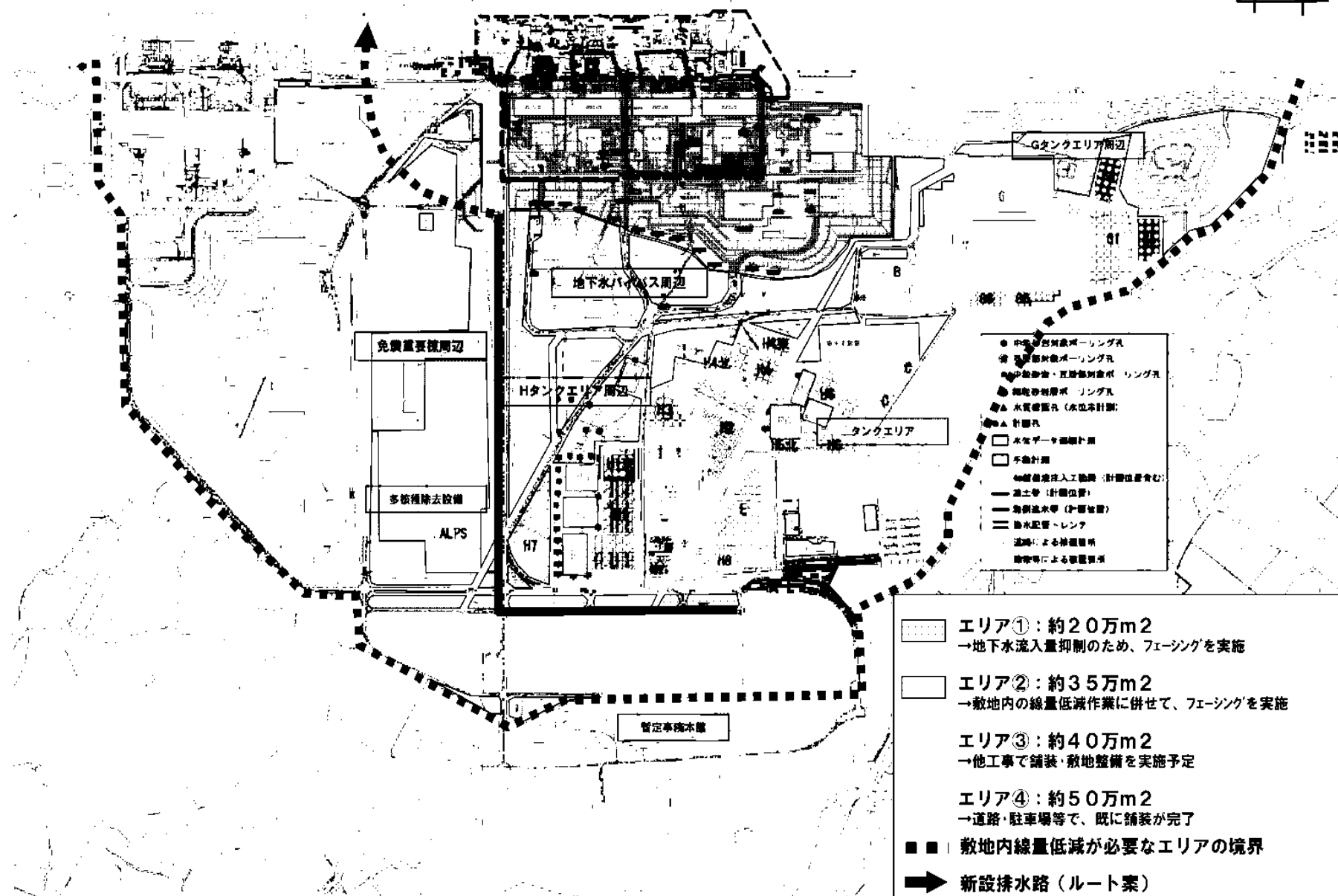
[illegible]

American Society of Human Genetics

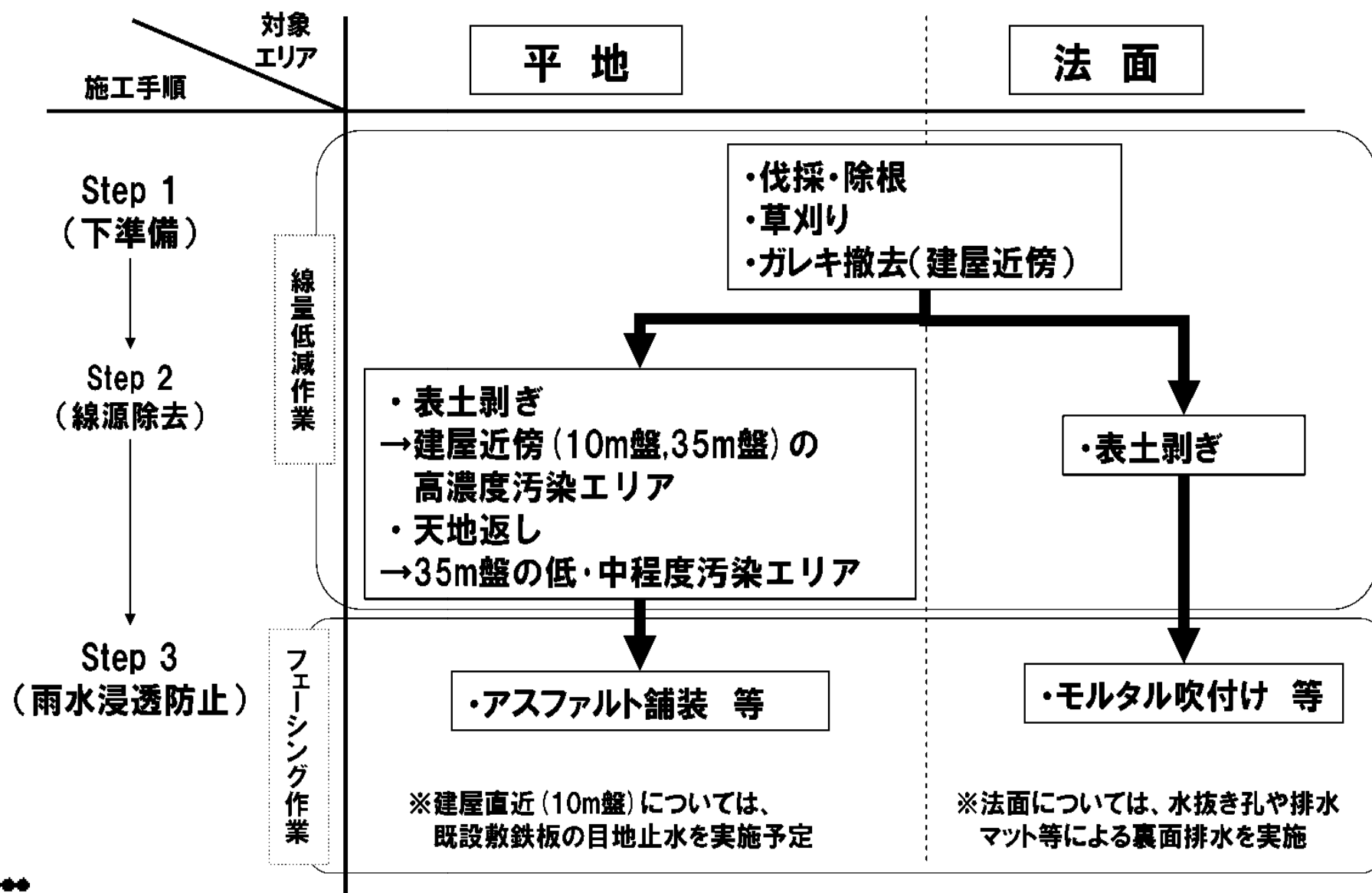
—

【参考】1Fサイト平面図

4+



【参考】フェーシング作業の流れ



フェーシングに伴うリスクへの対応

平成26年4月28日
東京電力株式会社



東京電力

1-1. フェーシングの実施に伴うリスクへの対応

フェーシングを実施することにより、汚染水が海域に流出するリスクが増加する可能性がある。

地震等により貯留水がタンクより漏えいし海域に流出するリスク

⇒検討の概要を1-2. に示す。

なお、26年度末には濃縮塩水の処理が終わる予定であり、スロッシング対策も進捗している見込みであることから、フェーシング実施中に高濃度の汚染水の海域流出リスクは低減していくものと考えられる。

表流水の流量・流速の増大のリスク

⇒集中豪雨に対応できる排水路の整備を行うとともに、想定を上回る降雨により排水路で処理できない場合でも、汚染水が増加することのないよう対策を検討する。

建屋内外の水位コントロールのため周辺地盤への注水が必要になる可能性が高まるリスク

⇒陸側遮水壁とともに整備するリチャージシステムの活用等を検討する。

1－2. タンク汚染水の表面流出リスク対策

想定するリスク： タンクの外周堰から汚染水が溢れる事象が発生した場合、フェーシングにより、汚染水が表面水として排水路（海）へ流出する

想定するリスクに対しては次のような対策案等が考えられ、現場の状況に応じた検討を進め、場所毎に適切なものを選択する。

対策案１・・・外周堰の貯水機能を強化する

- ・隣接する外周堰を連結し、外周堰内での汚染水の貯水機能を高める。

対策案２・・・溢水する場所を特定する

- ・万一、外周堰から溢水する場合でも、排水路から遠い場所から溢水するよう特定箇所に「切りかき」「排水管」等を設ける

対策案３・・・溢水した汚染水を排水路に近づけない

- ・現場状況に応じて、下記３つのいずれかの対応
 - a. 溢水した汚染水を地下貯水槽に暗渠で導流する。
 - b. 外周堰の外側に第３の堰を設ける。（第３の堰の運用は外周堰と同様とする）
 - c. 汚染水が排水路に近づかないよう地盤勾配を設け、フェーシング対象外とする。

対策案４・・・表面流水（汚染水）を排水路に流さない

- ・フェーシングの表面流水が排水路に流れないように、排水路への接続部に弁を設ける。

屋外一般部

排水路

雨水

ゲート

内堰

外周堰

浸透防止

第3堰

マンホール

電動弁

雨水排水

外周堰連結管 (対策1)

外周部の切りかき・配管等 (対策2)

万一の汚染水溢水ルート

対策4

対策1

対策2

対策3-a

対策3-b

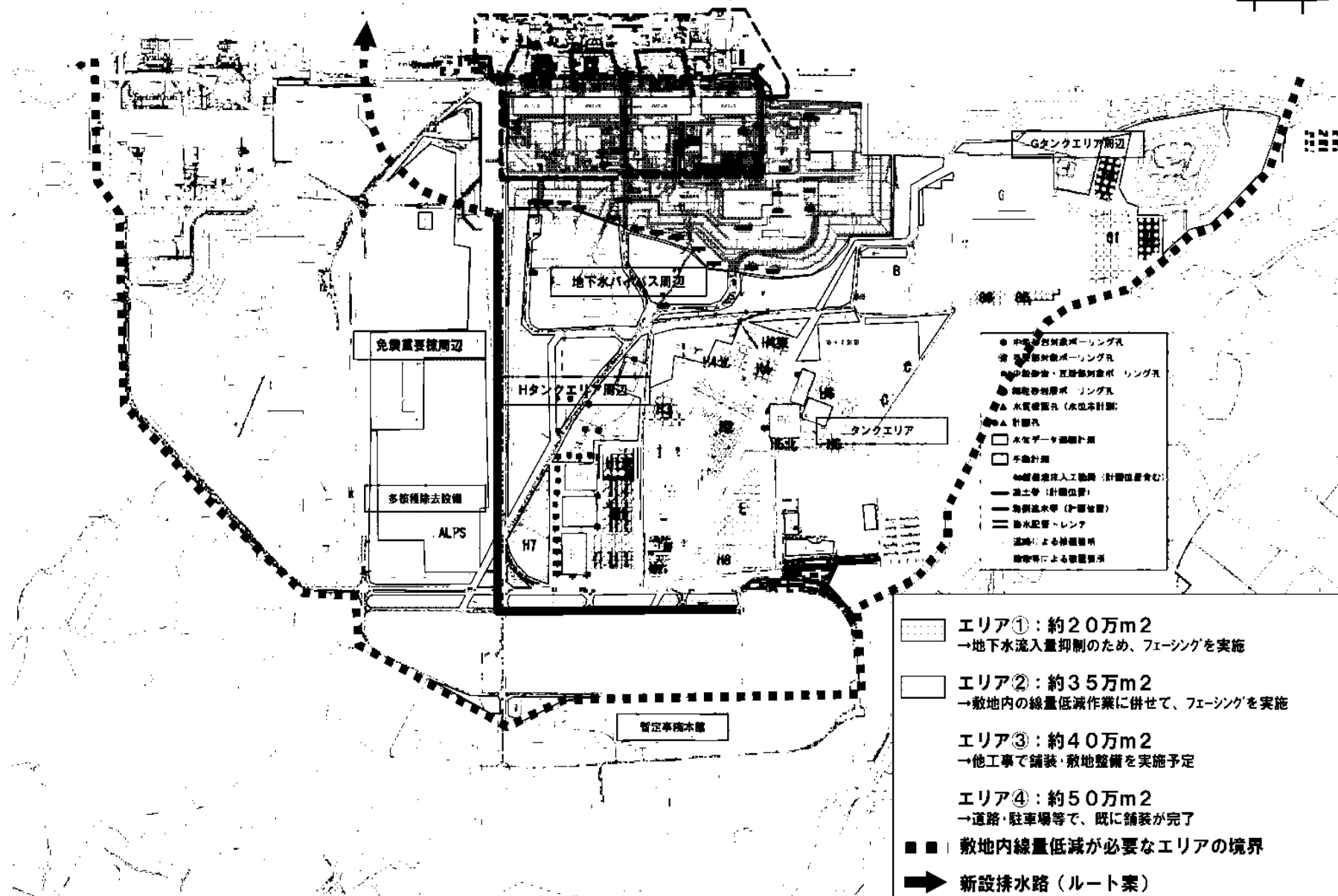
対策3-c



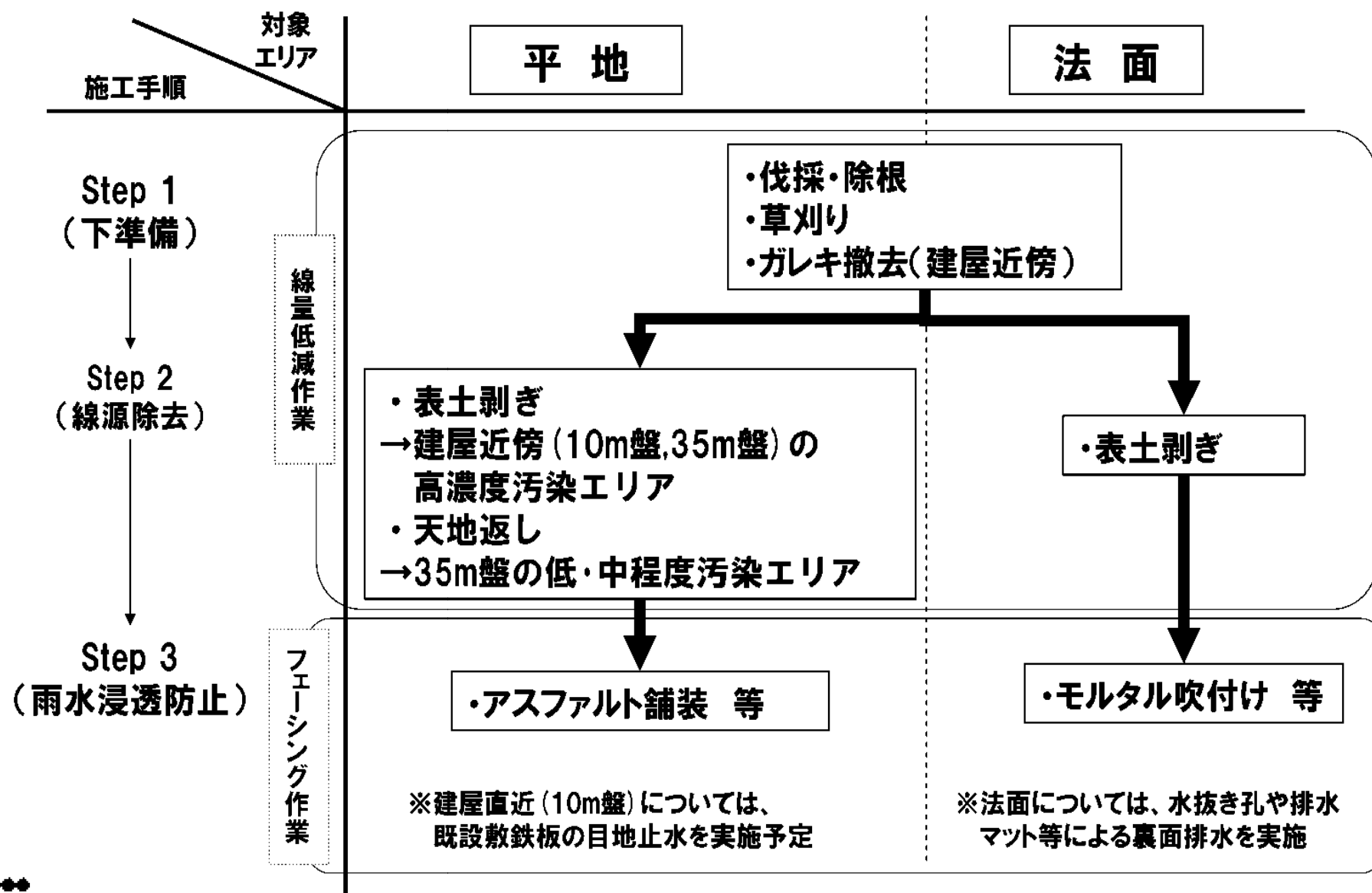
—

【参考】1Fサイト平面図

4+



【参考】フェーシング作業の流れ



汚染水貯留タンクの増設計画・ リプレイス計画について

平成26年 4月28日
東京電力株式会社

1. タンク増設計画について



1. はじめに

当社は、平成24年7月25日付「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における信頼性向上対策に係る実施計画に係る更なる対応について(指示)」(20120725原院第4号)の指示のうち、「2. 今後3年間の濃縮塩水や多核種除去設備等で処理した処理済水などの水の発生量を明らかにした上で、必要な容量の貯留タンクの増設計画を策定すること」について、報告書を取りまとめ、平成24年8月27日、9月7日に当時の原子力安全・保安院へ報告した。

同報告書において半期毎に増設計画を報告していることから、本報告書により、平成26年3月末時点のタンク増設計画を平成26年4月4日に報告した。

ここでは、上記報告内容に、先日行われた現地調整会議等にてご要望のあった追加シュミレーションもあわせて実施した。

2. タンク増設計画

前回(平成25年10月)の報告においては、平成26年度中に濃縮塩水を浄化処理水にすることを旨すとともに平成27年度末を目途にタンク総容量を約80万m³まで増加させる計画を報告している。

その後、多核種除去設備等処理水を空になった濃縮塩水タンクに戻すことを極力避けるためタンク増設のピッチを最大限加速させる検討をした結果、平成26年度末に総容量でほぼ80万m³に達する見通しを得た。

平成26年3月25日現在のタンク貯蔵状況及び至近の増設計画は、以下の通り。(単位m³)

	貯蔵量	貯蔵容量	新規タンク 増設中	新規タンク 計画中	リブレース 計画中	平成27年3月時点 容量合計	平成28年3月時点 容量合計
			G7, J1, J5 エリア	J2, J3, J4 エリア	既設エリア		
淡水受タンク	25,031	31,400	-	-	▲11,000	約20,000	約20,400
濃縮水受タンク	345,051	365,200	7,000	0	▲209,000	約200,000	約163,200
濃縮廃液貯水槽	9,205	9,500	-	-	-	約10,000	約10,000
処理水貯槽	67,157	79,800	99,000	255,100	258,000	約582,000	約691,900
合計	446,444	485,900	106,000	255,100	38,000	約812,000	約885,500



(*) 平成28年3月時点の容量合計については、今後の状況を踏まえて、見直しを図っていくものとする。(参考値)

東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

引用：第13回汚染水対策検討WG資料(H26.4.12)

3. 評価ケース・評価条件(1／4)

想定水量については、建屋への地下水流入量抑制効果の有無(地下水バイパス・サブドレン・止水状況)、雨水貯蔵、海側遮水壁に溜まる地下水(地下水ドレン)を考慮した評価ケース(4ケース)に加え、5のケース(陸側遮水壁を未実施の場合)も追加して、評価を実施。

【評価ケース】

ケース	地下水 バイパス	サブドレン	堰内雨水 の扱い	地下水 ドレン	高温焼却炉設備 建屋(HTI建屋)止 水
1	実施	汲み上げ	排水	排水	実施
2	実施	汲み上げ	排水	貯水	実施
3	実施せず	実施せず	排水	貯水	実施
4	実施	汲み上げ	貯水	貯水	実施
5	実施	実施せず	排水	貯水	実施

(*)ケース5については、厳しめの条件を模擬するものとして、陸側遮水壁の効果がでない場合を想定した。

共通条件

建屋地下水流入量を約400m³/日

2, 3号機トレンチ汲み上げ量 約11,000m³(H26.4～H26.6)

廃液供給タンク他移送量 約2,000m³(H26.4)



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

引用：第13回汚染水対策検討WG資料(H26.4.12)

3. 評価ケース・評価条件(2/4)

ケース①

建屋への地下水流入量:約400m³/日

H26.04～ HTI建屋止水により抑制された地下水流入量:約300 m³/日

H26.06～ 地下水バイパス稼働により抑制された地下水流入量:約250 m³/日

H26.11～ サブドレン稼働により抑制された地下水流入量:約80 m³/日

H27.09～ 陸側遮水壁設置により抑制された地下水流入量:約20 m³/日

【増加要因】

～H26.09(海側遮水壁完成)護岸エリア地下水の建屋への移送量:約60 m³/日

ケース②

建屋への地下水流入量:約400m³/日

H26.04～ HTI建屋止水により抑制された地下水流入量:約300 m³/日

H26.06～ 地下水バイパス稼働により抑制された地下水流入量:約250 m³/日

H26.11～ サブドレン稼働により抑制された地下水流入量:約80 m³/日

H27.09～ 陸側遮水壁設置により抑制された地下水流入量:約20 m³/日

【増加要因】

～H26.09(海側遮水壁完成)護岸エリア地下水の建屋への移送量:約60 m³/日

H26.10～ 地下水ドレン(海側遮水壁直近の地下水):約90m³/日



3. 評価ケース・評価条件(3／4)

ケース③

建屋への地下水流入量:約400m³/日

H26.04～ HTI建屋止水により抑制された地下水流入量:約300 m³/日

H27.09～ 陸側遮水壁設置により抑制された地下水流入量:約20 m³/日

【増加要因】

～H26.09(海側遮水壁完成)護岸エリア地下水の建屋への移送量:約60 m³/日

H26.10～H27.9 地下水ドレン(海側遮水壁直近の地下水):約300m³/日

H27.10～ 地下水ドレン(海側遮水壁直近の地下水):約90m³/日

ケース④

建屋への地下水流入量:約400m³/日

H26.04～ HTI建屋止水により抑制された地下水流入量:約300 m³/日

H26.06～ 地下水バイパス稼働により抑制された地下水流入量:約250 m³/日

H26.11～ サブドレン稼働により抑制された地下水流入量:約80 m³/日

H27.09～ 陸側遮水壁設置により抑制された地下水流入量:約20 m³/日

【増加要因】

～H26.09(海側遮水壁完成)護岸エリア地下水の建屋への移送量:約60 m³/日

H26.03～ コンクリート堰内の汚染の確認された雨水貯蔵量:約150 m³/日

H26.10～ 地下水ドレン(海側遮水壁直近の地下水):約90m³/日

3. 評価ケース・評価条件(3／4)

ケース⑤

建屋への地下水流入量:約400m³/日

H26.04～ HTI建屋止水により抑制された地下水流入量:約300 m³/日

H26.06～ 地下水バイパス稼働により抑制された地下水流入量:約250 m³/日

【増加要因】

～H26.09(海側遮水壁完成)護岸エリア地下水の建屋への移送量:約60 m³/日

H26.10～ 地下水ドレン(海側遮水壁直近の地下水):約300m³/日

<参考>

堰内の雨水については、雨樋設置等を適宜進めており、低減効果は予想されるが、ここでは平成25年10月報告時と同様150m³/日と想定した。

多核種除去設備処理量

ALPS処理量:約560m³/日(H26.4～H26.9)

ALPS処理による薬液増加量:処理量×0.1

ALPS+高性能ALPS+増設ALPS処理量:約1,960m³/日
(H26.10～)

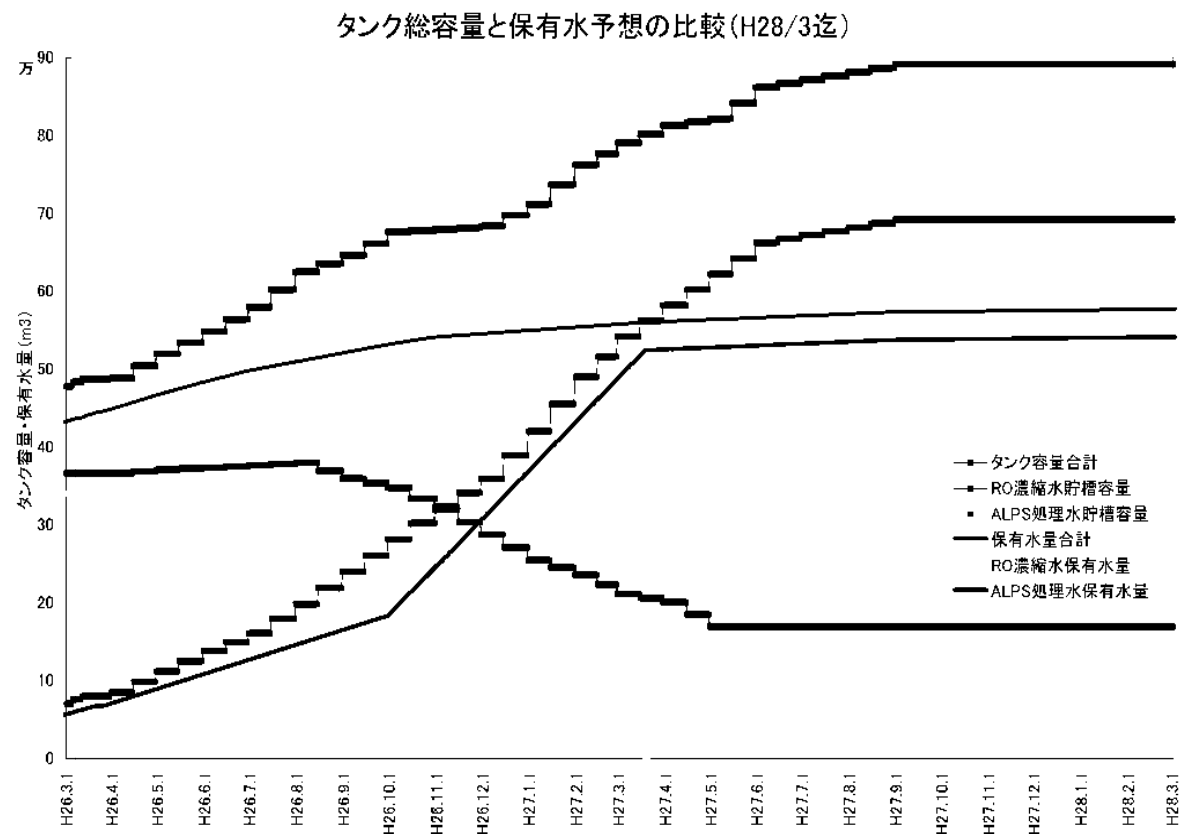


4. 評価結果(1/5)

ケース1

地下水バイパス：実施
サブドレン：汲み上げ
堰内雨水：排水
地下水ドレン：排水
HTI止水：実施

本グラフはシミュレーションであり、
諸条件により変化
する可能性がある。



ALPS処理水・RO濃縮塩水ともに、タンク容量に比較的余裕がある。
RO濃縮塩水の浄化処理は、平成26年度末までに行うことが可能。

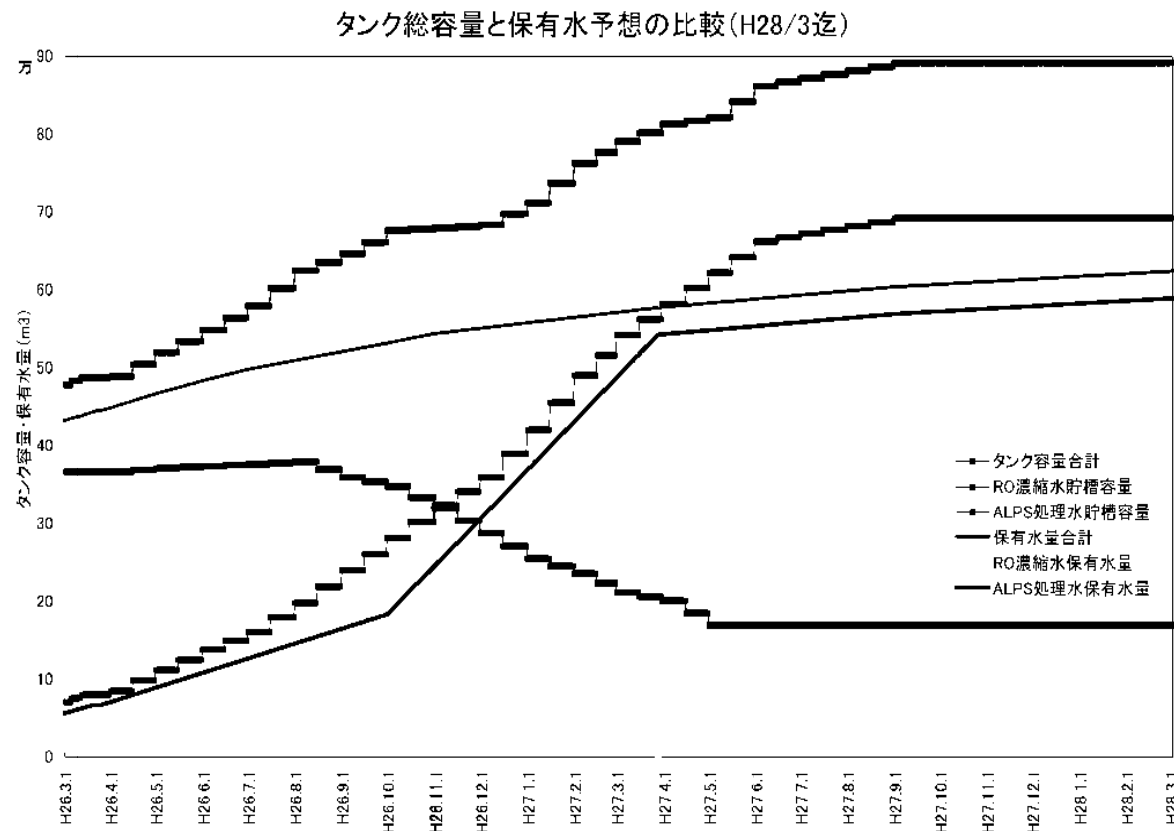


4. 評価結果(2/5)

ケース2

地下水バイパス：実施
サドレン：汲み上げ
堰内雨水：排水
地下水ドレン：貯水
HTI止水：実施

本グラフはシミュレーションであり、
諸条件により変化
する可能性がある。



ケース1と比較して、ALPS処理水のタンク容量の受入れ余裕が少なくなるものの、ALPS処理水・RO濃縮塩水ともに、タンクに受入れが可能。

RO濃縮塩水の浄化処理は、平成26年度末までに行うことが可能。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

引用：第13回汚染水対策検討WG資料(H26.4.12)

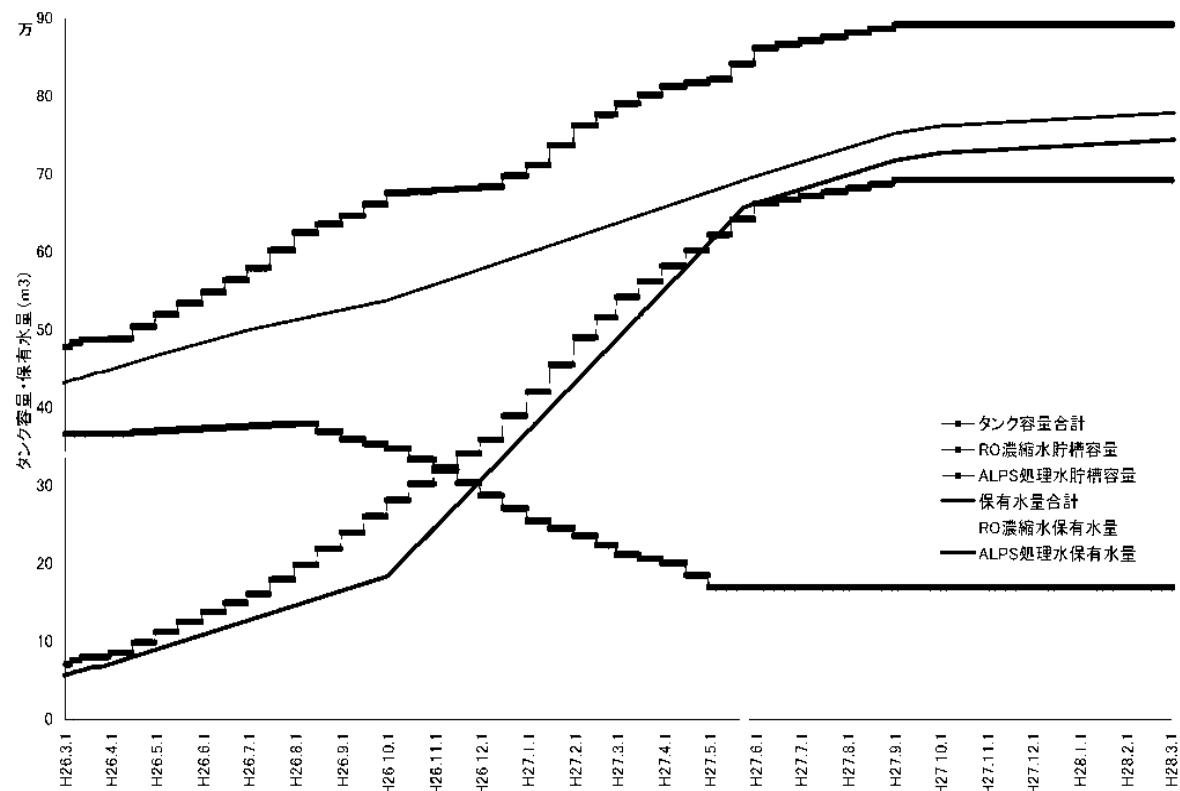
4. 評価結果(3/5)

ケース3

地下水バイパス：実施せず
サドレン：実施せず
堰内雨水：排水
地下水ドレン：貯水
HTI止水：実施

本グラフはシミュレーションであり、
諸条件により変化
する可能性がある。

タンク総容量と保有水予想の比較(H28/3迄)



総貯蔵容量を満足するものの、ALPS処理水の全てをALPS処理水用タンクに受け入れるとした場合、受入容量が不足する時期がある。

ALPS処理水の受入容量が不足する場合には、既存のフランジタンクの活用やタンクの増設の前倒し、更なる増設を検討していく。

RO濃縮塩水処理量が大幅に増加することから、RO濃縮塩水の浄化処理が平成26年度内に収まらない可能性がある。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

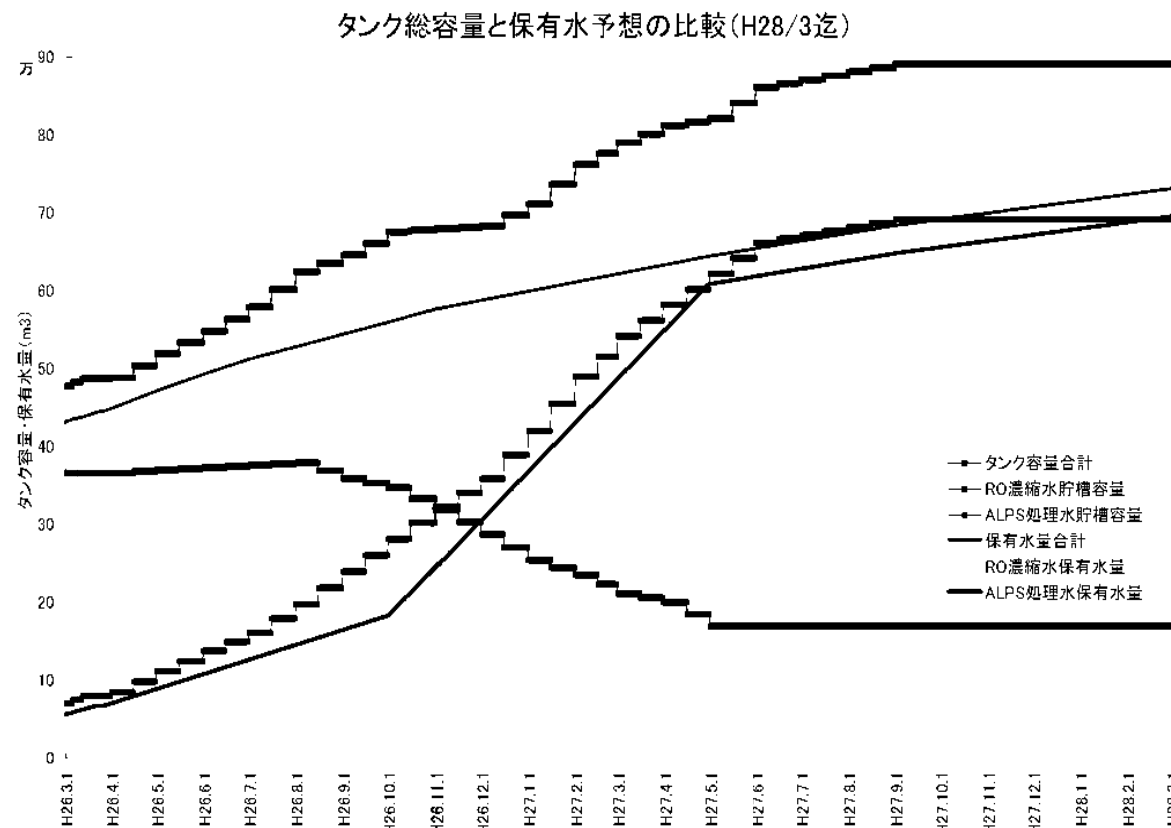
引用：第13回汚染水対策検討WG資料(H26.4.12)

4. 評価結果(4/5)

ケース4

地下水バイパス：実施
サブドレン：汲み上げ
堰内雨水：貯水
地下水ドレン：貯水
HTI止水：実施

本グラフはシミュレーションであり、諸条件により変化する可能性がある。



総貯蔵容量を満足するものの、ALPS処理水全てをALPS処理水用タンクに受け入れるとした場合に、受入容量が不足する時期がある。

堰内への雨水対策のため雨樋の設置や基準値を満足する雨水の排水等を行ってきているが、平成25年10月報告時の雨水貯蔵量評価を用いていることから、保有水が多くなる評価となる。

ALPS処理水の受入容量が不足する場合には、既存のフランジタンクの活用やタンクの増設の前倒し、更なる増設を検討していく。

RO濃縮塩水処理量が大幅に増加することから、RO濃縮塩水の浄化処理が平成26年度内に収まらない可能性がある。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

引用：第13回汚染水対策検討WG資料（H26.4.12）

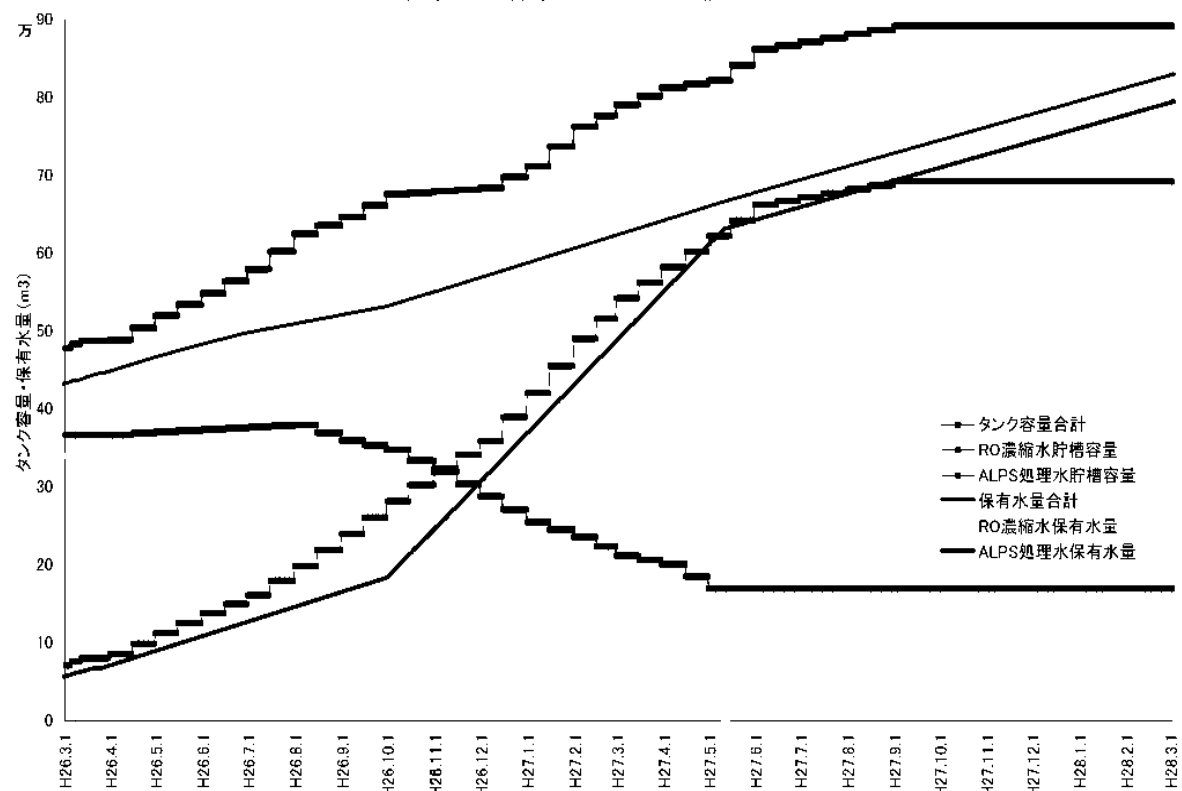
4. 評価結果(5/5)

ケース5

地下水バイパス：実施
サドレン：実施せず
堰内雨水：排水
地下水ドレン：貯水
HT止水：実施
陸側堰水壁：実施せず

本グラフはシミュレーションであり、諸条件により変化する可能性がある。

タンク総容量と保有水予想の比較(H28/3迄)



総貯蔵容量を満足するものの、ALPS処理水の全てをALPS処理水用タンクに受け入れるとした場合、受入容量が不足する時期がある。(凍土が効かないことにより、総貯水量は増加する)
ALPS処理水の受入容量が不足する場合には、既存のフランジタンクの活用やタンクの増設の前倒し、更なる増設を検討していく。
RO濃縮塩水処理量が大幅に増加することから、RO濃縮塩水の浄化処理が平成26年度内に収まらない可能性がある。



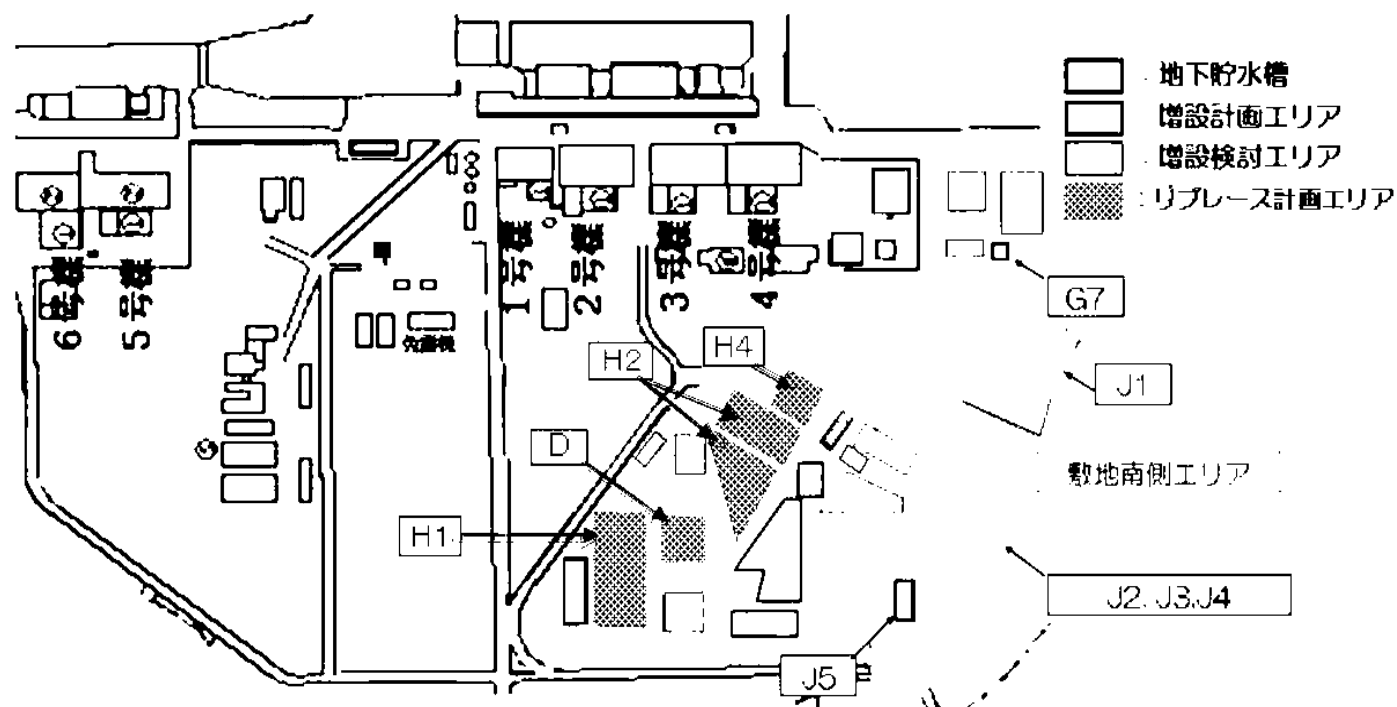
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

引用：第13回汚染水対策検討WG資料(H26.4.12)

5. 今後の貯留タンク増設の見通し(1／2)

現状のタンク増設及びリプレイス検討エリアは下図のとおり。



5. 今後の貯留タンク増設の見通し(2/2)

(1) 至近のタンク増設計画

	平成26年度												平成27年度					
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月
J1エリア タンク増設 (57,000m ³)		設置																
J5エリア タンク増設 (42,000m ³)		設置																
J2, J3, J4エリア タンク増設 (255,100m ³)				設置														
G7エリア タンク増設 (7,000m ³)	設置																	
既設エリア タンクリプレイス			撤去															

(2) 更なるタンク増設検討

平成26年7月以降、敷地南側のJ2, J3, J4エリアに255,100m³の鋼製円筒型タンクを増設する計画に加え、貯留効率の悪い既設Dエリアの鋼製角型タンクの撤去を行い、新たに鋼製円筒型タンクを設置(リプレイス)する計画である。

更にフランジ型タンクのリプレイス等の検討を行い、出来る限り早期に総貯蔵容量を約80万m³まで増加させていくことを検討する。

今後は、地下水バイパスやサブドレン復旧による地下水流入抑制対策、建屋滞留水の塩分濃度及び放射能濃度の低減、陸側遮水壁による水処理量低減・循環ループ縮小化をできるだけ早期に実現し、滞留水発生量の抑制・低減を図る。



6. タンク建設・運用の基本方針(1/2)

以上のことを踏まえ、タンク建設・運用の方針を以下のとおりとする。

平成26年度中に総貯蔵容量を約80万m³に増加。

今後設置するタンクは、溶接型タンク等を基本とする。

平成26年度末を目途に、濃縮塩水を浄化処理水にすることを目指し、ALPS処理水は全量新設タンクに受け入れられるようタンクの新設及びリプレースを加速。

フランジ型の鋼製円筒型タンク、鋼製角型タンク及び鋼製横置きタンクを溶接型タンク等に順次リプレース。

濃縮塩水の浄化処理が進み、タンクの空きが多くなった時点で解体を開始し、必要に応じて地盤強化等を行い、溶接型タンク等を設置。

漏えいが確認されたものと底板止水構造が同タイプのフランジ型の鋼製円筒型タンク、鋼製横置タンクの濃縮塩水から水抜きを進め、各タンクの貯蔵容量の裕度を確認の上、撤去若しくは底部補修による信頼性向上対策を実施。



6. タンク建設・運用の基本方針(2/2)

フランジ型の鋼製円筒型タンクの使用期間中は、パトロール及び水位計による監視の強化。

現在は、保有水量に対しタンク容量に余裕がないため、タンク水位高信号発生近くまでの水位で運用せざるを得ない状況である。タンク容量に余裕が出来次第、水位を段階的に引き下げることも含め、極力早い段階から水位低減に向けた取り組みを展開する。

新規タンクに貯水する場合は、タンク水位高信号水位に余裕を持たせた水位での運用を実施。

タンクの増設計画の進捗管理を確実に実施。

溶接型のタンクの増設が計画通り進捗しない場合のリスク管理として、フランジ型タンクの信頼性向上対策を実施して使用することについても検討。

タンク水抜き・リプレースが計画通り進捗しない場合のリスク管理として、さらなるタンク設置場所を追加検討。濃縮塩水の浄化処理が進み、タンクの空きが多くなった時点で解体を開始し、必要に応じて地盤強化等を行い、溶接型タンク等を設置。



2. タンクリプレース計画について



1. リプレイス計画の基本方針

漏えいリスクのあるフランジタンクの汚染水をできるだけ早く抜き、ALPSで処理する。ALPS処理水は汚染水の残水が残るフランジタンクには入れず、新設の溶接型タンクに貯蔵する

Jエリアなど新規エリアにタンク増設を最大限加速して行う(新設)。一方、新設タンクだけでは容量が不足するので、水抜きが終わった現行タンクの跡地に新しい溶接型タンクを建設する(リプレイス)

新設タンク・リプレイスタンクともに、土地利用効率を考え単基容量は可能な限り大型化する

Dエリアはノッチタンク群で構成され土地利用効率がわるい。このリプレイスは水バランスに与える影響が小さい一方で増設効果が高いことから、リプレイスを急ぐ

H1、H2エリアのブルータンクは、基礎堰もなく、連結弁も全てには設置されず漏洩リスクが高いため、他のフランジタンクより先にリプレイスする(但し、H1フランジはH1ブルーとの一体開発が必要で、続くリプレイスタンクの工事を効率的に実施するために、H2のブルーより早く撤去する)

H1、H2ブルータンクの水はDエリアのリプレイスタンク(溶接型)に移送した上で処理する



2. 平成26年度タンク計画

			平成26年度																		
			3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月						
新設タンク	Jエリア タンク建設	J1	15.0	17.0	17.0	9.0	太数字:タンク容量(単位:千m3)														
		J2 現地溶接					19.2	19.2	19.2	19.2	19.2	19.2	19.2	19.2							
		基数					8	8	8	8	8	8	8	8							
	J3 I期 完成型		6.0	6.0	12.0	18.0															
		基数		5	5	10	15														
	J3 II期 現地溶接						14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	14.5							
		基数						5	5	5	5	5	5	5							
G7エリア完成型タンク 完成型		4.2	2.8																		
	基数		6	4																	
リブ レース スタンク	Dエリアノッチタンクリブ レース 完成型	残水・撤去	地盤改良・基礎設置																		
		タンク組立	8.0	8.0	8.0	8.0	8.0	2.0													
		基数			8	8	8	8	8	2											
	H1ブルータンク 完成型					残水・撤去	地盤改良・基礎設置														
											27.6	18.0	8.4								
		撤去(千m3)						▲ 20	タンク												
	H1フランジタンク (type1;12基) 完成型						残水・撤去	地盤改良・基礎設置													
												18.0									
		撤去(千m3)							▲ 12	タンク											
	H2ブルー 現地溶接型											地盤改良・基礎設置									
												残水・撤去	10.0								
		撤去(千m3)									▲ 10	タンク									
	H2フランジタンク (type1;23基) 現地溶接型										残水・撤去	地盤改良・基礎設置									
													10.0								
	撤去(千m3)									▲ 28	タンク										
H4フランジタンク (Type1;22基) 完成型										残水・撤去	地盤改良・基礎設置										
														30.0							
	撤去(千m3)										▲ 22	▲ 26									



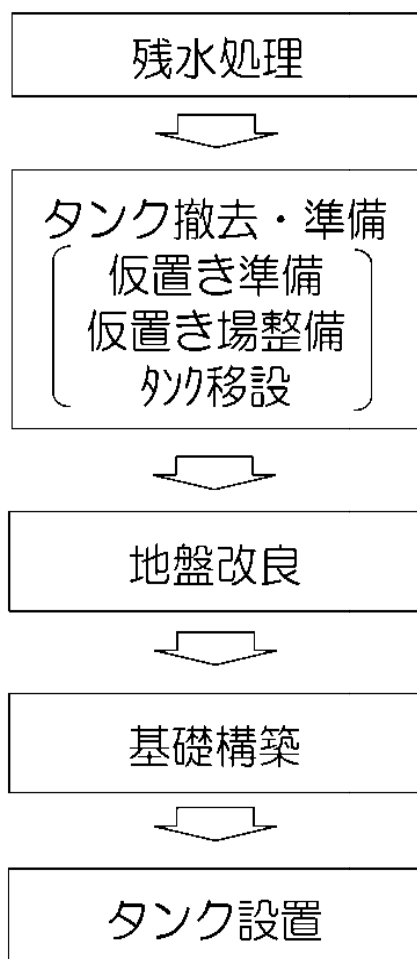
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

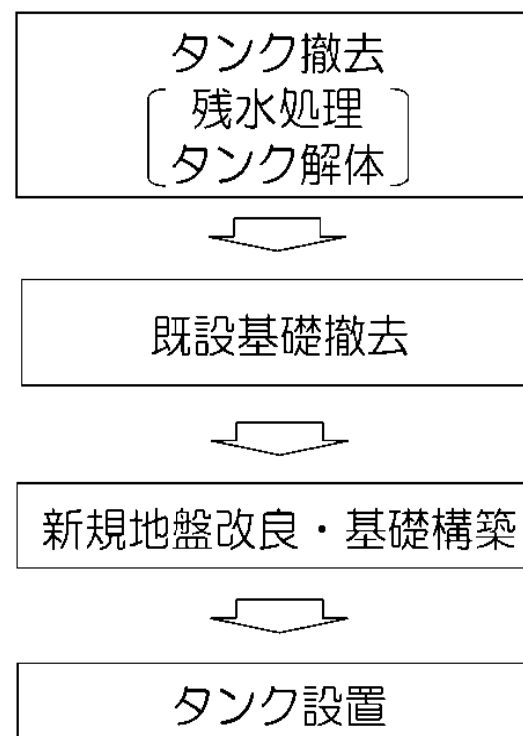
引用：第7回汚染水対策現地調整会議資料（H26.3.12）

3. タンク設置までの主な作業ステップ

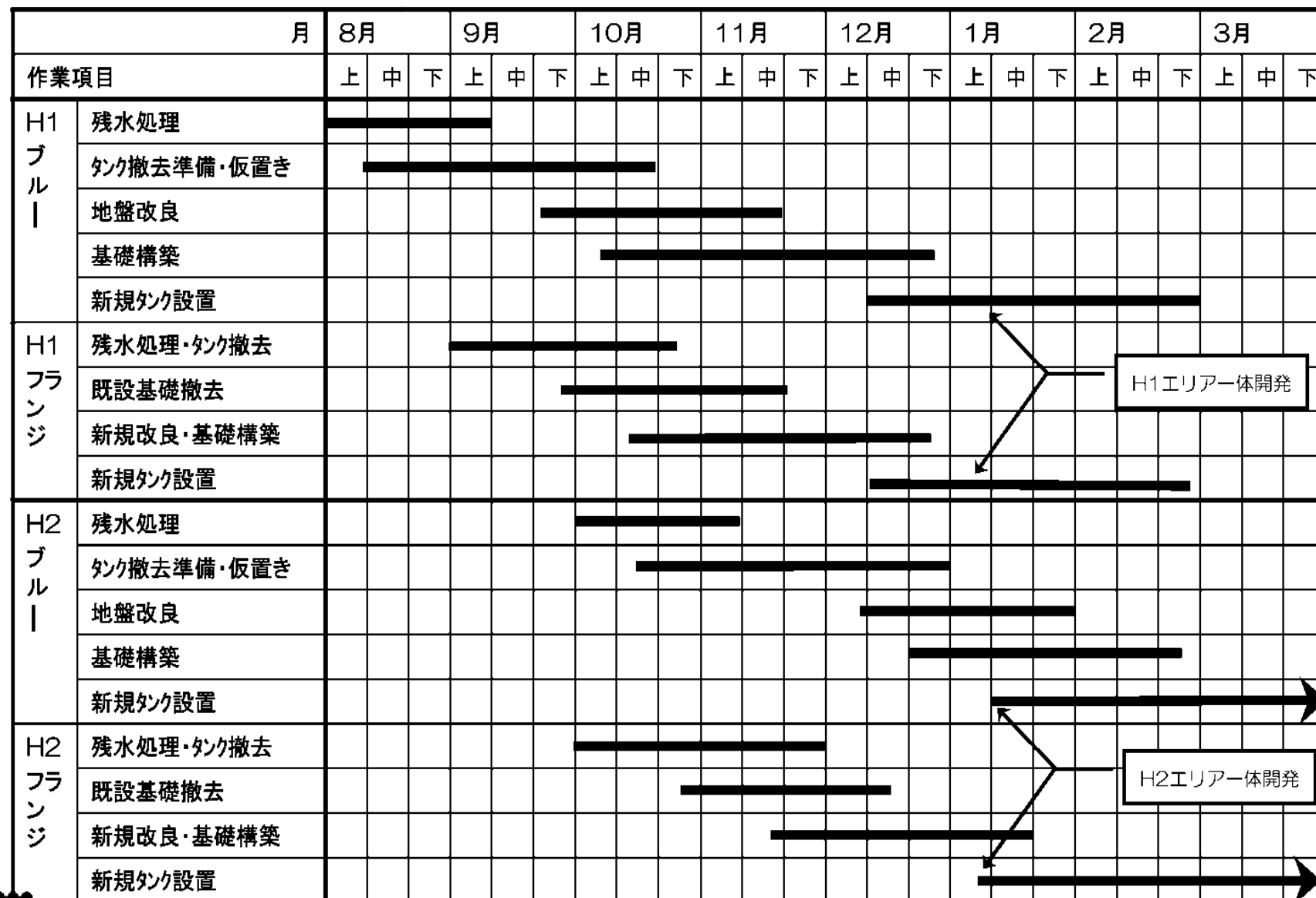
【ブルータンクリプレース】



【フランジタンクリプレース】



4. リプレイス工程(例:H1・H2エリア)

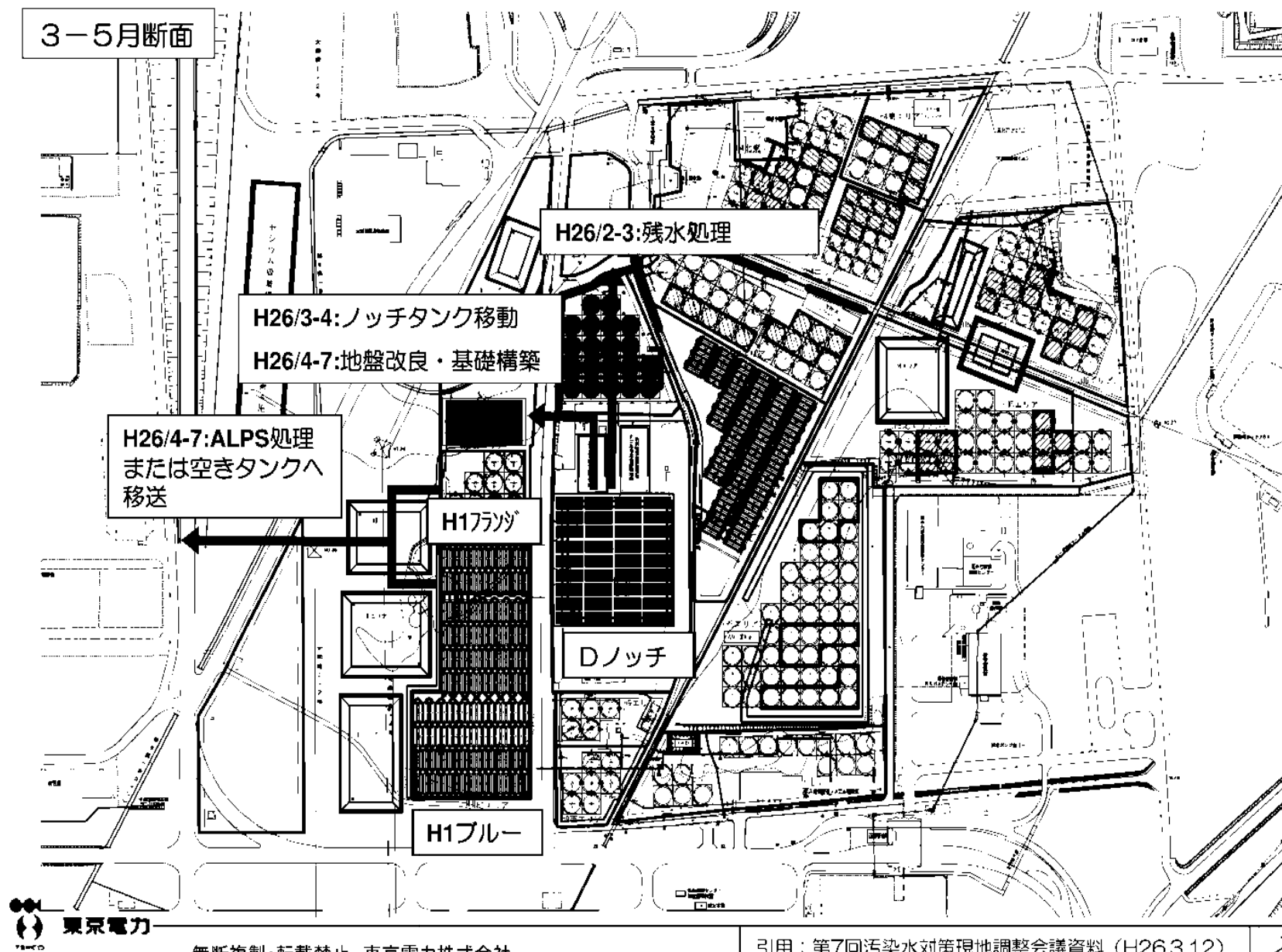


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

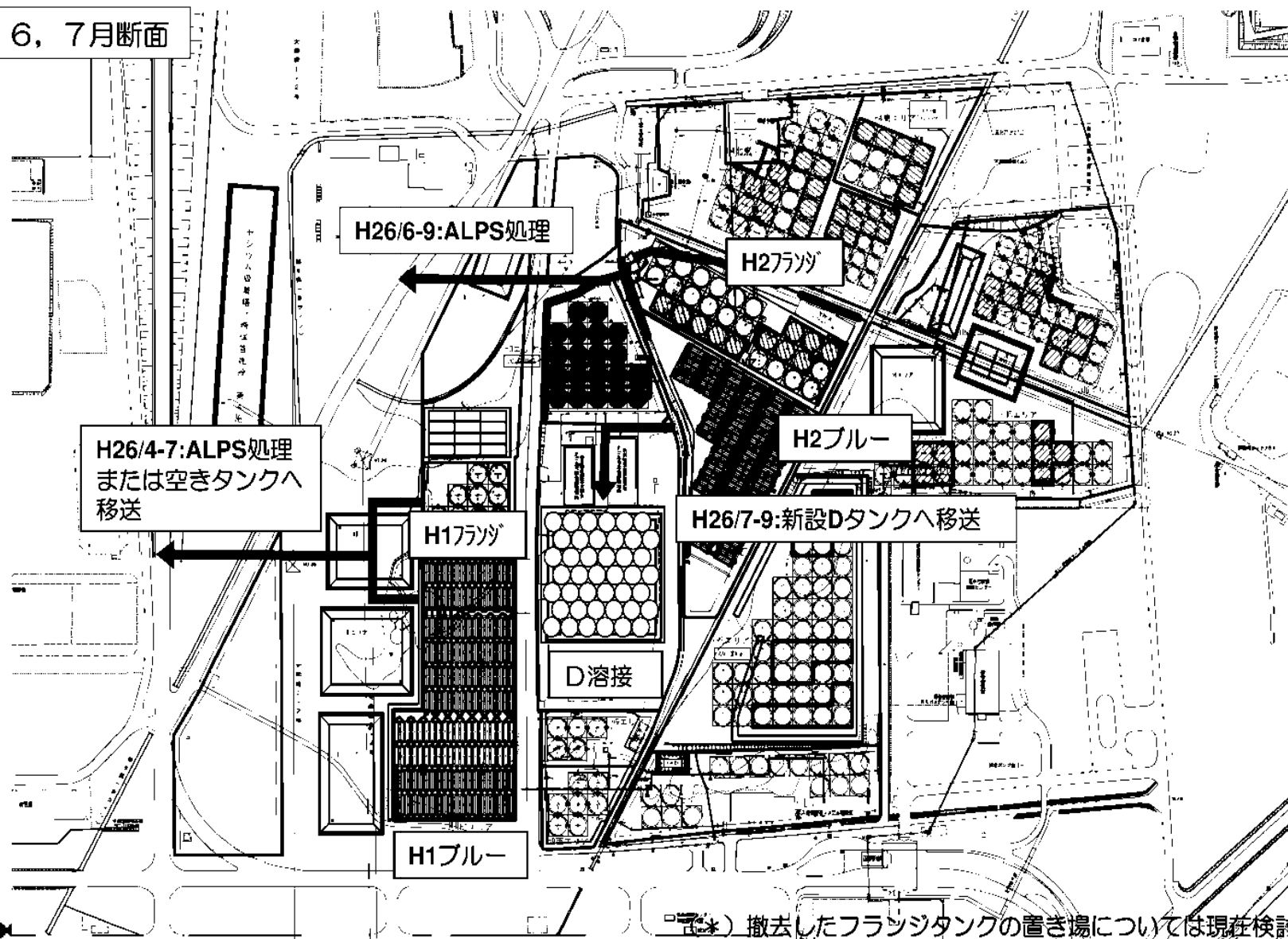
引用：第7回汚染水対策現地調整会議資料（H26.3.12）

5-1 至近のリプレイス計画(3-5月)



5-2 至近のリプレイス計画(6, 7月)

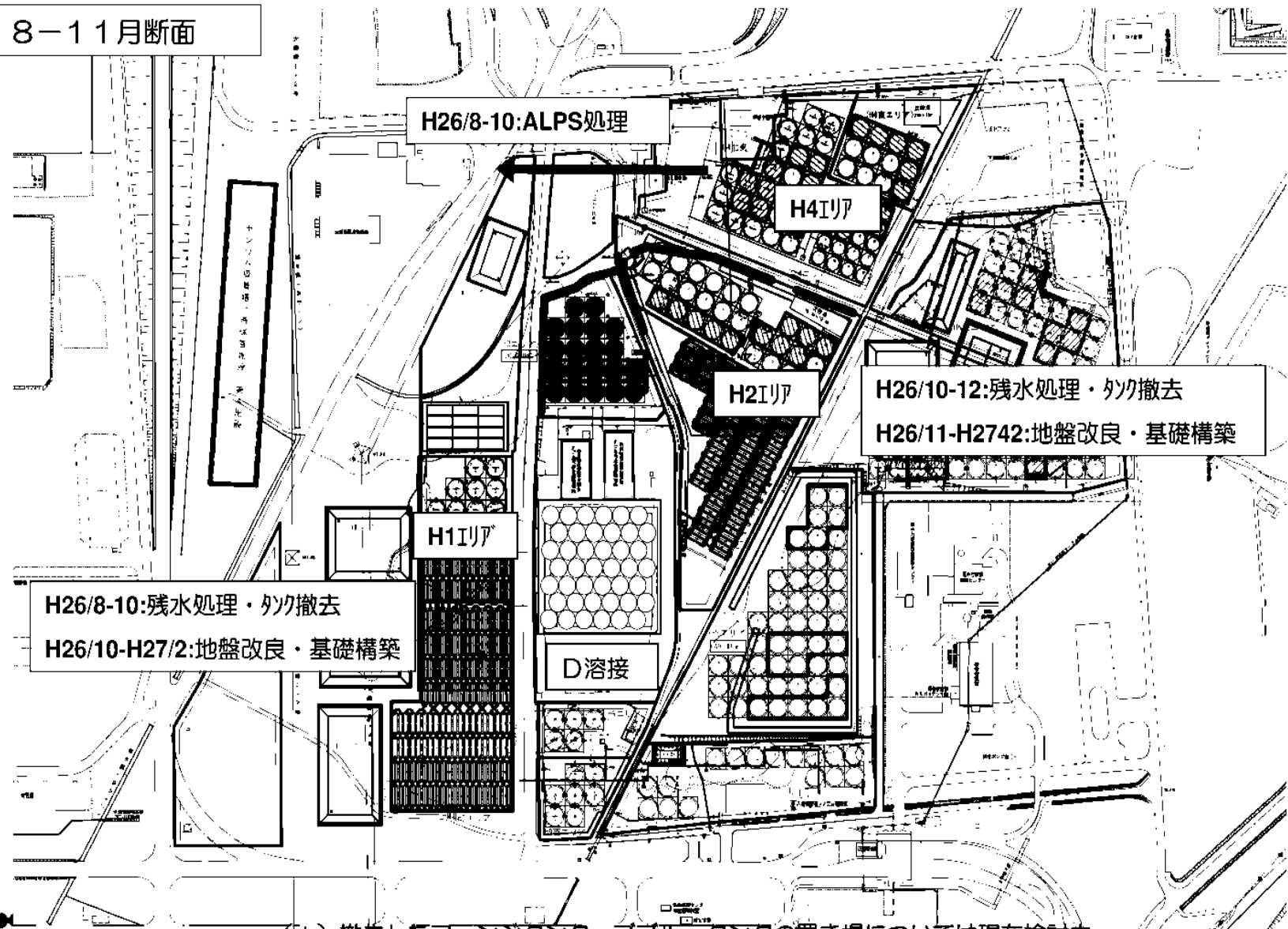
6, 7月断面



※撤去したフラジタンクの置き場については現在検討中

5-3 至近のリプレイス計画(8-11月)

8-11月断面



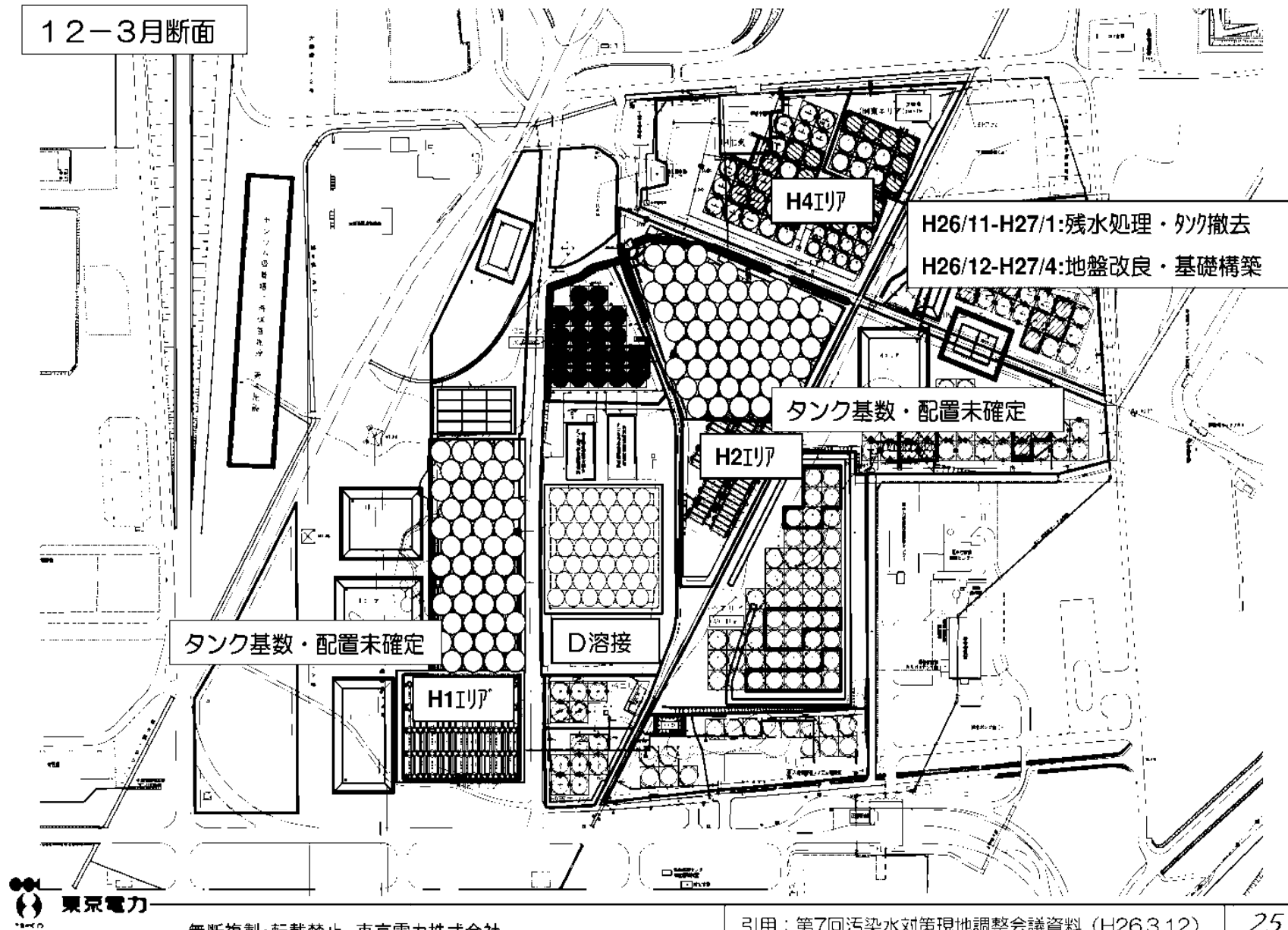
東京電力

(*) 撤去したフランジタンク・ブローータンクの置き場については現在検討中

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

引用：第7回汚染水対策現地調整会議資料（H26.3.12）

5-4 至近のリプレイス計画(12-3月)



平成 25 年度補正予算「汚染水処理対策技術検証事業」について

1. 事業の目的

東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4 号機（以下「福島第一原発」という。）における汚染水対策については、平成 25 年 12 月 10 日に、汚染水処理対策委員会にて「東京電力(株)福島第一原子力発電所における予防的・重層的な汚染水処理対策～総合的リスクマネジメントの徹底を通じて～」が取りまとめられ、これを受けて、同年 12 月 20 日に政府として、「東京電力(株)福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水問題に対する追加対策」がとりまとめられたところ。

追加対策においては、効果が期待されるが、活用するに当たって確認・検証が必要な技術のうち、技術的に難易度が高いものについて、技術の検証を進めていくこととしており、今回、本事業においては、「2. 公募対象事業」に記載する技術の検証を行う。なお、「2. 公募対象事業」に記載する技術以外についても、今後、技術の検証を行う可能性がある。

2. 公募対象事業

（1）海水浄化技術検証事業

現在、福島第一原発の港湾外や港湾口における放射性物質濃度は、低いレベルにとどまっているものの、港湾内の 1～4 号機取水路前の一部のエリアでは、濃度が一定濃度以下に低下しない状況にあることにかんがみ、海水中における、主として放射性セシウム、放射性ストロンチウム等の浄化技術について、その除去性能を検証するため、実証試験を行う。

（2）土壌中放射性物質捕集技術検証事業

福島第一原発における汚染水の漏えいを踏まえ、一定以上の塩化物イオン濃度下（200ppm 以上）における、土壌中の放射性物質（主として放射性ストロンチウム）捕集技術の捕集性能を検証するため、実証試験を行う。

（3）汚染水貯蔵タンク除染技術検証事業

福島第一原発サイト内では、ボルト締め型タンクから、溶接型タンクへのリプレイスを順次実施することとなっているが、解体作業における作業員の被ばくを低減する観点から、複雑な構造を有する、ボルト締め型タンクにおいて、内部に貯留する汚染

水を排水し、解体する前の作業として行う除染作業について、除染性能を検証するため、実証試験を行う。

（４）無人ボーリング技術検証事業

福島第一原発内では、今後もボーリング工事が必要不可欠であるところ、ボーリング作業時における作業員の被ばくを低減させる観点から、高線量下での無人ボーリング性能を検証するため、実証試験を行う。

３．事業実施期間

契約締結日～平成２７年３月３１日

４．応募手続き

（１）募集期間

募集開始日：平成２６年３月２４日（月）

締切日：平成２６年５月１９日（月）日本時間正午必着

（２）説明会の開催

４月８日（火）に実施し、インターネット上で国内外向けに配信。

福島第一原子力発電所における 汚染水対策に係る技術公募の活用・検討状況

2014年4月28日

東京電力株式会社



東京電力

1. 汚染水対策に係る技術公募の概要

1

■汚染水問題への対応について国内外の叡知を結集するため、H25.9.25～10.23までの期間、国際廃炉研究開発機構殿により広く提案を募集

■その結果、国内外より合計で780件の技術提案がなされた。

汚染水処理対策委員会資料(国際廃炉研究開発機構・汚染水技術調査チーム)より引用

募集分野	件数
1:汚染水貯留(貯留タンク、微少漏えい検出技術 等)	206
2:汚染水処理(トリチウム分離技術、トリチウム長期安定的貯蔵方法 等)	182
3:港湾内の海水の浄化(海水中の放射性Cs、Sr除去技術 等)	151
4:建屋内の汚染水管理(建屋内止水技術、地盤改良施工技術 等)	107
5:地下水流入抑制の敷地管理(遮水壁施工技術、フェーシング技術 等)	174
6:地下水等の挙動把握(地質・地下水データ計測システム、水質分析技術 等)	115
その他(1～6に該当しないもの)又は、記載がないもの	34

注:1件の御提案で複数の分野に関連するものとされたものがあるため、表中の件数の合計は、御提案件数より多いものとなっている。

■汚染水処理対策委員会にて、技術の成熟度、対応の緊急性、現場への適用性等を総合的に勘案し、予防的かつ重層的な汚染水処理対策を講ずるという視点から、直ちに活用すべき技術や、ある程度検証等を行えば活用できる技術などに着目して、考え方を取り纏めた。

2. 技術公募の活用の方

2

■「東京電力(株)福島第一原子力発電所における予防的・重層的な汚染水処理対策～総合的リスクマネジメントの徹底を通じて～」において、今般の技術公募を踏まえた新たに活用すべき技術について、下の通り取り纏められている。

■各項目の対応状況は以下の通り。

No.	汚染水処理対策委員会報告書記載事項	状況	採用・検証項目
1	現地での適用性を確認した上で早急に活用すべき技術	採用済	信頼性の高い大型タンク
		検証中	タンク漏水防止対策
		採用済	鉛を使わない遮へいシート
		採用予定	吸着材を用いた海水浄化
		検証予定	建屋止水に使用する止水材
2	施工性や費用対効果等を踏まえ実施手法を選択した上で、活用すべき技術	採用予定	水みち検層、単孔法流速流向測定技術
		机上検討中	法面のフェーシング工法
3	効果が期待されるが、活用するに当たって確認・検証が必要な技術	検証中	比較検討の結果、公募以外の提案事項(プラスチック・シンチレーション・ファイバー)について技術検証を実施中
		平成25年度補正予算による「汚染水処理対策技術検証事業」に係る補助事業者の公募中	
		採用予定	土壌中Sr補集(タンクエリア近傍)
		平成25年度補正予算による「汚染水処理対策技術検証事業」に係る補助事業者の公募中	
		無人ボーリング技術	
4	汚染水処理対策委員会等での検討を踏まえて進めていくもの	トリチウム水の取り扱いについての総合評価	
		トリチウム水タスクフォース等での整理を踏まえて今後検討予定	

3. 技術公募の採用検討について

■技術公募の採用検討

○国際廃炉研究開発機構殿による公募を踏まえ、東京電力において現場の適用性等を検討の上、採用可能なものは適宜採用していく。

以下に採用例(採用予定含む)を示す。

- ・信頼性の高い大型タンク(No.558)
- ・鉛を用いない遮へいシート(No.83)
- ・吸着材を用いた海水浄化(No.408)
- ・Sr汚染地下水を対象として透過性浄化壁(No.229)
- ・水みち検層(No.571)
- ・単孔法流速流向測定技術(No.572)

4. 技術公募の採用例（1／5）

■信頼性の高い大型タンク

【提案内容】

- ・工場にて一貫してタンクを完成させ現地搬入することにより現場作業を極小化
- ・据付エリアの敷地形状、貯蔵量ニーズに合わせた各種容量タンクを供給可能

【採用状況】

タンク増設、リプレースを実施する際の新規タンクに採用

- ・700m³タンク(G7エリアに設置予定): 4／17・18 6基搬入
5月に4基搬入予定
- ・1000m³タンク(Dエリアにてリプレース予定): 工場にて製作中



【G7エリアタンク基礎設置状況】



【完成タンク】

4. 技術公募の採用例（2／5）

■鉛を用いない遮へいシート

【提案内容】

○柔軟性に富みかつ加工容易であるDfシートを用いて測定器のプロープの入射窓以外の部分の外面を被覆することにより、周囲からの γ 線並びに β 線を遮へいでき、水たまりの β 線表面汚染密度を測定する方法

【採用状況】

○Jヴィレッジに設置しているホールボディカウンター（体内の放射性物質を測定する装置）の検出器周辺放射線量を低減し、測定感度向上を図るため、軽量で遮へい効果が期待できるDfシートを設置。



【遮へい状況】
（右のトラックは車載型ホールボディカウンター）

4. 技術公募の採用例（3／5）

6

■吸着材を用いた海水浄化

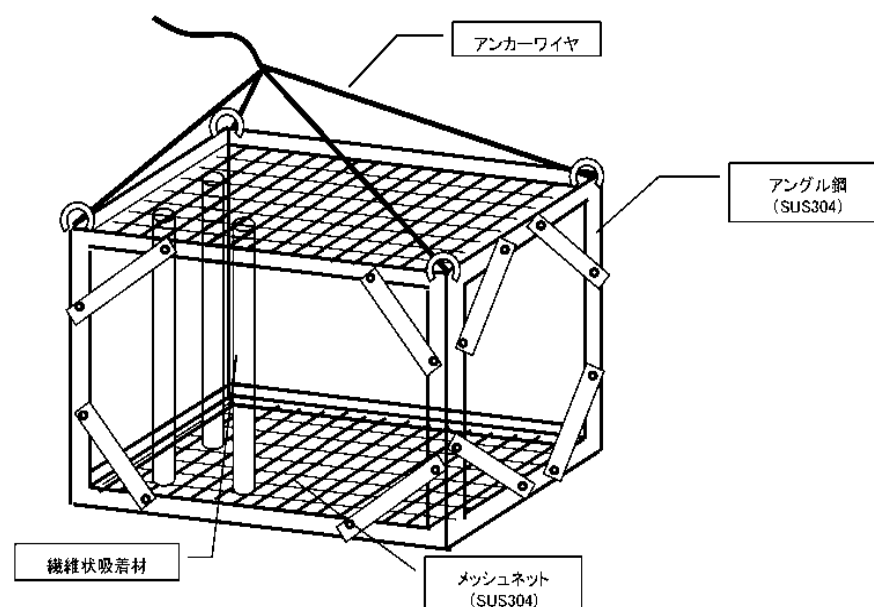
【提案内容】

- ①Cs吸着繊維を港湾内に浸漬、または繊維に海水を通水し、海水からCsを吸着除去
- ②Sr吸着繊維を港湾内に浸漬、または繊維に海水を通水し、海水からSrを吸着除去



【採用状況】

- ①Cs吸着繊維を用いた浄化装置はH25.6より港湾海水中に設置
- ②Sr吸着繊維を用いた浄化装置を港湾海水中に設置予定（装置製作準備中）



【繊維状吸着材浄化装置の概念図】

4. 技術公募の採用例（4／5）

■ Sr汚染地下水を対象として透過性浄化壁

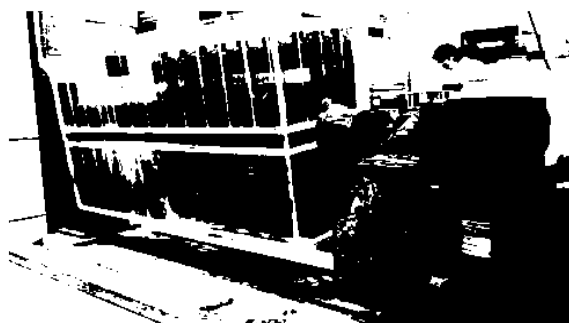
○アパタイトによる土壌中Sr補集を実施予定

（22社提案の中から、現地適用性の高いものを比較評価し採用）

○現在、適用性の検討の為、室内試験を実施し、最適な吸着材を決定予定



（PP製容器）



（回転振とう装置）



【カラム試験】

【室内試験概要】

4. 技術公募の採用例（5／5）

8

■水みち検層・単孔法流速流向測定技術

【提案内容】

○裸孔状態のボーリング孔において、孔底までダウンホールプローブを挿入した後、揚水ポンプで揚水しつつプローブを段階的（または連続的）に引き揚げ、プローブ内に設置された電磁流量計により区間毎の流量変化を計測（水みち検層）

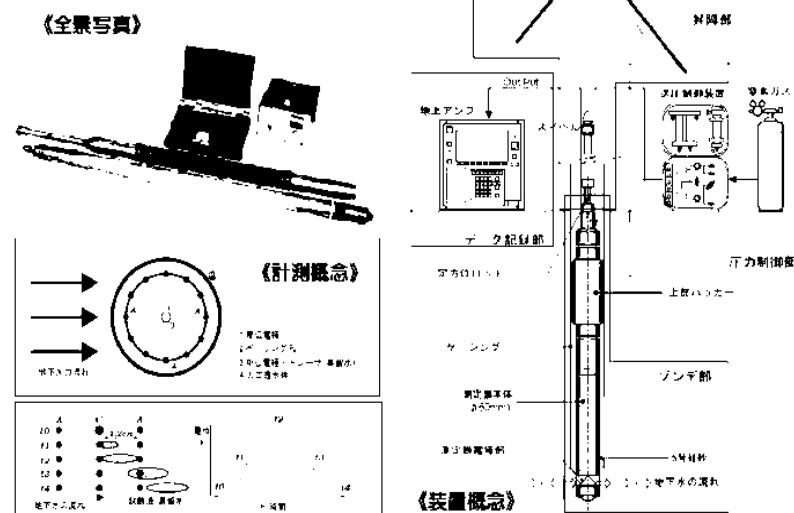
○測定場の間隙変化による乱流の影響を受けない電位差式測定法（単孔法流速流向測定技術）

【採用状況】

○水みち検層技術※¹と単孔法流速流向測定技術※²を組み合わせた調査を予定（測定用新規孔の設置等、計測に向けた準備を実施中）

① 流向・流速測定技術（タイプ：LD-60）

測定方式：電位差式、トレーサー：蒸留水
流速測定範囲：ダルシー流速 1.0E-02～1.0E-5cm/s
測定深度：最大100m、孔内部最大外径：φ60.5mm



【測定技術概念図】

※1: 水みち検層技術

ボーリング孔内に測定器を投入・孔内の流れを電磁流速計測定し、地層中の水みちとなっている箇所を簡易に特定する技術。

※2: 単孔法流速流向測定技術

単独のボーリング孔を利用して地下水の流速を測定する。孔内の所定深度に測定器を設置し、トレーサーに蒸留水を用い、孔内地下水との電気比抵抗の差を12方位に設置した電極により測り、流速・流向を特定する技術。

5. 技術公募の検討状況

■技術公募採用の検討を行っている主な項目は以下の通り

検討項目	検討概要
汚染水貯留タンクの漏水防止対策	○既設ボルト締め型タンクに施す漏水防止技術について、複数の提案及び公募提案以外の事項も含め比較検討中
止水技術 (建屋内止水、建屋周辺止水)	○現場に適用できる止水材について、公募による提案以外の候補も含め、調査・検討中 ○建屋止水への適用性をモックアップ試験により確認予定
遮水対策技術(フェーシング)	○法面のフェーシングについて、提案工法の採用可否を検討中

※上表以外に、検討の結果、現場適用性の観点から採用に至らなかった事項もある

※引き続き、現場状況に応じて、寄せられた技術提案の採用の可能性を検討していく。

なお、検討の結果、有用と見込まれる技術については、照会を行うことがある。

福島第一原子力発電所における 最近のトラブルと対応

2014年4月28日
東京電力株式会社



御報告内容

- (1) 汚染水タンクからの漏えい事象について
- (2) 多核種除去設備B系統出口水放射能濃度上昇について
- (3) その他の漏えい・溢水等の事象について



(1) 汚染水タンクからの漏えい事象について



1. 概要 (1 / 3)

【H6エリアタンク上部天板部からの漏えい（漏えい状況）】

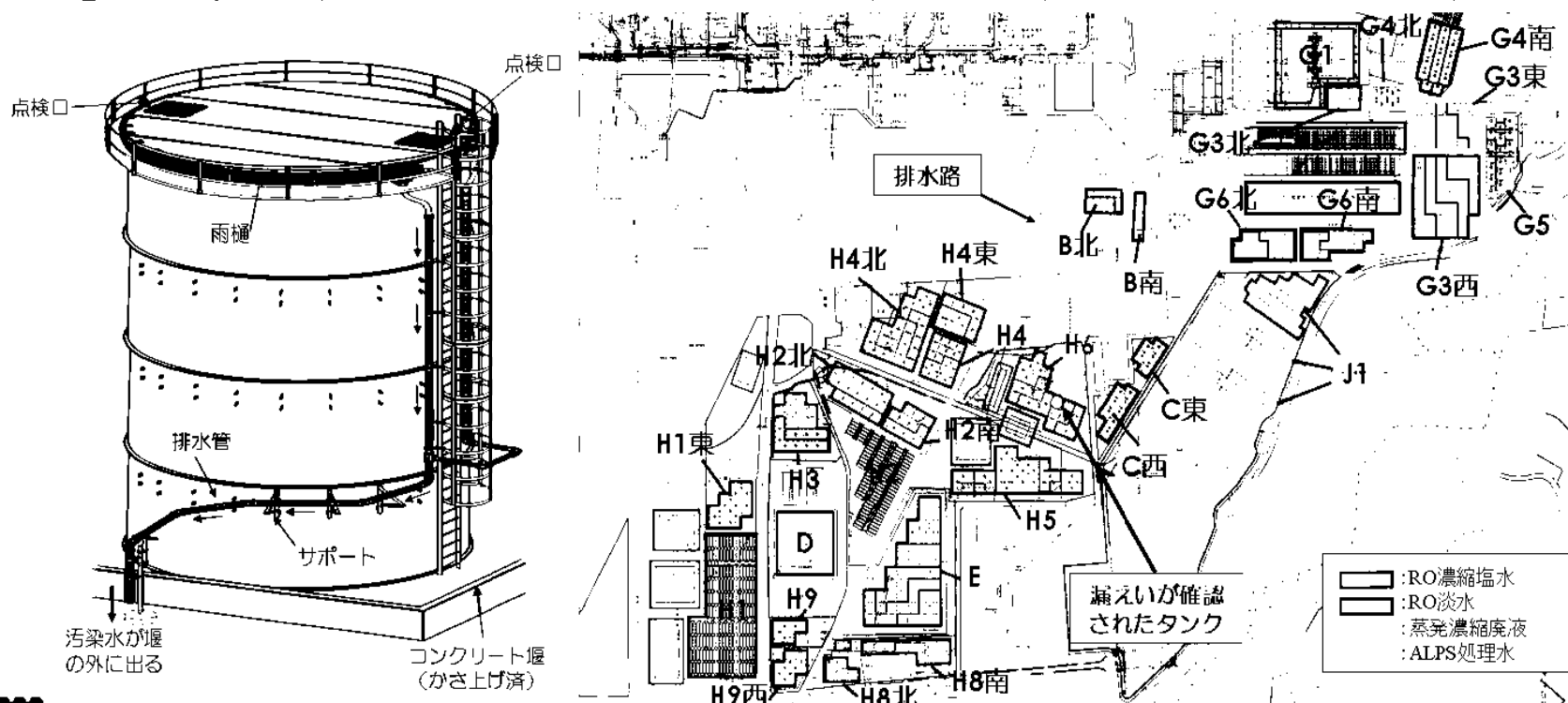
◆2/19 23:25頃、タンクエリアパトロール中の協力会社作業員が漏えいを発見。

①タンク上部天板部から、雨樋を伝って堰外に漏えい。

推定漏えい量は約100m³。

②漏えい水の放射能濃度は、全β最大2.4億Bq/L（堰外漏えい部）。近くに排水路がなく、また漏えい拡大防止済であり、海への流出は無いものと推定。

③地表等に残存した漏えい水42m³を回収済。周辺土壌は約209m³を回収済。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

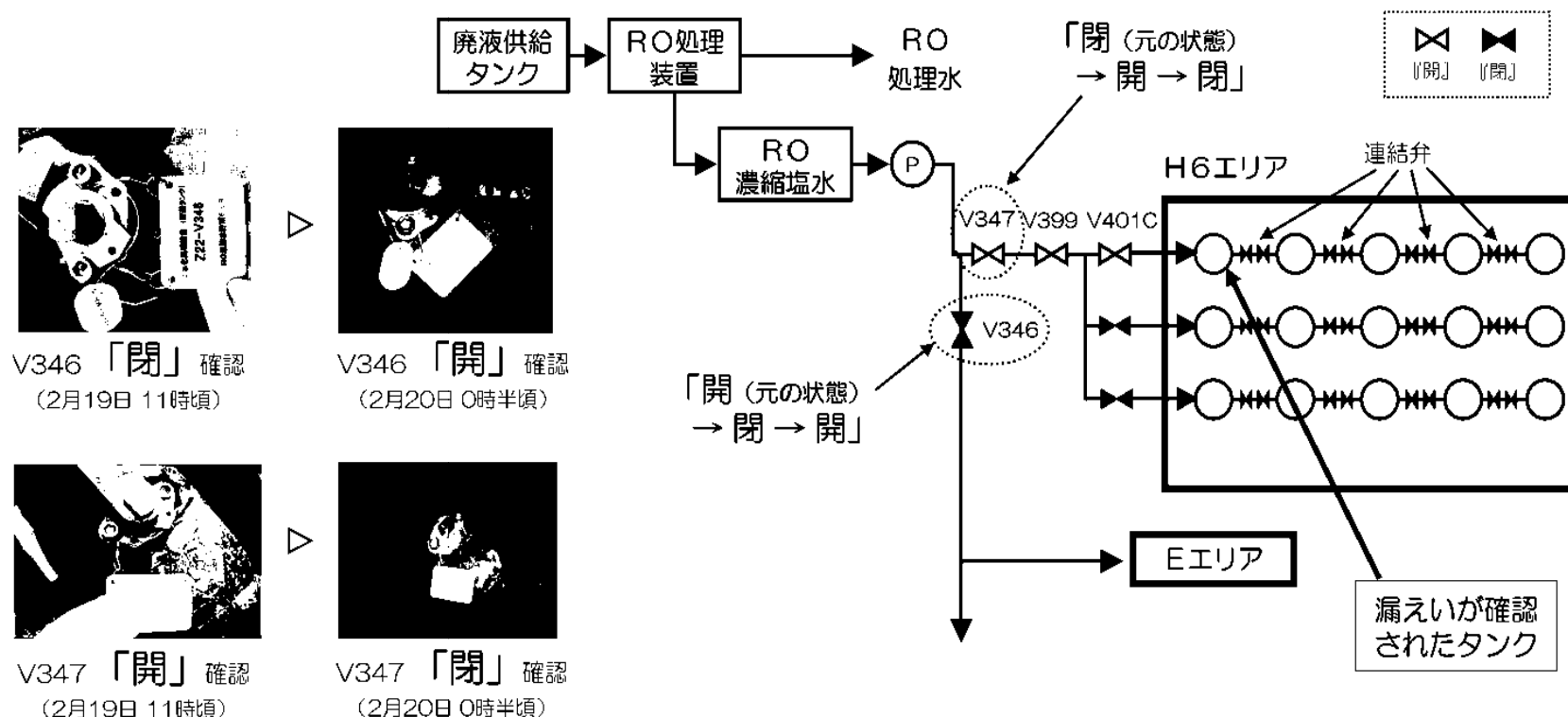
引用：第13回汚染水対策検討WG資料（H26.4.12）

1. 概要（2／3）

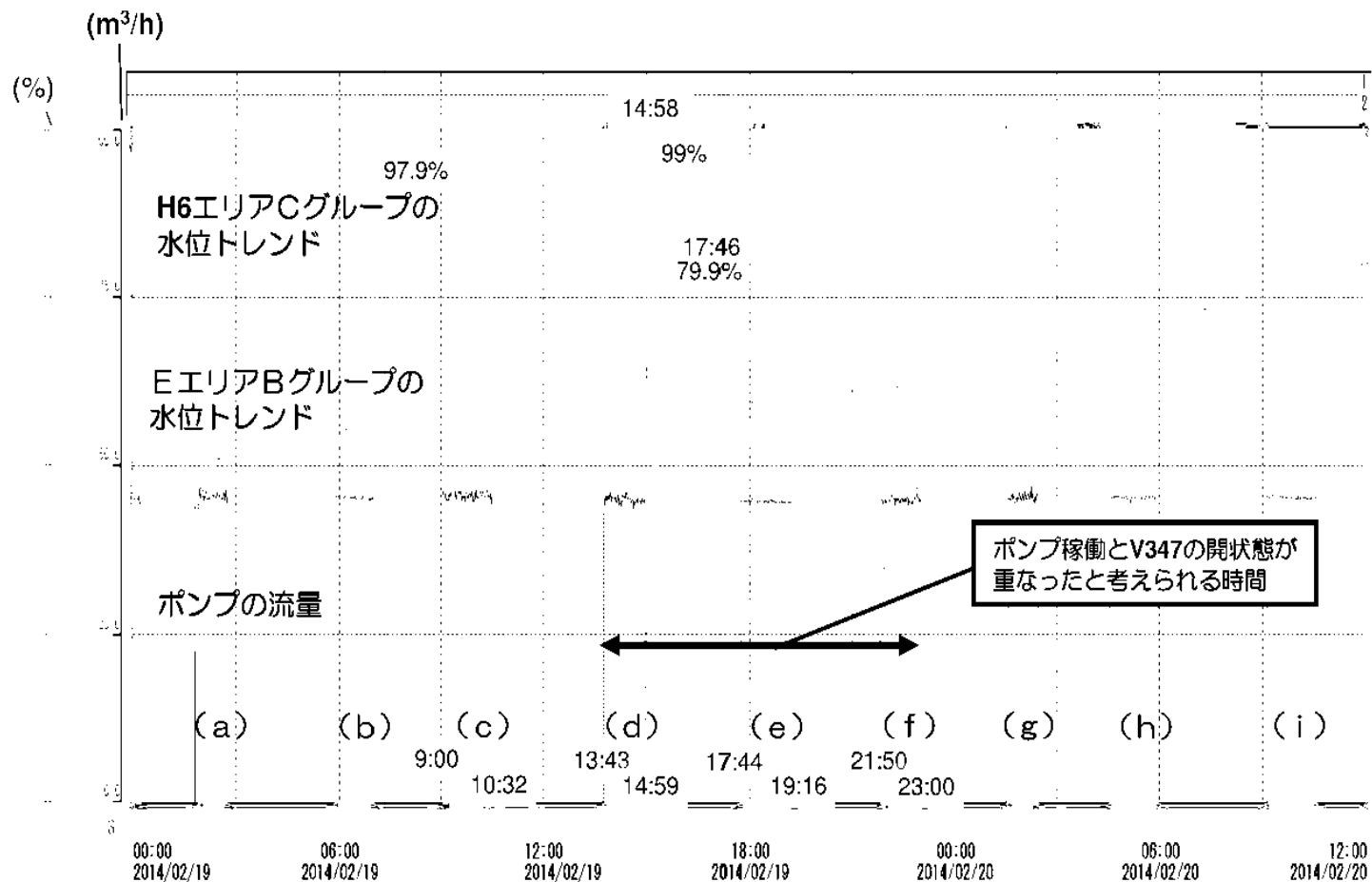
【H6エリアタンク上部天板部からの漏えい（原因）】

- ◆汚染水はEエリアのタンクに送られることとなっていたが、漏えい発生時、Eエリアではなく、H6エリアの受払タンク（当該漏えいタンク）へ汚染水が移送される系統構成となっていた。すなわち、Eエリアへの弁（V346）は「閉」、H6エリアへの分岐上の弁（V347）は「開」となっていた。

なお、漏えいの発生が確認された時点では、汚染水がEエリアに送られる元の系統構成に戻っていた。



1. 概要 (3 / 3)



Eエリア、H6エリアタンク水位とRO濃縮水供給ポンプの起動状況



2. 汚染水漏えい拡大防止状況

漏えい水による汚染拡大を防止するため、下記の汚染源の除去・監視対策を実施。

①残水回収

2月21日までに、タンク堰外へ漏えいした汚染水約100 m³に対して、
約42 m³を回収済

その後降雨時に周辺の土壌等から染み出したと考えられる水について回収を実施。

②土壌回収

209m³程度の汚染土壌回収が完了（3／19現在）

更なる汚染土壌回収を継続中

配管等の干渉物により重機による作業が困難な箇所については、干渉物撤去後に回収作業を進めることとし、配管移動・撤去を実施中。

③観測孔・ウェルポイント設置

・地下水観測孔の設置

地下水の汚染状況を観測するための地下水観測孔の設置作業を開始しており、

3月15日か～3月26日に設置・観測開始済。（G-1,2,3 3ヶ所）

・ウェルポイントの設置

地下水の汚染が確認された場合に備え予めウェルポイントを設置完了（5ヶ所）

汲み上げ時期は観測孔サンプリングの結果に応じて決定



3. 原因と対策

今回の漏えいの直接的な原因は以下の通り。

設備の異常を示す以下の2つの兆候をいずれも見逃してしまい、適切に対応しなかった結果、汚染水の漏えいを防ぐことが出来なかったこと。

汚染水をEエリアタンクに送水しているにも関わらず、当該タンクの水位が上昇していなかったこと。

H6エリアタンク「液位高高」の警報が発生したにも関わらず、確認が不十分であったこと。

弁の開閉管理が出来ていなかったこと。

弁が容易に開閉操作可能な環境であったこと。

弁の開閉操作の指示、および開閉管理が不十分であったこと。

弁の開閉操作に関する調査は、現在も継続実施している。

今後は、相談窓口を設置した上で、調査を継続する。

今後このような汚染水漏えいを再発させないため、以下の対策を実施する。

異常な兆候への対応

弁開閉操作に関する対策

なお、今回の漏えいを真摯に受け止め、上記の対策実施に留まることなく、汚染水の漏えい防止に向けた網羅的な対策として、ALPS等の他の水処理設備への水平展開を継続して検討、実施していく。



4.1 異常な兆候に対する対応の改善（感度向上）

・監視強化

汚染水の供給ポンプの起動状態と移送先のタンク水位が連動していることを定期的（1時間毎）に適切なレンジのトレンドで監視。異常の兆候があれば所管箇所に連絡。

連動に明らかな異常がある場合には、供給ポンプを停止し、現場にて系統構成（弁開閉状態・移送ラインの構成）を確認。

タンクの「液位高高」警報が発生した場合、供給ポンプを停止し、現場にて系統構成（弁開閉状態・移送ラインの構成）、天板からのタンク水位を確認。

※上記3点は2月24日にマニュアル改訂済、同日運用開始。

さらに移送先と分岐エリアの水位同時監視が視覚的に容易となるよう監視画面の改造を図っていく。（5月目途に実施予定）

水処理設備部所管の水処理制御室当直（協力企業社員）以外に、免震重要棟の当直（当社運転員）でもタンク水位監視を行い、ダブルチェック機能を働かせる。

・教育

安全の観点から汚染水移送が極めて重要であることについて、汚染水漏えいのトラブル事例に基づき、本業務に携わる当社・協力企業社員を継続的に再教育する。

上記意識付けの上で、操作手順をミス無く確実に行えるよう、手順書の読合せを繰り返す行う。



4.2 異常な兆候に対する対応の改善（制御系改善）

- ・全ての水位計に対する漏えい警報発報の制御系改善

現状、受払タンク以外のタンクは、漏えい検知の観点から水位低下率による警報を出す設計。一方、受払タンクは溢水防止の観点から高水位に対する警報を出す設計。

改善として、全てのフランジ型・溶接型円筒タンクに溢水防止・漏えい検知の双方の観点から水位高高および水位低下率について警報を出すように改造する（実施済み。今後発報時の対応手順書等を整備し、運用を開始する。また今後建設分は順次実施。）

- ・汚染水をタンクから溢水させないための制御系改善

現行の供給ポンプ停止インターロックは、送水先となっているタンクグループの受払いタンク水位の高信号のみ。

上記に追加して、送水先となっていないグループを含め全ての受払いタンクで高高警報が発生したら、供給ポンプを強制停止するインターロックを追加（※）する（RO濃縮水貯槽について実施済み。今後ALPS貯槽分は順次実施。）

（※）送水ポンプからタンク群には必ず受払いタンクを経由して送水されるため、受払いタンクの水位と連動した送水ポンプ停止インターロックを設けるとともに、受払いタンク以降の連結タンクに水位高高警報が発生した場合には、天板からの実水位の確認を確実に行うことで安全性を確保する。



4.3 弁開閉操作に関する対策（1／3）

今回の事態を招いた要因として、以下が挙げられる。

弁が容易に開閉操作可能な環境であったこと。

弁の開閉操作の指示、および開閉管理が不十分であったこと。

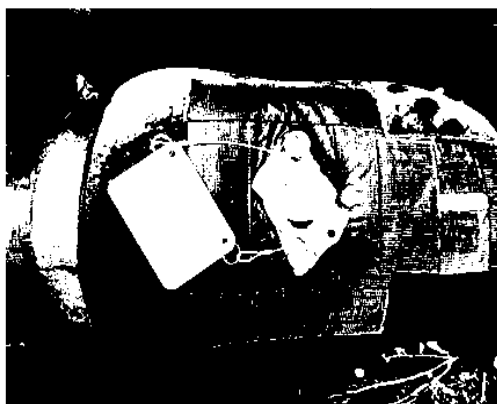
今後このような汚染水漏えいを再発させないため、以下の対策を実施する。

①容易に操作できないようにする対策

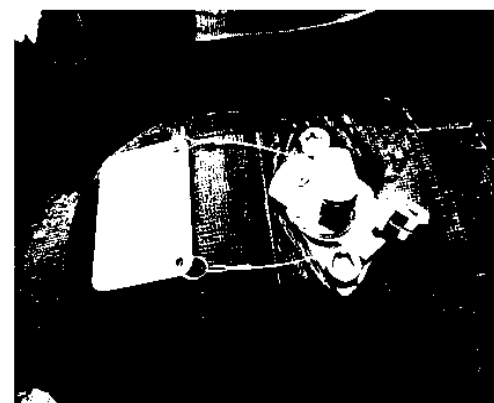
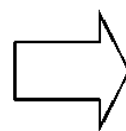
・弁の施錠管理を実施

容易に開操作ができないよう弁に施錠

施錠した弁の鍵の扱いは操作に関わる者に限定し管理



施錠前



施錠後



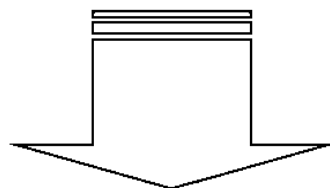
4.3 弁開閉操作に関する対策（2／3）

②弁開閉操作の記録管理について

<従来>

- ・ 操作が必要な弁を配管計装線図（P&ID）上で確認し、現場にて照合を行った上で操作を実施しており、移送先の切替はデータシートに操作ログとして記録しているが、弁の操作実績は記録していない状態。

（記載例）RO濃縮水移送先 貯槽A→貯槽Bに切替



<改善後>

- ・ 移送先の切り替えにあたって、操作・確認が必要な弁を個別の移送先毎に手順書に明記。（実施済）
- ・ 移送先の切替操作を実施し操作実績として記録（3月2日）、今後の切替操作にあたって、手順書に基づき作業を実施し、操作実績を記録する。
- ・ 現状の弁開閉状態に関する情報を適切に管理するしくみを構築するまでの当面の間、弁操作記録を保管する。

4.3 弁開閉操作に関する対策（3／3）

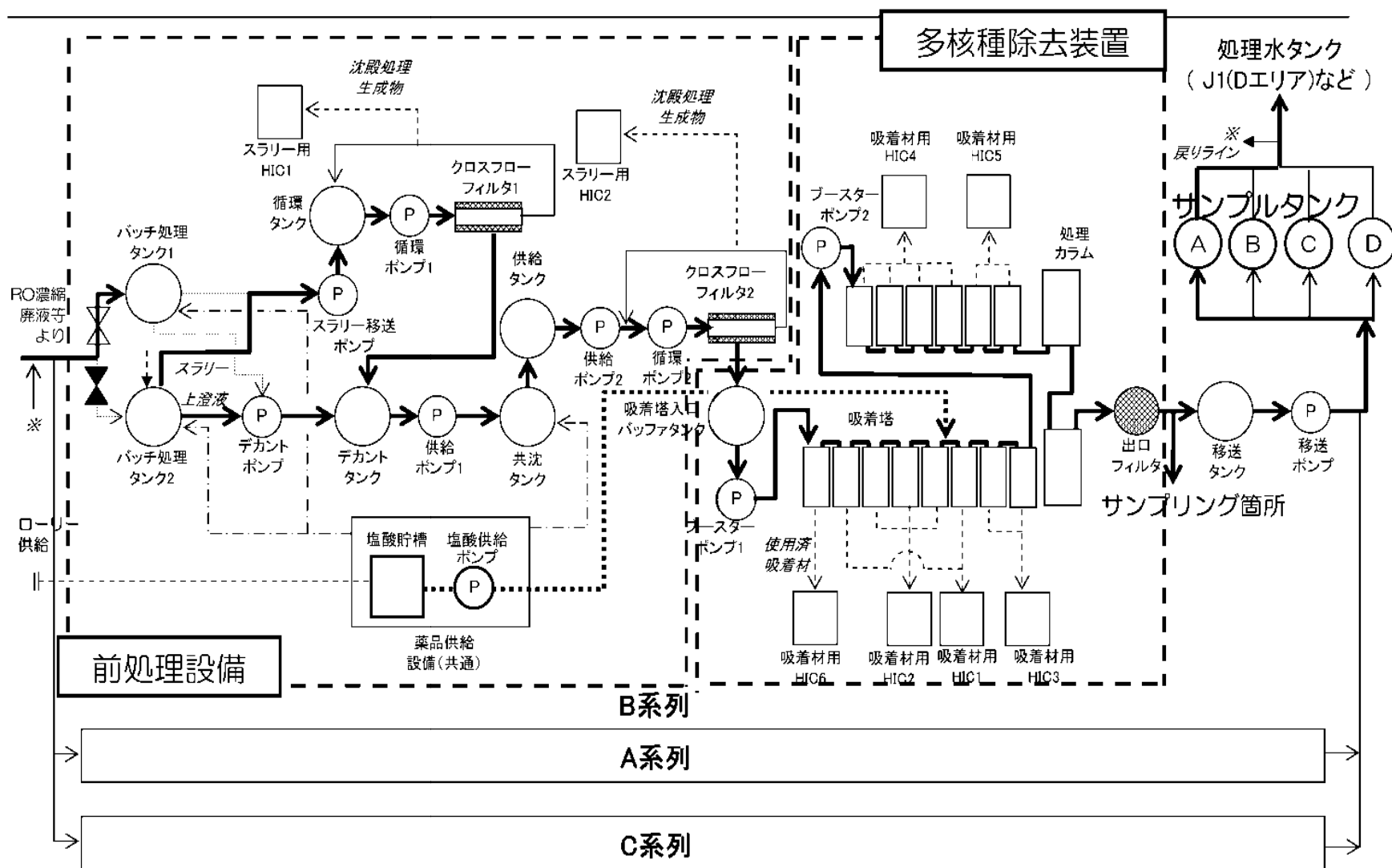
③ 監視強化

- ・タンクエリア全域に対し、通常のタンクパトロールに加え、以下の現場パトロールを強化（2月21日より開始、当面継続）
 - 当直（当社社員）によるパトロール（頻度：2回/日）
 - 復旧班（当社社員）によるパトロール（頻度：2回/日）
 - 防護管理（当社社員・委託員）パトロール（巡回頻度を増加）
- ・水処理設備廻り監視カメラへの録画機能追加
 - 現行タンクエリアに設置されている監視カメラに録画機能追加（2月26日に完了）
 - 新規に設置予定の監視カメラは当初より録画機能付加（新規エリア運用開始毎）
 - タンクエリアへの更なる監視カメラ追加（5月完了目途）
 - 夜間の監視における照明の増強を実施中。
- ・隔離弁の全閉管理
 - 移送が終了したエリア（タンク群）の隔離弁について全閉管理（2月26日にマニュアル改訂済、現場確認済）
 - 隔離弁の「開」「閉」状態について、当社社員が弁チェックリスト等を用いて、毎日パトロールで確認



(2) 多核種除去設備B系統出口水 放射能濃度上昇について

1. 系統概略図

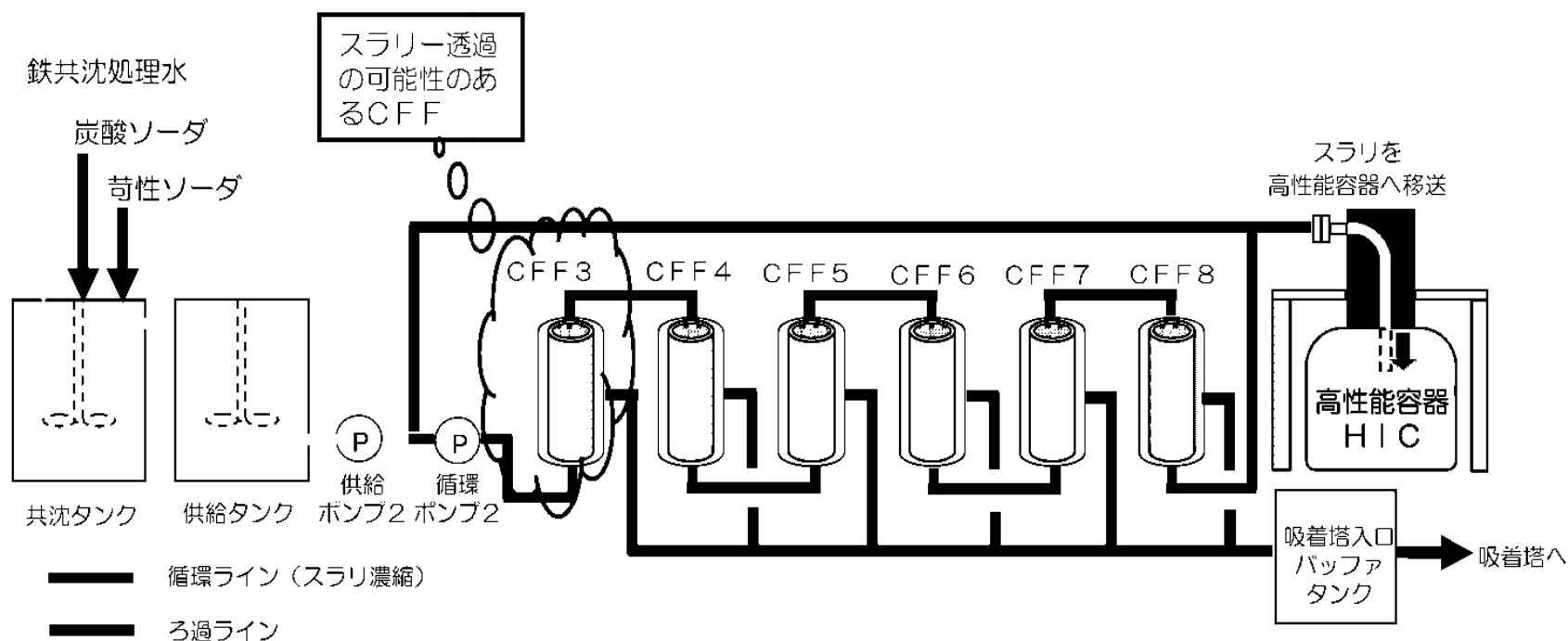


2. 前処理設備（炭酸塩沈殿）のクロスフローフィルタ系統図

後段の吸着塔におけるSr吸着の阻害イオン（Mg，Ca等）の除去が主目的

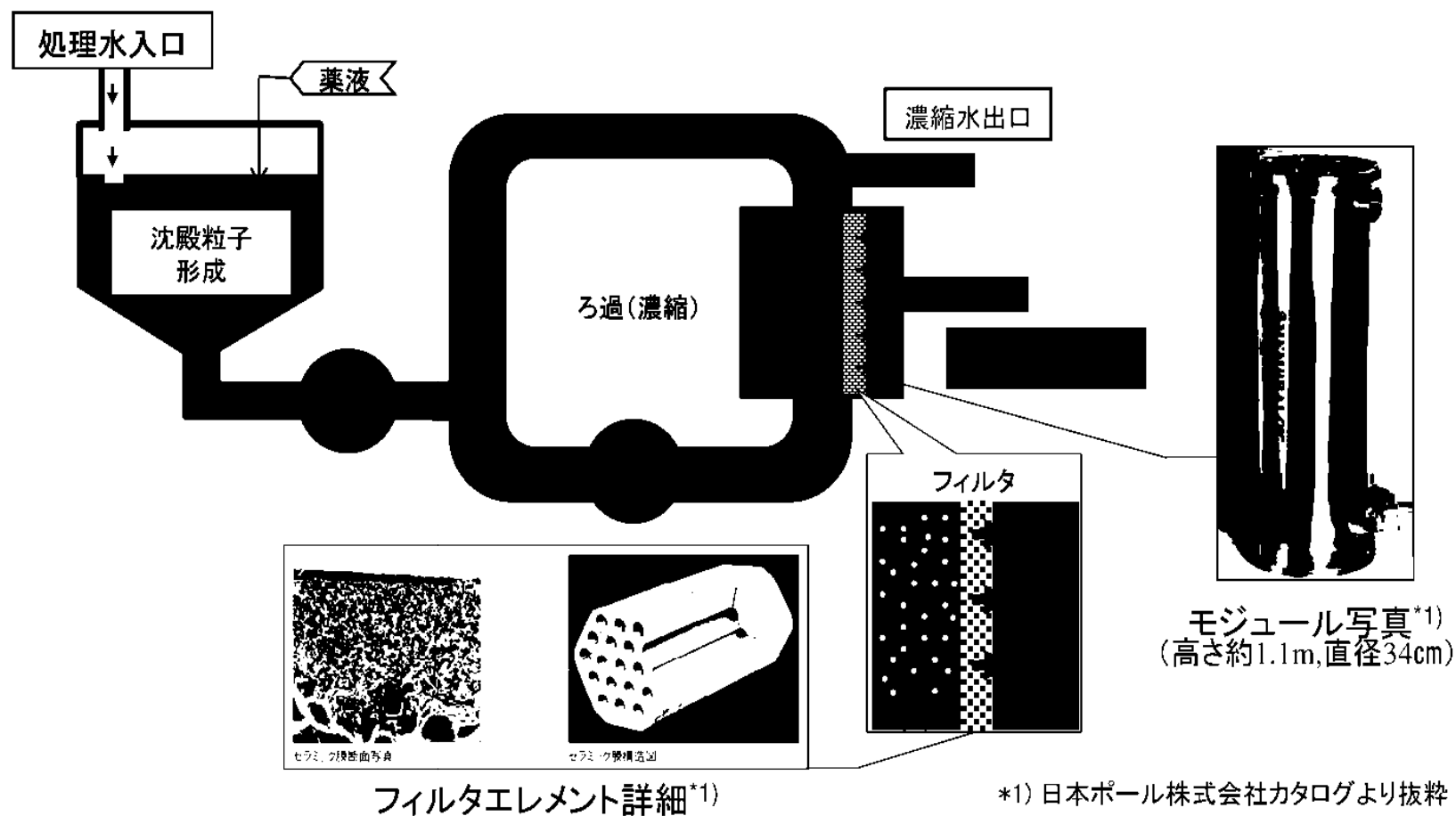
共沈タンクに炭酸ソーダと苛性ソーダを添加し、2価のアルカリ土類金属（Mg，Ca等）の炭酸塩を生成させ、クロスフローフィルタ（以下、「CFF」）にてろ過する

ろ過された水は後段の吸着塔入口バッファタンクへ移送され、濃縮された炭酸塩はスラリーとして、高性能容器（HIC）へ移送する



3. クロスフローフィルタの構造

- 薬液注入と適切な水質制御により沈降成分を形成し、フィルターによるろ過により固形分を除去



4. 事象の概要

- 多核種除去設備（B）系について、クロスフローフィルタの点検のため停止していたが、起動後の（B）系出口で採取した処理後の水（3／17採取）に、通常より高い放射能濃度が確認された。
- 汚染範囲拡大防止のため、同日（A）系および（C）系についても処理を停止し、多核種除去設備の処理水移送先である処理水タンク(J1(Dエリア))の弁を閉止した。
- （B）系と同日に採取した（A）系および（C）系の出口水は、全 β 核種濃度測定の結果、通常と同程度の値であり、除去性能に異常はないことが確認された。
- 一方、3／18に採取した処理水タンク(J1(D1))およびサンプルタンクA～Cの水については高い放射能濃度が確認された。

5. 推定要因評価と原因調査方針（1 / 2）

■ Sr^{*1}の影響と考えられる高い全β濃度が確認された推定要因を以下に示す。

推定要因分析

	要因1	要因2	確認方法	評価	状況
B系統 出口水 全β 放射能 濃度上昇	Sr 吸着塔 （吸着塔3～5）の 性能不足	バルブの開閉誤り	ラインナップ確認	×	ラインナップに問題ないことを確認
		バルブのシートパス	線量上昇の評価	×	高い全β濃度が検出されていることから、バルブのシートパス等による微量なリークの可能性は小さい
		吸着材2（Sr除去）の破過	交換時期の確認	×	Sr除去塔先頭の吸着材（吸着塔4B）の交換直後（3/12）であり、除去性能は十分
	前処理（炭酸塩スラリー沈殿）の性能不足	薬液注入不足等による性能不足	前処理出口性能の確認	×	前処理出口性能に有意な変動がないことを確認
		クロスフローフィルタを透過した炭酸塩スラリーの吸着塔、配管内等への残存 ※2	内面目視確認 洗浄液の線量確認	△	調査実施

* 1 Srは前処理（炭酸塩スラリー沈殿）とSr 吸着塔にて除去

* 2 クロスフローフィルタ（以下、「CFF」）3Bから炭酸塩スラリーの透過が確認されており3/2に隔離、3/6～13にCFF3B交換を実施。なお、CFF3B以外のCFFから炭酸塩スラリーの透過は確認されておらず、交換後のCFF3Bからも炭酸塩スラリーの透過は確認されていない。



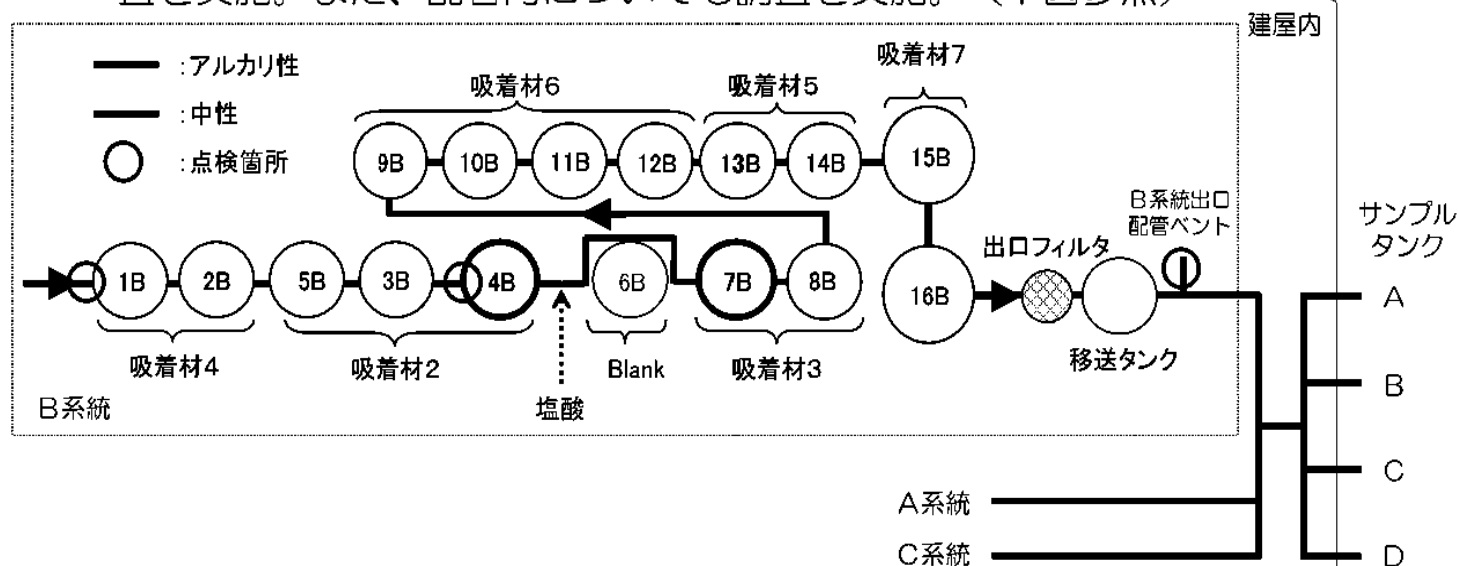
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

引用：第19回監視・評価検討会資料（H26.3.31）

5. 推定要因評価と原因調査方針（2／2）

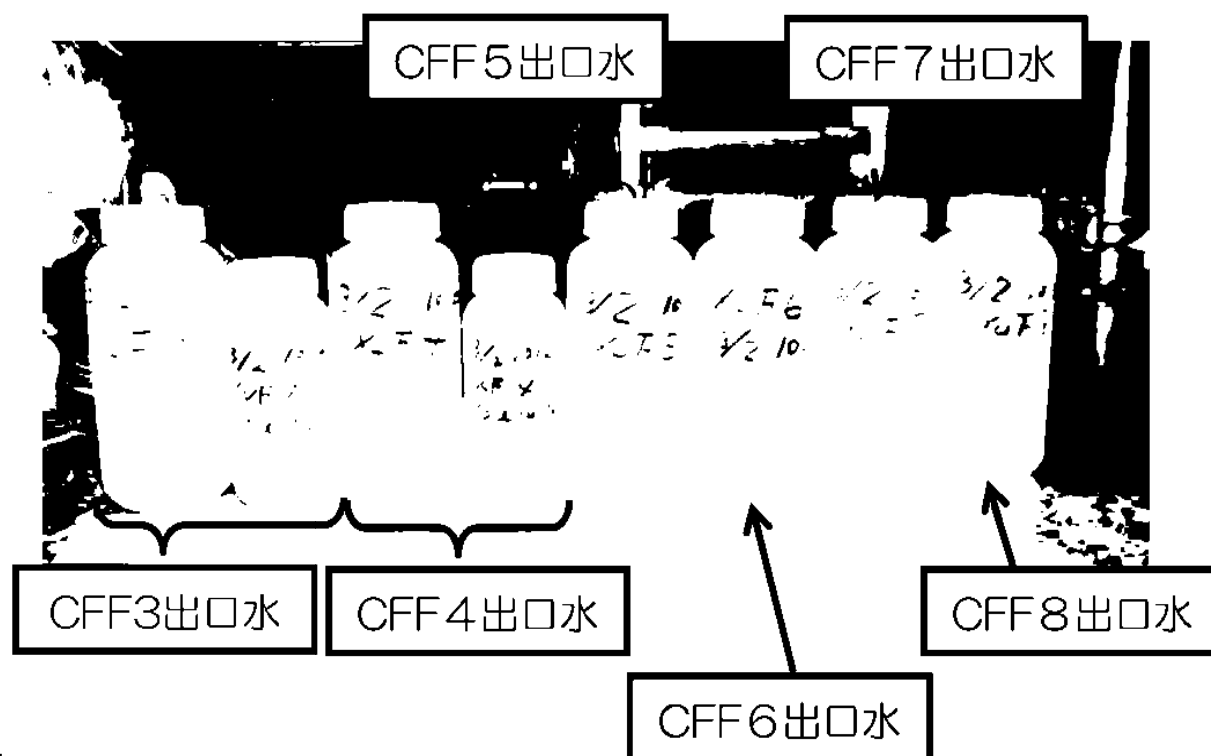
- C F F 3Bを透過した炭酸塩スラリー由来の放射性S rが出口まで到達したものと推定。
 - 炭酸塩スラリーが吸着塔に蓄積したため、吸着塔の差圧が上昇する傾向が続いていた。このため逆洗を実施したが、この際に、蓄積した炭酸塩スラリーが吸着塔内部水と再度混合され、一部の炭酸塩スラリーが吸着材の間隙を通過して、下流側へ移動したものと推定（逆洗後、下流側の差圧上昇を確認）。
 - また吸着塔7 B（吸着材3）以降は中性領域となるため、炭酸塩スラリーが溶解し、短時間で出口まで到達したと推定。
- ➡ ・各CFFろ過側出口水のサンプリング調査を実施。
 ・アルカリ液性が中和される前（吸着塔4 B）、後（吸着塔7 B）の吸着塔内部の調査を実施。また、配管内についても調査を実施。（下図参照）



6. 原因調査結果（1／5）

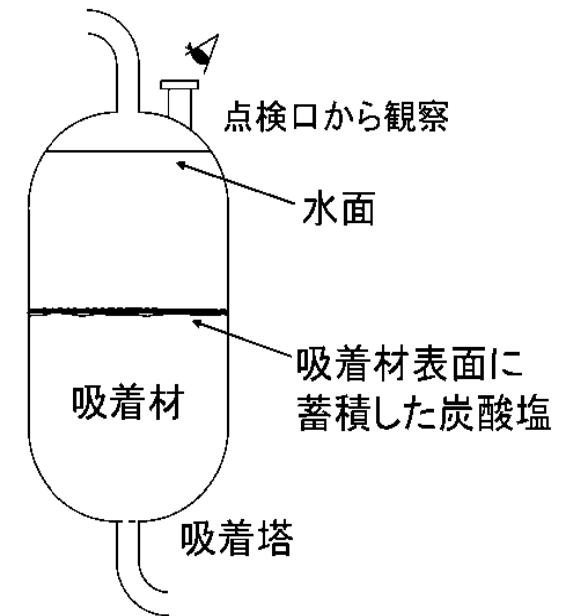
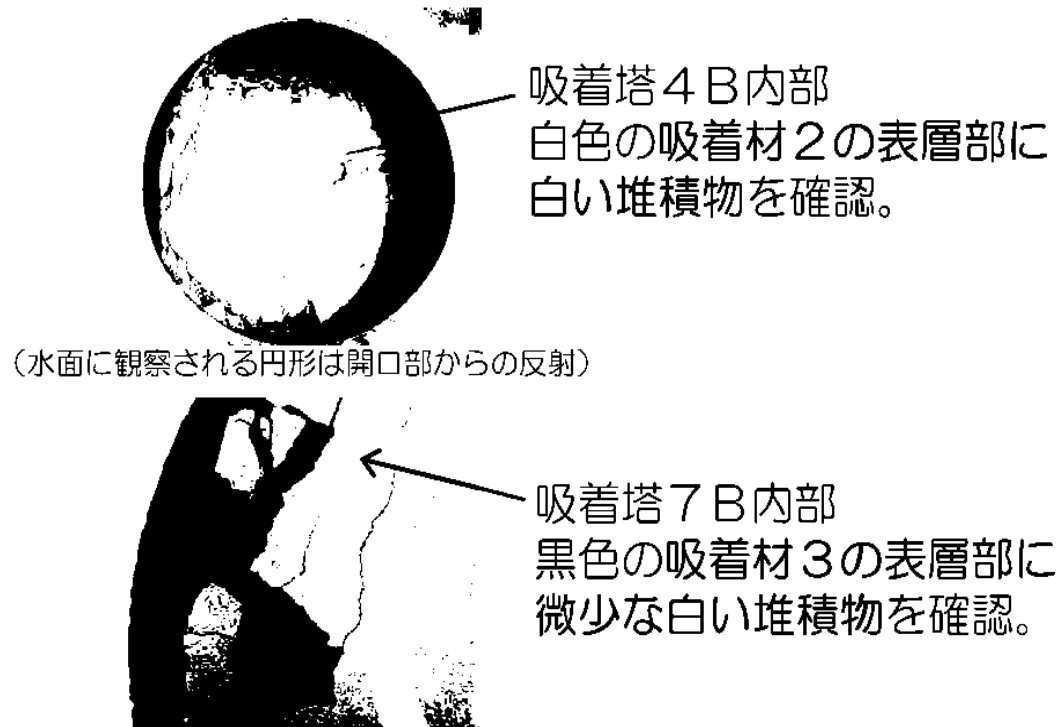
3/2に各CFFろ過側の出口水のサンプリングを行ったところ、CFF3Bのろ過側出口水から白濁した水が確認されたことから、CFF3Bからの炭酸塩スラリー透過の可能性が疑われる

出口性能に異常がなかった3/14以降、3/17までの出口水全 β を 10^4Bq/cm^3 オーダーに到達させる炭酸塩スラリーの量は数十リットル程度と評価。数十リットル程度の炭酸塩スラリーが吸着塔逆洗後に残存していたと推定



6. 原因調査結果（2／5）

■ 吸着塔内部調査結果



	酸性薬液注入前*		酸性薬液注入後	
	pH	Ca濃度	pH	Ca濃度
吸着塔4B 吸着材	12.2	0.1ppm以下	6.0	約145ppm
吸着塔7B 吸着材	7.3	約0.2ppm	2.1	約1ppm

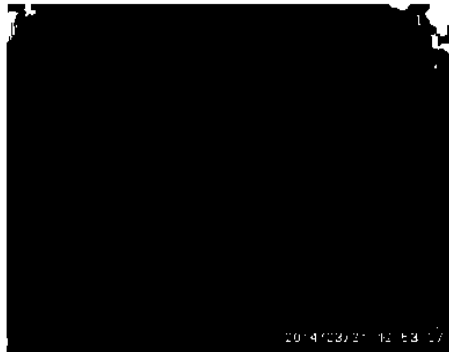
* 約200mlの精製水で希釈

吸着材表層の一部（10ml程度）をサンプル採取し、酸性薬液を加え、Ca濃度を測定した結果、Ca濃度が上昇。

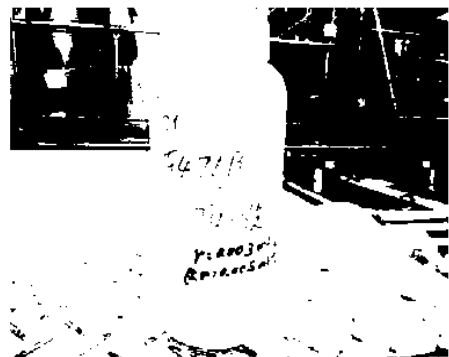
吸着塔4B、7B共に内部に炭酸塩スラリーが存在していたと評価。

6. 原因調査結果（3／5）

■ 配管内部調査結果



←吸着塔1 B入口配管内部
微少な白い付着物を確認。



←吸着塔4 B入口配管入口→
白い付着物は確認されず。

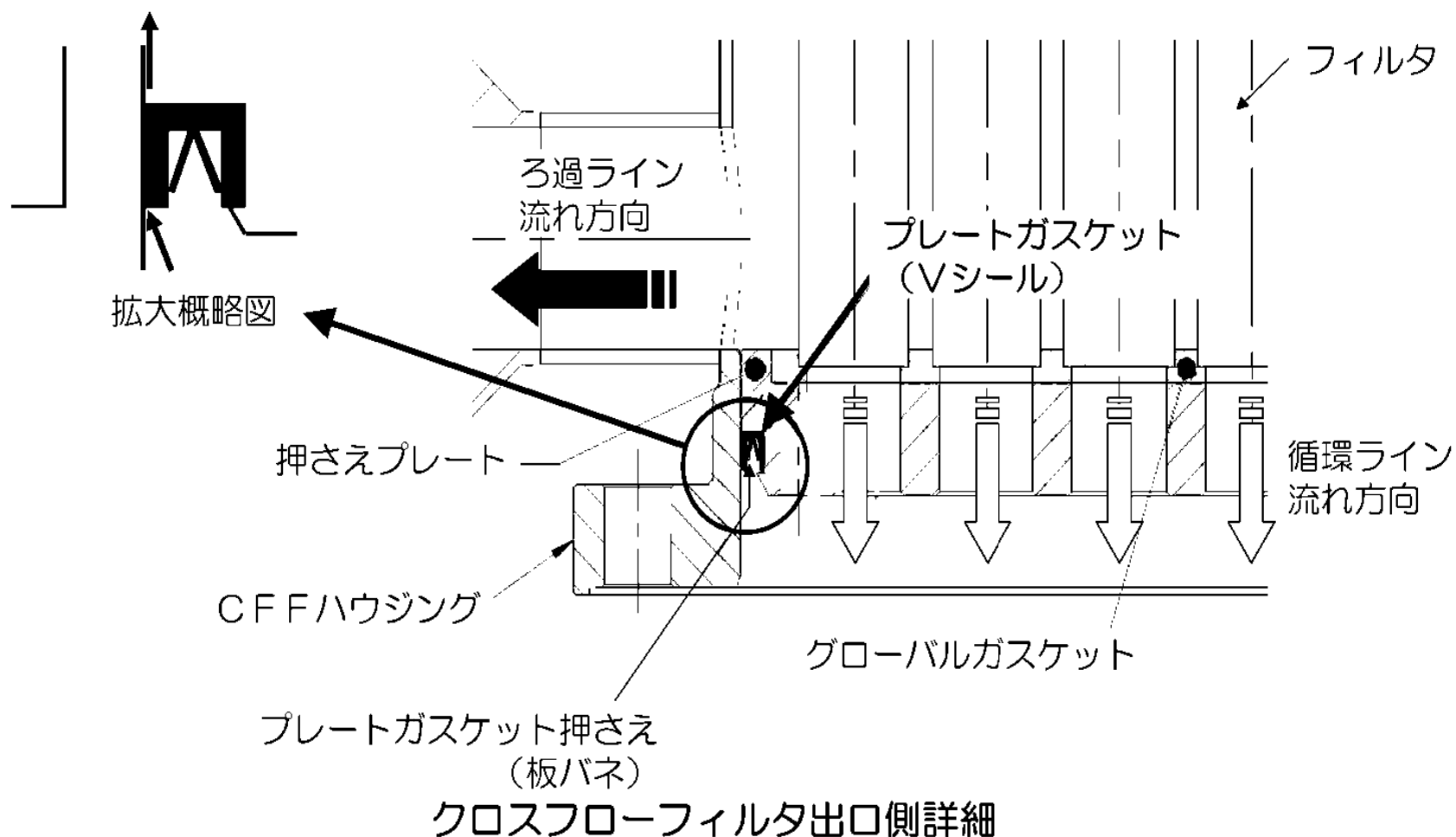
←B系統出口配管VENT（よどみ部）ブロー水
白い堆積物等は確認されず。



吸着塔上流側（吸着塔1 B）の配管内には微少な白い付着物（炭酸塩スラリーと想定）が確認されたものの、それ以降には確認されなかったことから、配管内に炭酸塩スラリーはほとんど残存していないと評価。

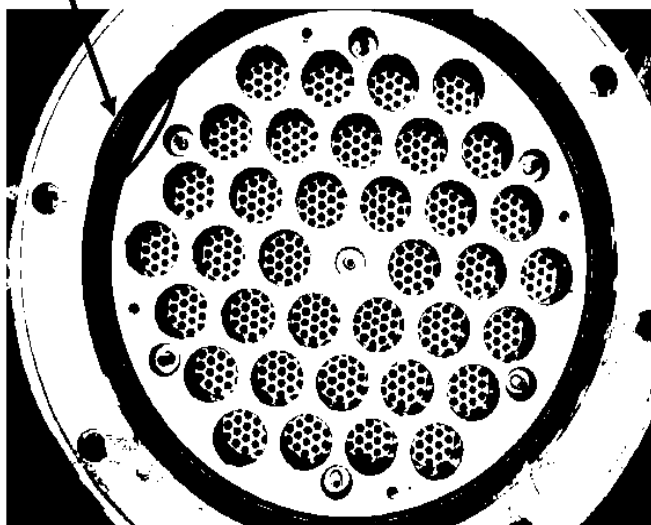
6. 原因調査結果（４／５） ～クロスフローフィルタ３Ｂ分解点検状況～

分解調査の結果、CFFハウジングと押さえプレートとの間のプレートガスケット（Vシール構造・テフロン製）に一部欠損があることを確認



6. 原因調査結果（5／5） ～クロスフローフィルタ3B分解点検状況～

プレートガasket
欠損箇所

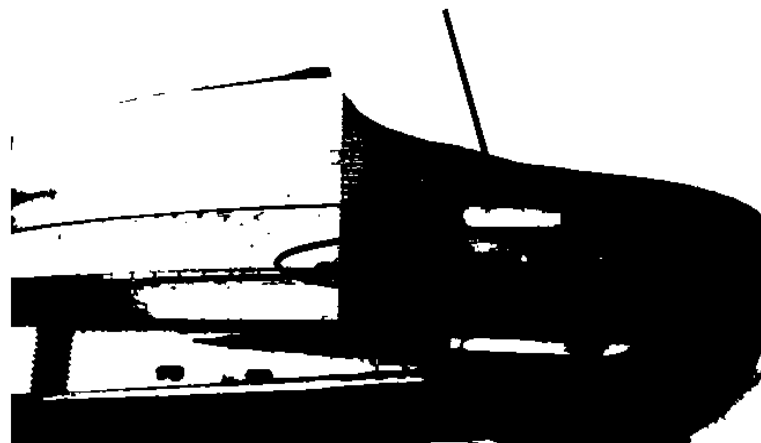


押さえプレート全体

押さえプレート上面より撮影



欠損箇所：幅約6 cm、深さ約3mm



押さえプレート側面より撮影



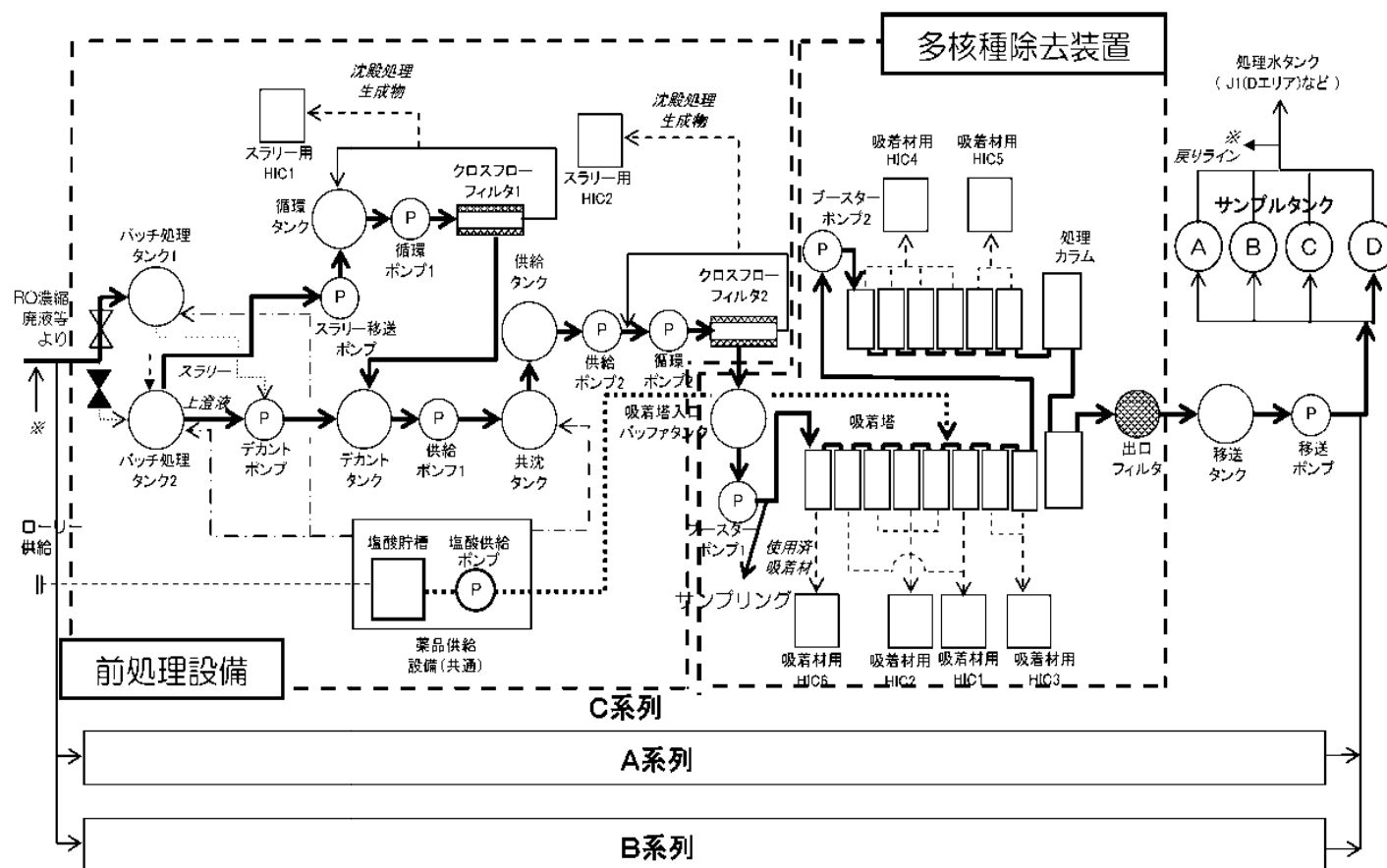
7. 原因調査結果まとめ

■ B系統の出口水に高い放射能（全 β ）濃度が確認された原因を以下と推定

- C F F 3Bの不具合によりSrを多く含む炭酸塩スラリーが透過。
- 透過した炭酸塩スラリーが吸着塔内等に残存し、時間をかけて流出、中性域にて溶解し、出口まで到達。
- 吸着塔内等に残存した炭酸塩スラリーが逆洗により内部水と混合され、下流側への移動を早めた可能性がある。

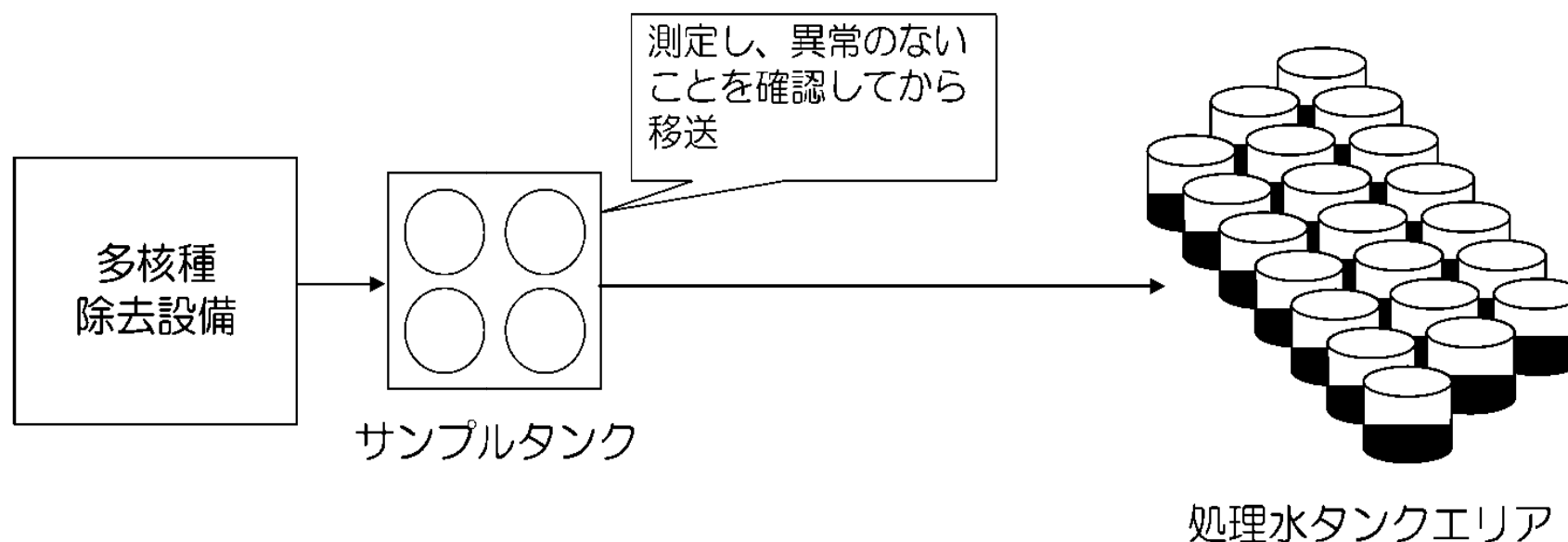
8. 再発防止対策（１／２）－出口水放射能濃度上昇防止－

- C F F を炭酸塩スラリー透過を事前に把握するために、当面ブースターポンプ１出口のCa濃度を毎日測定する。Ca濃度の判断は、10ppm程度とする。



9. 再発防止対策（2／2）－処理水タンクへの汚染拡大防止－

- 処理水タンクへ移送する都度、サンプルタンク水の測定を実施
（確認事項：高い放射能濃度が確認されないこと）
- タンク・槽類への移送前でのモニタリングを検討中
（ β モニタ等による連続監視、処理済み水の一時受け・分析後の移送など）



(3) その他の漏えい・溢水事象等について

① その他の漏えい・溢水等の事象＜至近約1ヶ月＞(1/2)

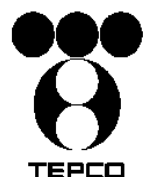
件名	事象 発生日	事象概要	漏えい水	推定原因	対策
3号機 モバイル式 処理装置か らの漏えい	H26. 3.25	運転中の3号機モバイル式処理設備において、漏えい検知器警報が作動。現場を確認したところ、3号機モバイル式処理装置の吸着塔ユニットの堰内に漏えい水が溜まっている状態、および装置が停止し、漏えいが止まっている状態を確認した。	＜漏えい量＞ 約50L(堰内) ＜サンプリング結果＞ Cs134:1200Bq/L Cs137:3500Bq/L 全β:7.3×10 ⁶ Bq/L	ベント弁にゴミかみ等に起因する微少漏えいが発生・継続したため、堰内に漏えいが溜まったものと推定	吸着塔交換等におけるベント弁操作に際しては、装置起動後、約1時間後にベント弁からの漏えいがないことを確認する。
No.1ろ過水 タンク堰内 雨水の溢水	H26. 4.3～4	降雨の影響でNo.1ろ過水タンク堰内のレベルが上昇したため、堰内からノッチタンクへ雨水移送を実施。雨量の急激な増加によりNo.1ろ過水タンク堰内の水位が上昇し、溢水。(ろ過水タンクレベルに変化がなく、タンクからの漏水がないことを確認した。)	＜サンプリング結果＞ Cs134:ND(<18)～39Bq/L Cs137:ND(<20)～25Bq/L Sr90:ND(<2.2)～10Bq/L ※堰内雨水を移送したノッチ タンク①②③の水分析	雨量の急激な増加によりNo.1ろ過水タンク堰内の水位が上昇し、溢水	ノッチタンクの増設、 タンク天板に雨樋の 設置等を検討
G5タンクエ リア堰内雨 水の溢水	H26.4.4	G5タンクエリア堰内に溜まった雨水が二重堰(外側)工事中の型枠下部から染み出していることを発見。	＜サンプリング結果＞ Cs134:ND(<17Bq/L) Cs137:ND(<12Bq/L) Sr90:ND(<2.2Bq/L)	強い降雨の影響により当該タンクエリア堰内水位が上昇し、内側仮堰(25cm)からオーバーフローし、施工中の外側堰(高さ約1m)型枠下部から水が染み出たもの	H26.4.5にコンクリート打設を完了し、本堰完成

① その他の漏えい・溢水等の事象＜至近約1ヶ月＞（2/2）

件名	事象 発生日	事象概要	漏えい水	推定原因	対策
集中廃棄物 処理施設焼 却工作建屋 への滞留水 の誤った移 送	H26. 4.10頃	プロセス主建屋の水位低下が確認された。 調査を行ったところ、仮設ポンプの運転によ り焼却工作建屋へ滞留水を移送したことを 確認。 サブドレン水質に変化がなく、建屋外部へ の漏えいはないものと判断。	＜サンプリング結果＞ ※焼却建屋滞留水 ・Cs134: 5.4×10^6 Bq/L ・Cs137: 1.4×10^7 Bq/L ・全β: 5.0×10^7 Bq/L	調査中	・電源盤の施錠強化 ・弁の管理強化 ・建屋・扉の施錠強化 等
H5タンクエリ ア脇プラス チックタンク からの水漏 れ	H26. 4.13	H5タンクエリア脇に設置されているプラス チックタンクに貯水した水（タンクエリア堰内 雨水）が抜けていることを発見	＜漏えい量＞ 約1m3 ＜サンプリング結果＞ Cs134: 440Bq/L Cs137: 1200Bq/L 全β: 1400Bq/L Sr90: 11Bq/L	・重機進路変更の際 の後方確認が不十分 であり、重機後部がタ ンク側面に接触し、タ ンク損傷 ・プラスチックタンクが 通路と区画することな く置かれていたこと	・水を内包するプラス チックタンクを通路脇に 残値したままにしない ・仮置表示、カラーコー ンなどの注意喚起 ・TBM-KYで周知
吸着材移送 作業における 漏えい事象に ついて	H26. 4.16	多核種除去設備（ALPS）において、B系統 の吸着塔内洗浄のため吸着塔（HIC）に洗 浄水を移送中、HICからオーバーフローして いることを発見。 又、隣接するエリアの床漏えい検知器が作 動した。	＜漏えい量＞ 約1.1m3 ＜サンプリング結果＞ Cs134: 2600Bq/L Cs137: 6700Bq/L 全β: 3.8×10^6 Bq/L	・HICの水位監視を 担当する作業員が配 置されていないこと ・仮設ホースを布設 する際、予備貫通ス リーブを使用した為、 隣接エリアに流れ込 んだこと	・人員配置確認の実施。 （TBM-YKや記録用紙 を活用） ・仮設ホースを通した関 の貫通スリーブの止水 処理 ・関係者による安全事 前評価の実施 等

「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」
1～3号機原子炉建屋上部階の
汚染状況調査の実施について
(線量率調査・ガンマカメラによる調査)

平成26年4月28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。

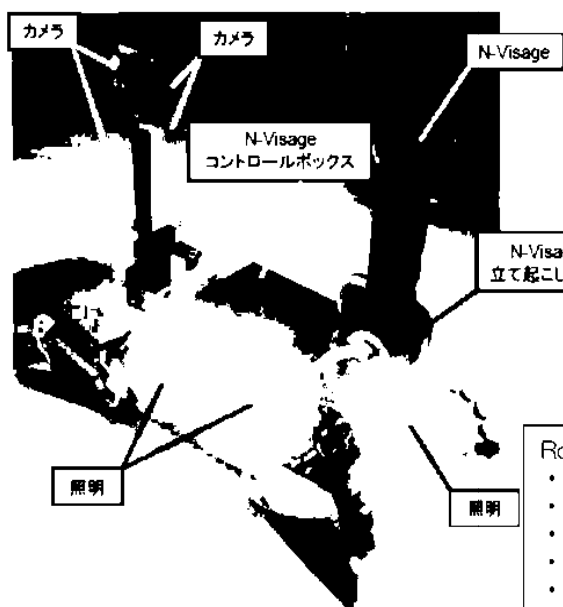
1. 上部階調査の目的と実施概要

目的及び実施概要

1～3号機原子炉建屋2～3階の線量率調査およびガンマカメラ（N-Visage）による撮像を行い、線量率への寄与が大きい箇所（ホットスポット）の有無を確認し、除染・遮蔽・撤去の検討へ反映する。

調査装置概要

- ガンマカメラを搭載したRosemaryおよび線量率計（シリコン半導体検出器）を搭載したSakura*を使用し、遠隔にて調査を実施する。（*（独）新エネルギー・産業技術総合開発機構（NEDO）の「災害対応無人化システム研究開発プロジェクト」で開発された小型移動ロボット）
- Rosemary、Sakuraは免震重要棟から遠隔操作する。通信形式はSakuraは有線、RosemaryはSakuraを中継した無線。



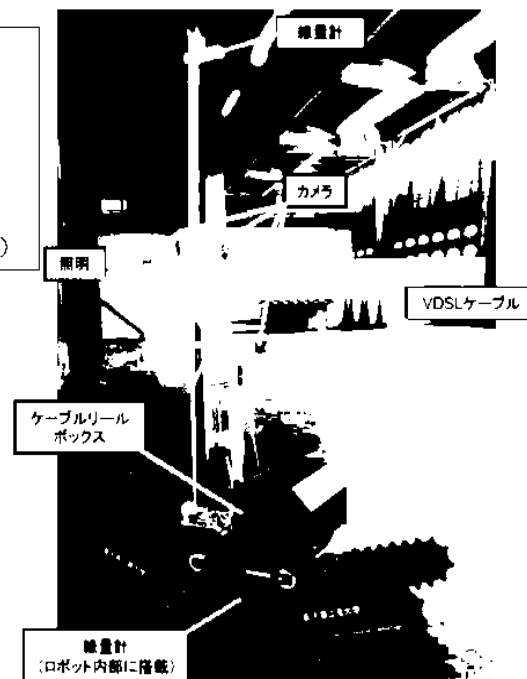
Sakura仕様

- ・寸法 : 幅390mm×全長500mm
- ・質量 : 約35kg
- ・線量率計 : 2箇所
(高さ: 50mm、1500mm)
- ・カメラ : 4箇所
- ・LED照明 : 4箇所
- ・通信方式 : 有線通信 (VDSLケーブル長300m)

Rosemary仕様

- ・寸法 : 幅500mm×全長700mm
- ・質量 : 約65kg
- ・N-Visage : 1台搭載
- ・カメラ : 4箇所
- ・LED照明 : 6箇所
- ・通信方式 : 無線通信

Rosemary
(千葉工大開発)



Sakura
(NEDOプロジェクトにて開発)

2. スケジュール

1～3号機 上部階調査

	4月		5月			6月		
	中旬	下旬	上旬	中旬	下旬	上旬	中旬	下旬
準備作業・通信確認								
1号機調査								
			4/29～Sakuraによるアクセスルートの調査（干渉物・線量）を開始予定					
2号機調査								
3号機調査								
片付け								

凡例

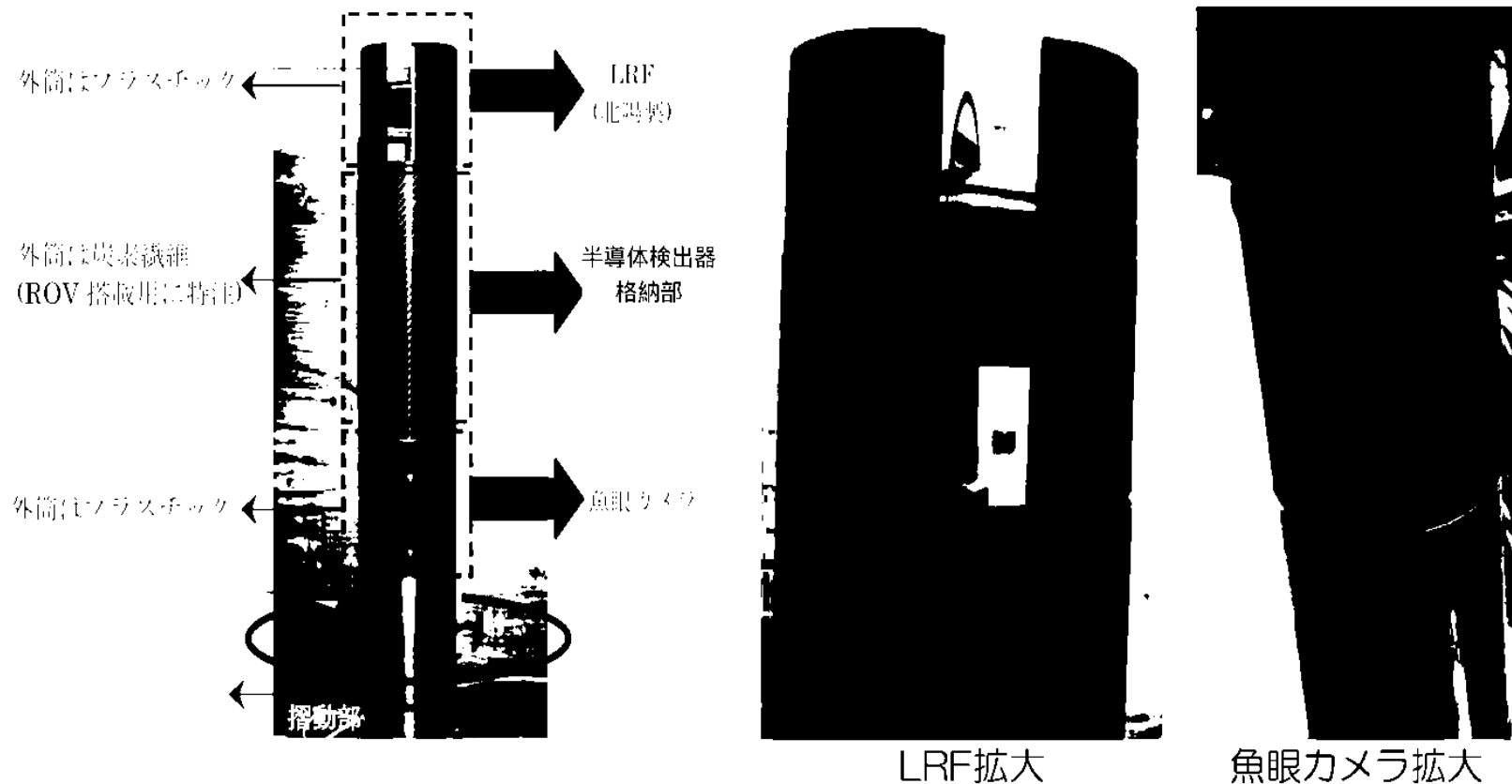
□：準備片付け作業

■：現場調査



分析／評価結果については、1号機および3号機除染計画策定に活用する。また、既に除染工事に着手している2号機については、必要に応じて除染計画の見直しを行う。

〈参考〉 ガンマカメラ (N-Visage) の仕様について



半導体素子、レーザレンジファインダ(LRF)、魚眼カメラを搭載しており、360° 球面体のスキャンが可能。

○メーカー：REACT/CREATEC（英国製）

○寸法／重量：D110×H700／約17kg(この他、Control Boxがあり重量約6kg)

○検出素子：半導体検出器（素子は1つ）

○計測可能BG：0.05mSv/h～500mSv/h(精度低下が許容可能であれば1,000mSv/hまで可)

○スキャン時間：約2.5～3.0時間／スキャン

「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」
1～3号機 原子炉建屋1階 高所部の
汚染状況調査の実施について
(ガンマカメラによる調査)

2014年5月8日
東京電力株式会社



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。

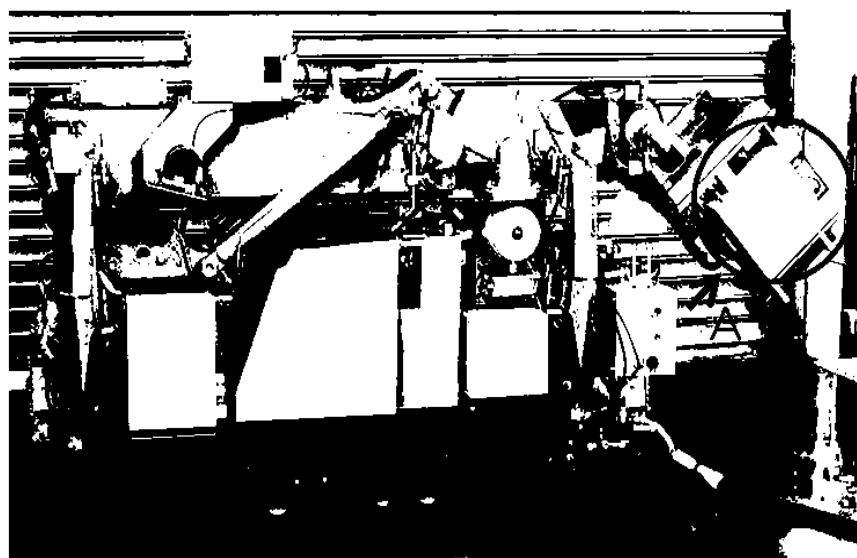
1. 高所部調査の目的と実施概要

目的および実施概要

- ・ 1～3号機原子炉建屋1階の高所（高さ4m程度）でガンマカメラによる撮像を行い、線量率への寄与が大きい箇所（ホットスポット）の有無の確認と、ホットスポットがある場合は強度を評価した上で、除染・遮蔽・撤去の検討を行う。

調査装置概要

ガンマカメラ（NEDO開発品、1号機南側線量調査で使用）を搭載した「かにクレーン」（昇降装置）を使用し、遠隔にて実施する。



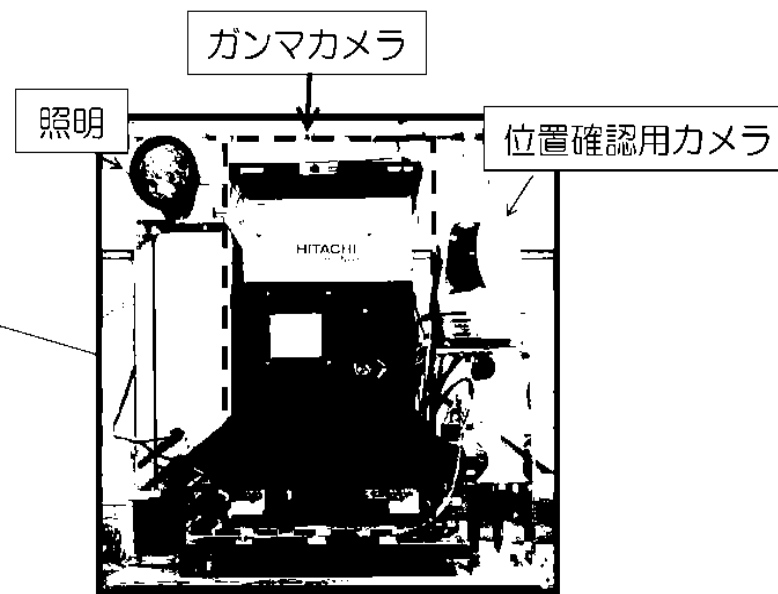
かにクレーン

寸法：2360mm×700mm×1430mm
（走行姿勢時、ガンマカメラ含む）

質量：約1250kg 最高速度：1.5km/h



東京電力



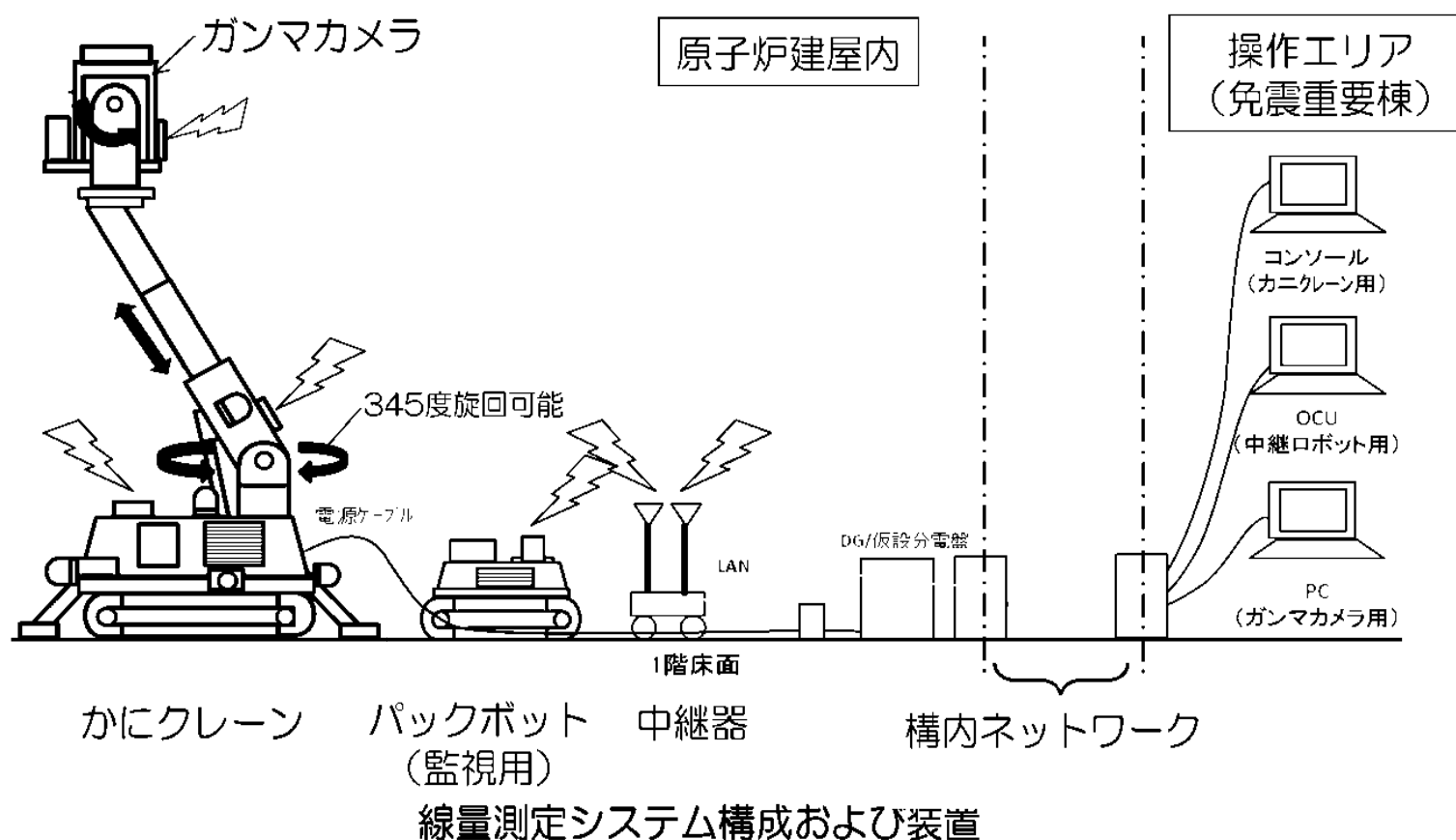
ガンマカメラ搭載部(A矢視)

2. 調査装置構成

かにクレーン、バックボット共に免震重要棟から遠隔操作する。通信形式は、中継器（有線）を介した無線。

バックボットは、かにクレーンの監視用として使用する。

ガンマカメラの撮像方向は水平方向に345度回転可能（アームの水平方向の旋回による）。



3. スケジュール

1～3号機 1階高所部調査

	4月	5月			6月		
	下旬	上旬	中旬	下旬	上旬	中旬	下旬
準備作業 通信確認							
1号機 調査							
		1号機調査は5/9開始					
2号機 調査							
3号機 調査							
片付け							

凡例

：準備片付け作業

：現場調査



分析／評価結果については、1号機および3号機除染計画策定に活用する。また、既に除染工事に着手している2号機については、必要に応じて除染計画の見直しを行う。

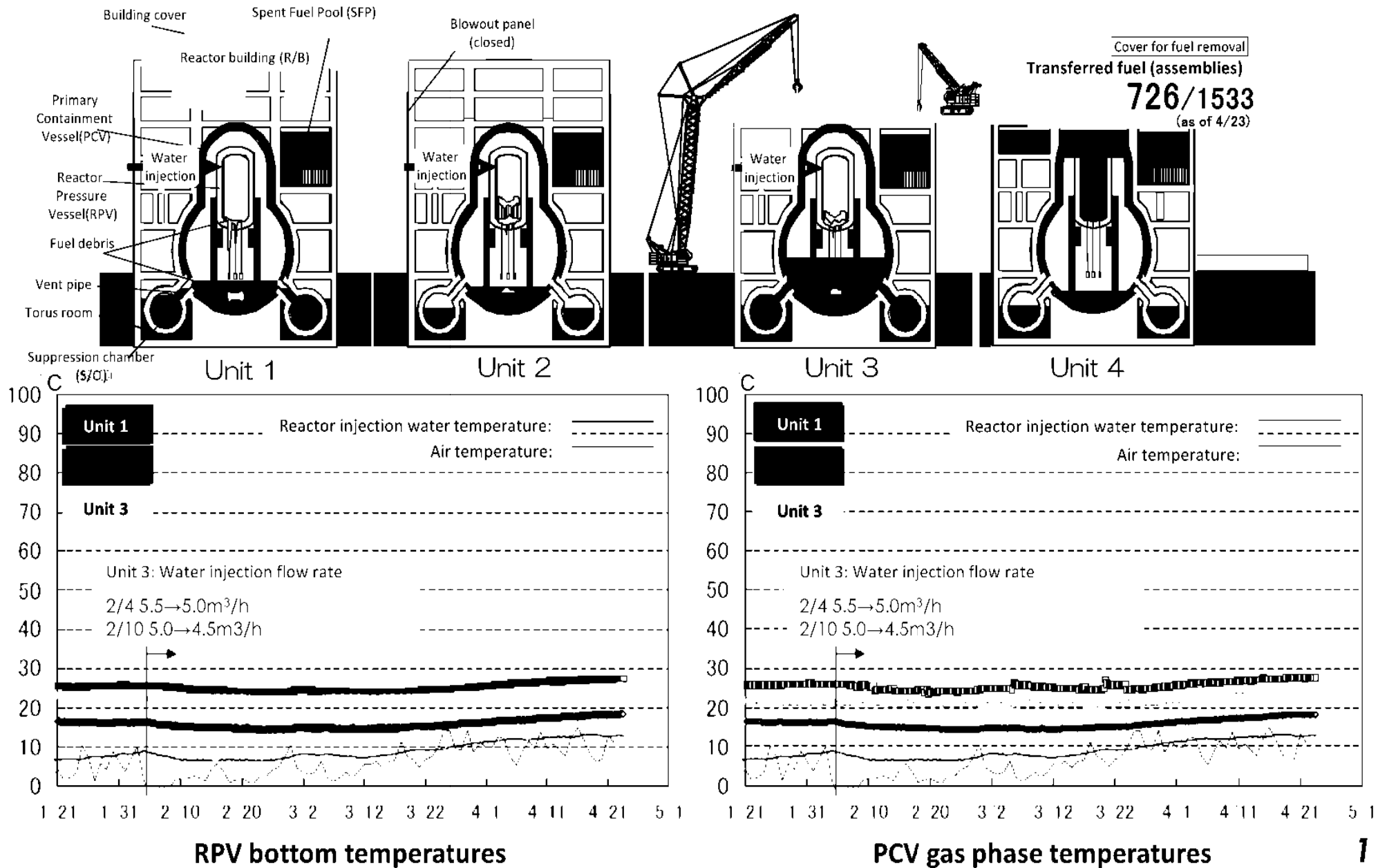
Status of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Apr. 25, 2014

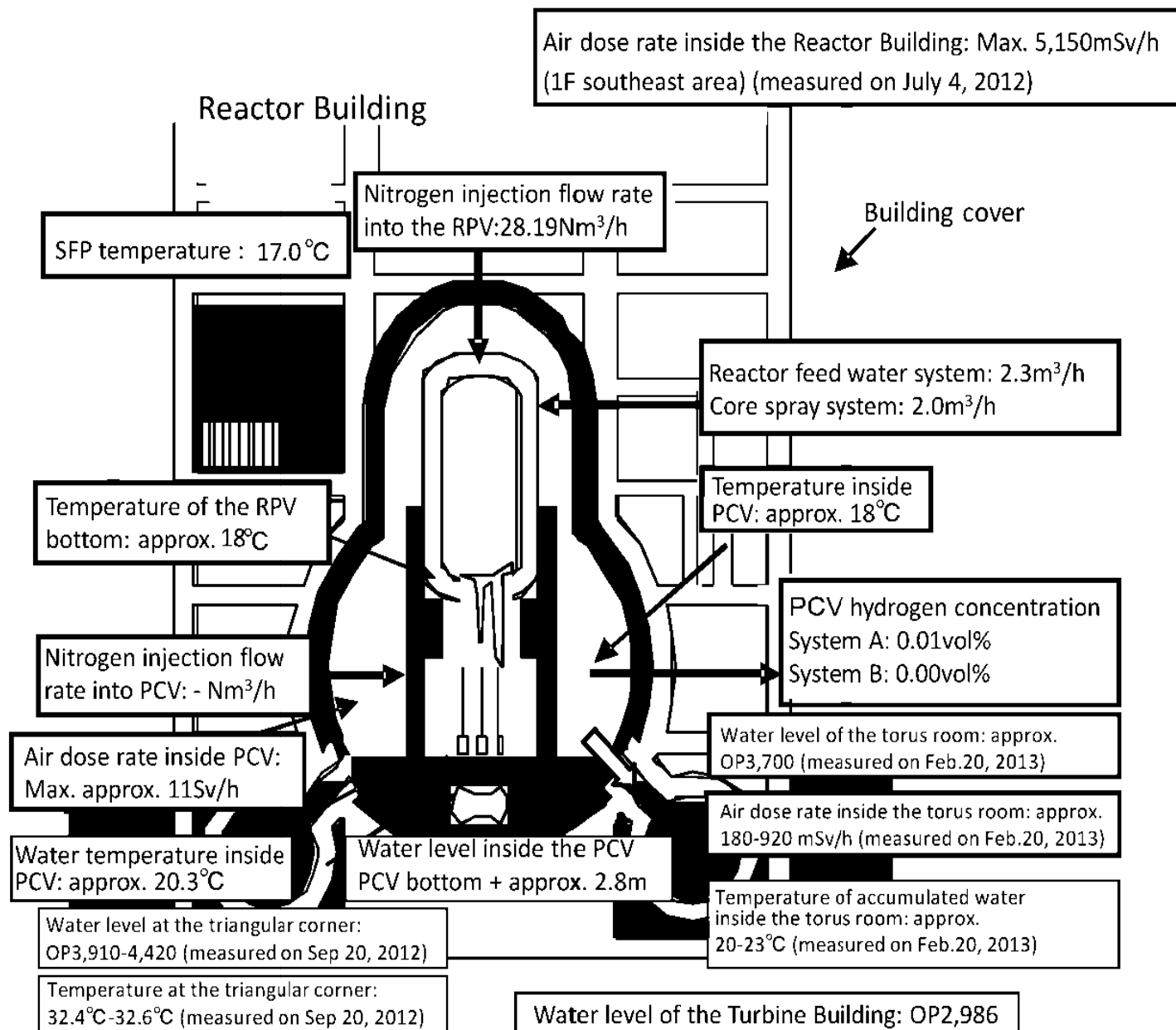
Tokyo Electric Power Co., Inc.

Confirmation of cold shutdown condition

➤ All units remain in cold shutdown condition.

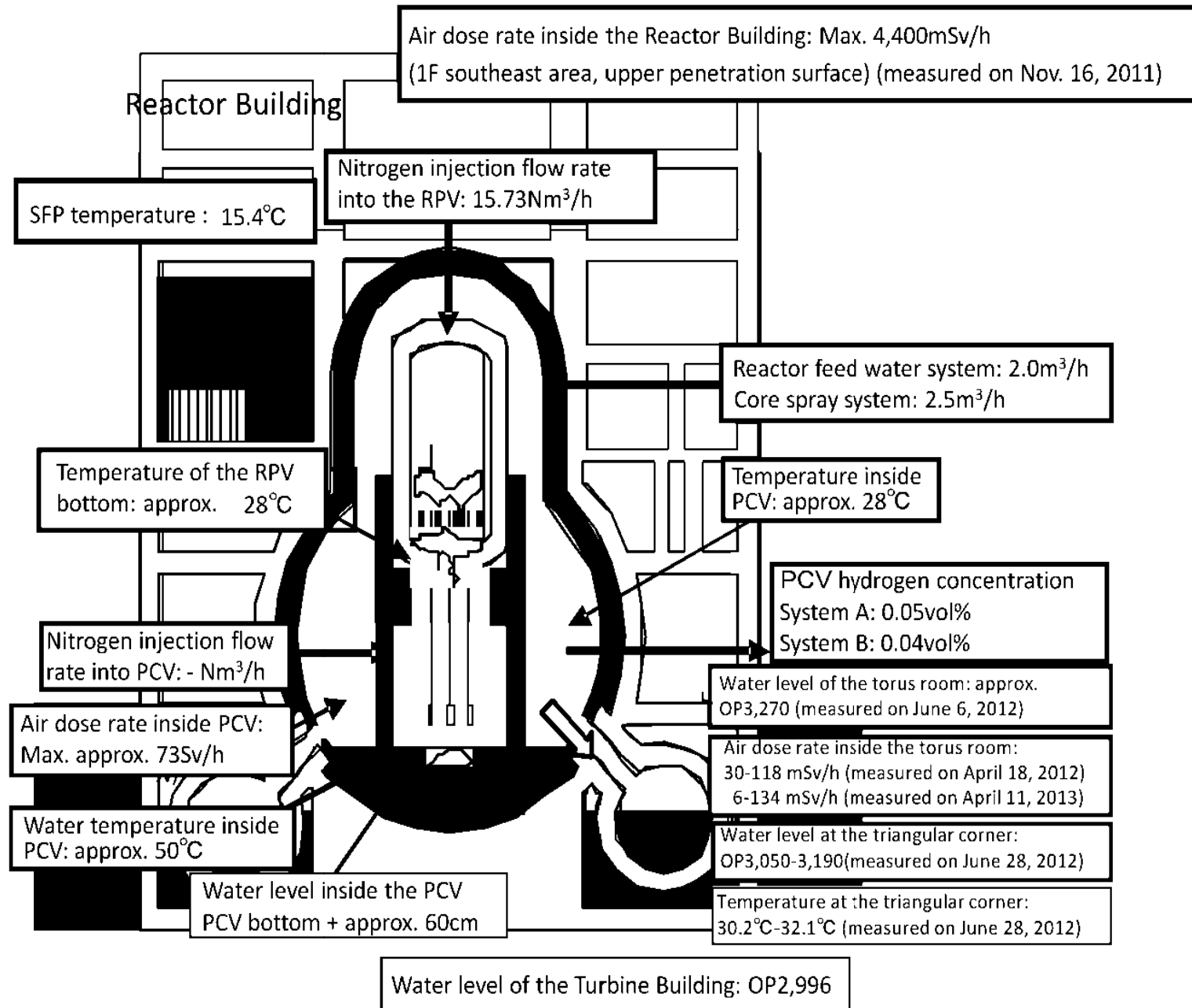


Situation of Unit 1



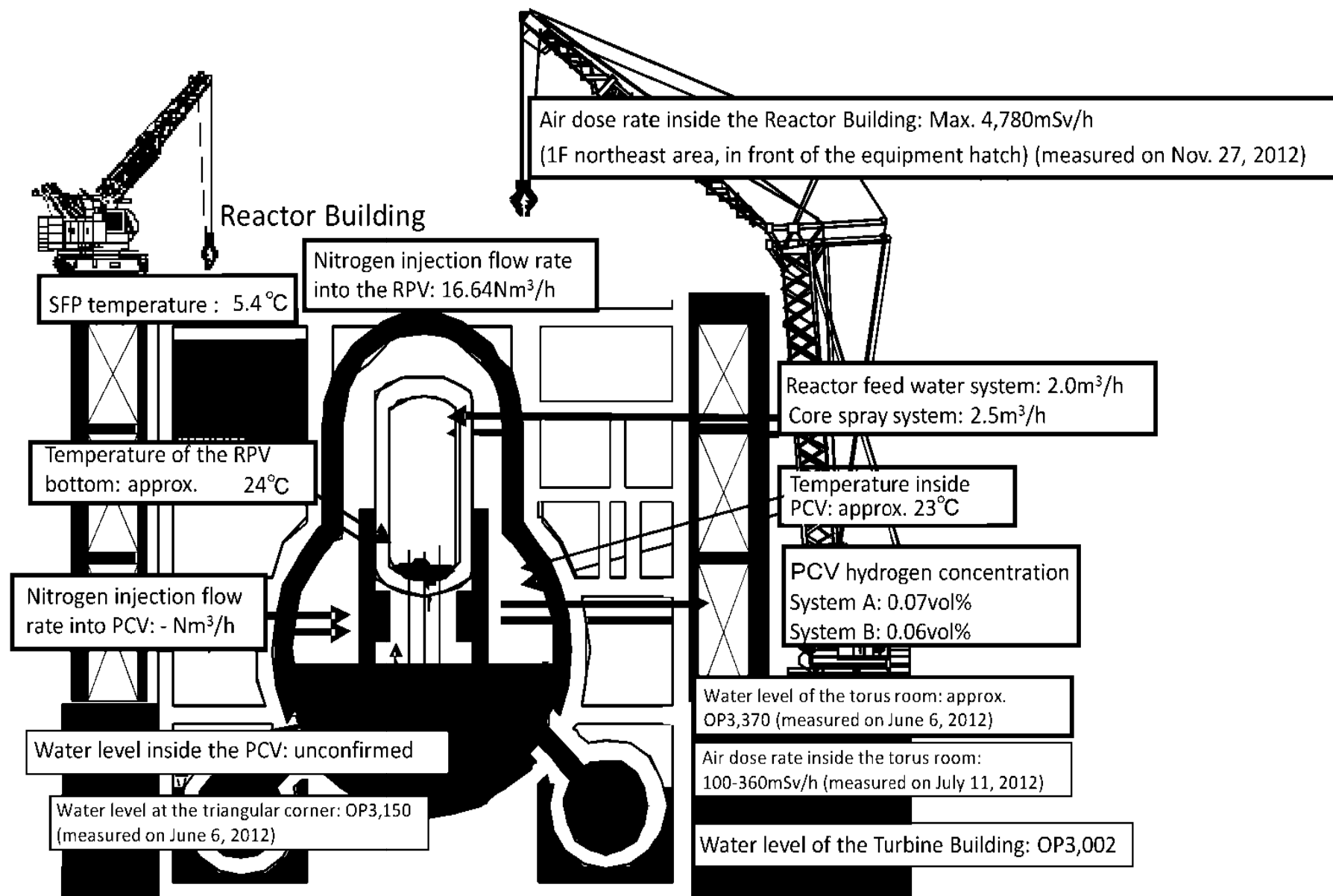
* Indices related to plant are values as of 11:00, April 23, 2014

Situation of Unit 2



* Indices related to plant are values as of 11:00, April 23, 2014

Situation of Unit 3

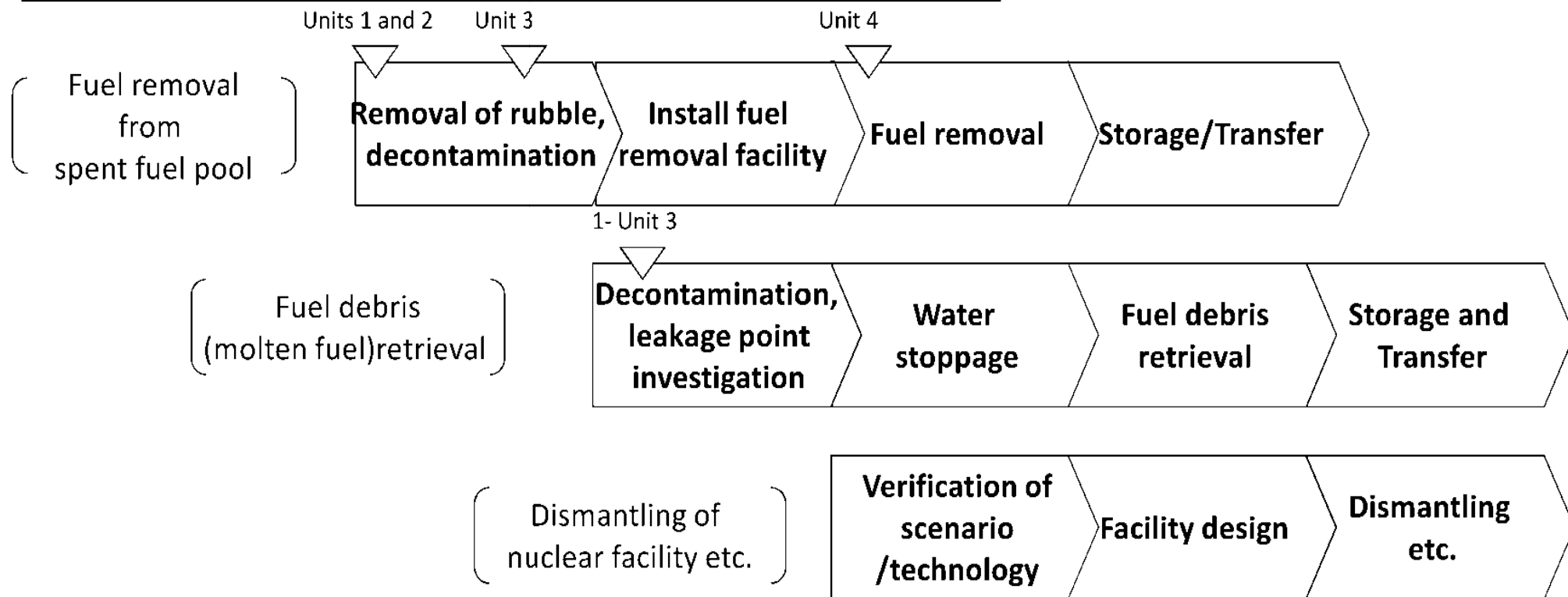


* Indices related to plant are values as of 11:00, April 23, 2014

Outline of Countermeasures for Decommissioning and Contaminated Water Treatment

Preparation for fuel removal and fuel debris retrieval from Units 1-3 is promoted as well as promotion of fuel removal from spent fuel at Unit 4 are carried out.

Major work items and operation step of “Decommissioning”



Fuel removal from spent fuel pool

- Started fuel removal from Unit 4 Spent fuel pool from Nov. 18, 2013.
- Working on the preparation work aiming at the completion of fuel retrieval from Unit 4 by the end of 2014.



(Fuel removal)

Outline of Countermeasures for Decommissioning and Contaminated Water Treatment

Three principles and major tasks of “Countermeasures on Contaminated water issues”

- Underground water flowing into the water cooled down the fuel melted in the accident. Approx. 400 tons/day of contaminated water is generated, and stored in the tanks within the site.

Policy 1. **Eliminating** the source of the contamination

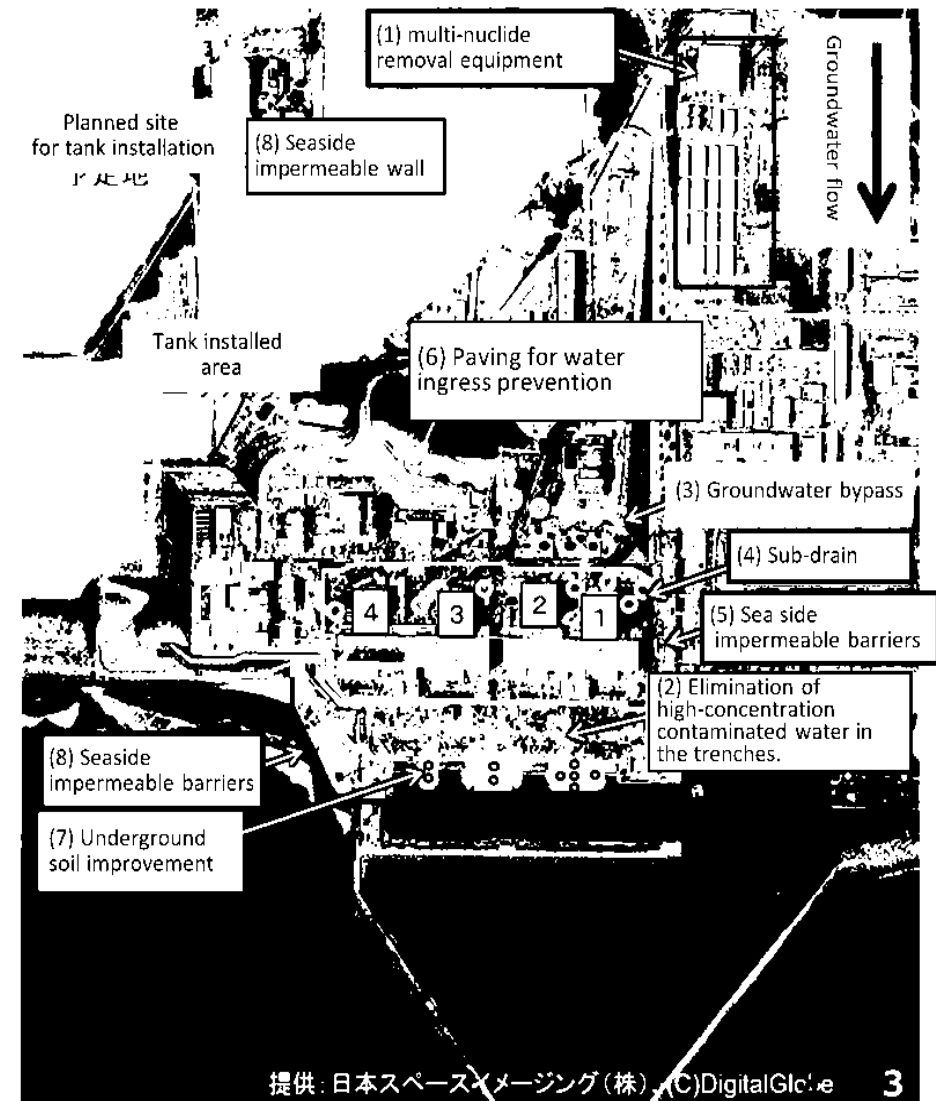
- (1) Purification of contaminated water by multi-nuclide removal equipment.
- (2) Removing contaminated water in the trench.

Policy 2. **Keeping water away** from the contamination

- (3) Pumping ground water through a groundwater bypass
- (4) Pumping ground water from the well near the building.
- (5) Installation of land impermeable barrier by the frozen soil method.
- (6) Pave the ground surface to prevent the ingress of rainwater.

Policy 3. **Avoiding leakage** of the contaminated water

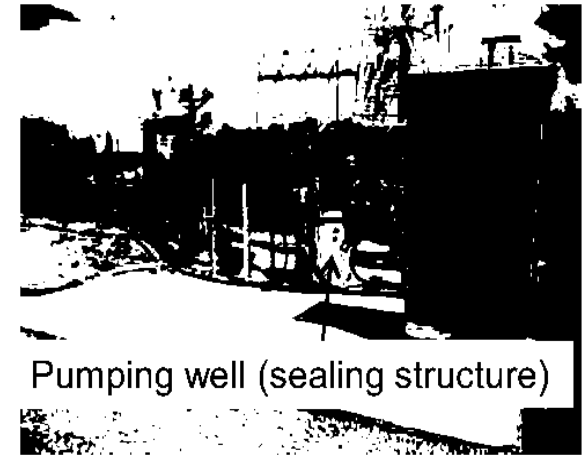
- (7) Underground soil improvement by liquid glass
- (8) Installation of impermeable barriers in the sea
- (9) Installation of additional tanks
(e.g. Replace with welded joint tanks.)



Status of Countermeasures for Decommissioning and Contaminated Water Treatment in the past one month

(1) Started operation of pumping through a groundwater bypass

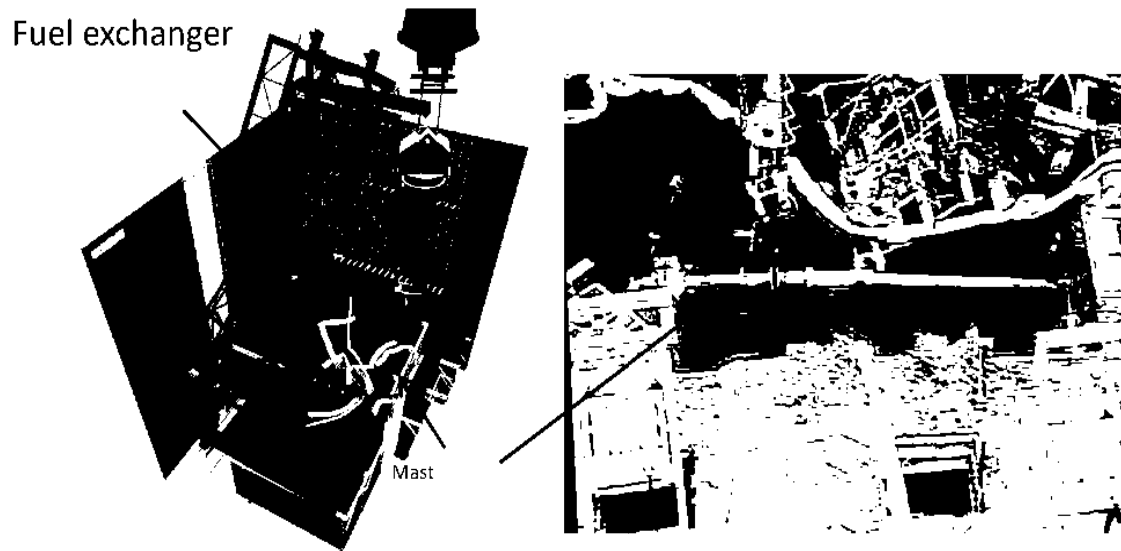
- Activated each pump of 12 groundwater bypass pumping wells sequentially from Apr. 9, and started pumping up the groundwater.
- Groundwater which was pumped up is stored in the tank and water quality test by the third party is ongoing.



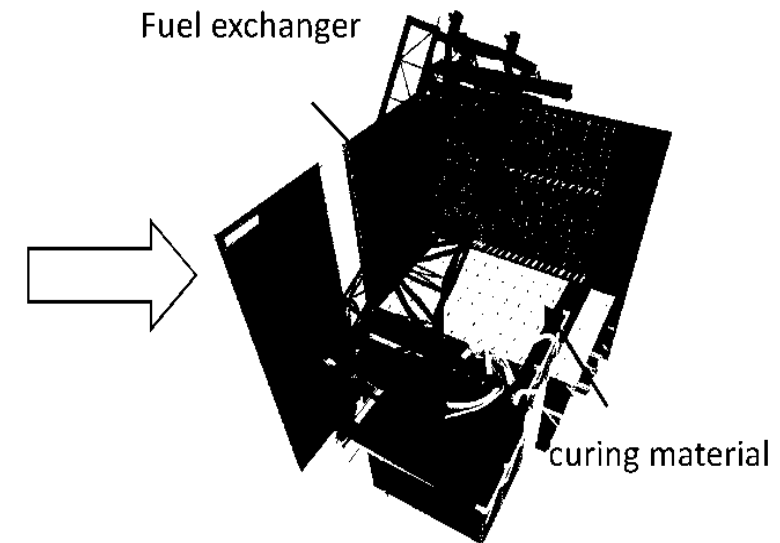
Pumping well (sealing structure)

(2) Started removal of fuel exchanger at Unit 3 fuel exchangers

- Started removal of rubble in Spent fuel pool from last Dec.
- Removal of fuel exchangers was started on Apr. 19 earlier than expected due to the acceleration of removal of rebar, roof material, and concrete piece.



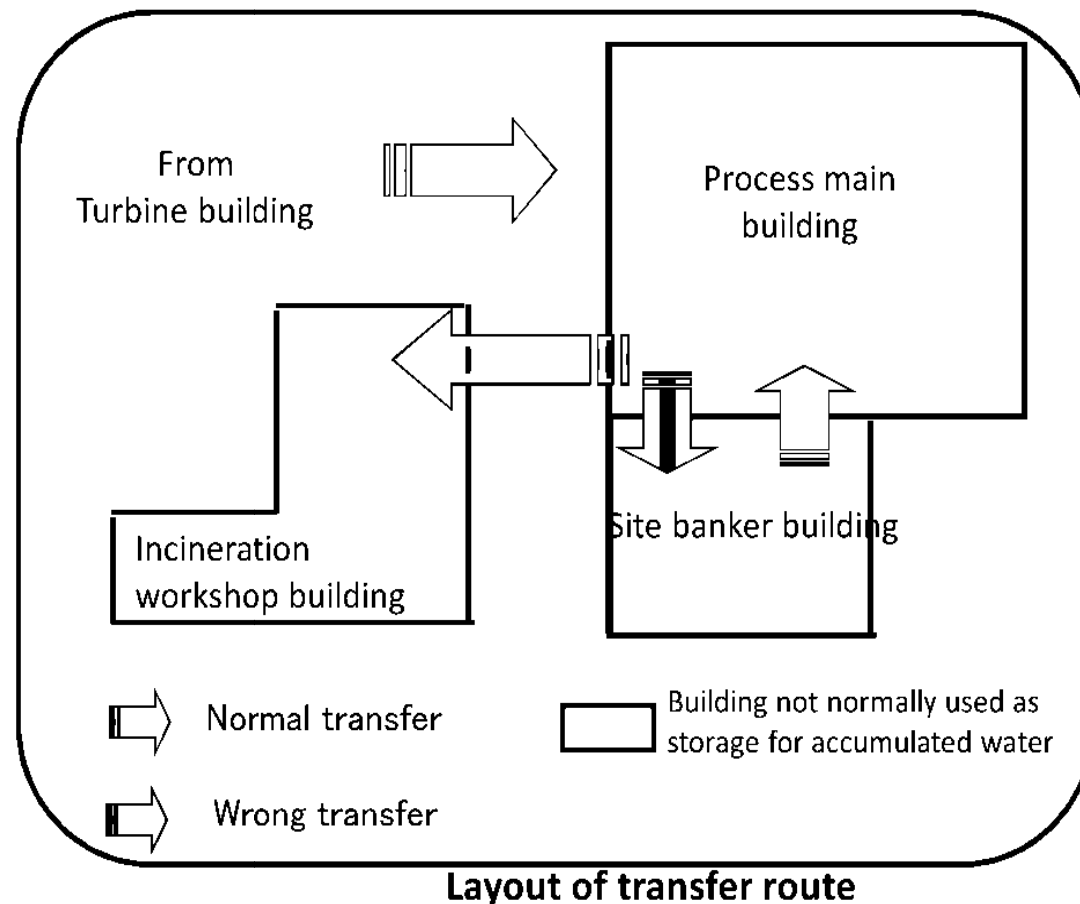
Removed fuel exchangers mast (3.27.2014)



Completed layout of fuel rack curing material/Started removal of fuel exchangers

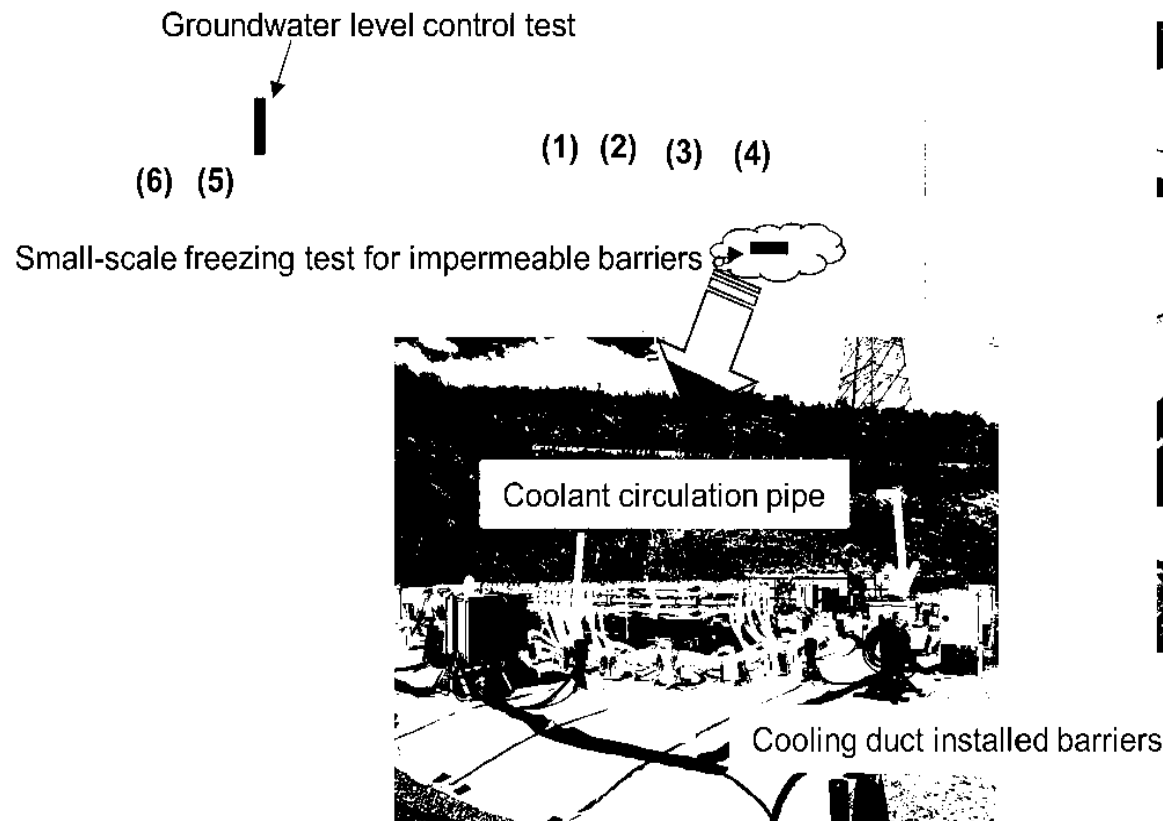
(3) Wrong transfer of accumulated water to incineration workshop building

- Since Four temporary pumps, which is normally not used (Process main building →Site banker building : One unit, process main building →Incineration workshop building: One unit, Incineration workshop building→Process main building : Two units) was operated, accumulated water was transferred from process main building to the incineration workshop building, which is supposed not to store it.
- Now accumulated water in the incineration workshop building is being transferred to the process main building (Apr. 14-). As countermeasures for management, security of power panel, control of valve, and locking of building/door are enhanced.



(4) Validation of freezing of small-scale impermeable barriers

- A feasibility study has been conducted toward the installation of frozen impermeable barriers surrounding Units 1 to 4.
- Freezing test for small-scale impermeable barriers, about 10m x 10m on the west side of the common pool began on Mar. 14.
- Small-scale impermeable barriers were confirmed to be developed by the temperature / groundwater level check, and confirmation by turning over the soil .



(5) Design plan for additional storage tank of accumulated water

- Accelerated to execute the plan from 2015 to 2014, to increase the number of tanks up to about 800000 m³ by transferring tank manufactured in the factory by the ship, in addition to the tank to be constructed on site.



Tank transported by the ship



Unloading tank

(6) Fukushima Advisory Board for the countermeasures for Decommissioning and Contaminated Water Treatment

- Second meeting was held on Apr. 14 (Iwaki-city) . Based on the opinions from last time(Feb. 17), information on the current project was shared. We received suggestions from the attendees for further improvement for timely information sharing .

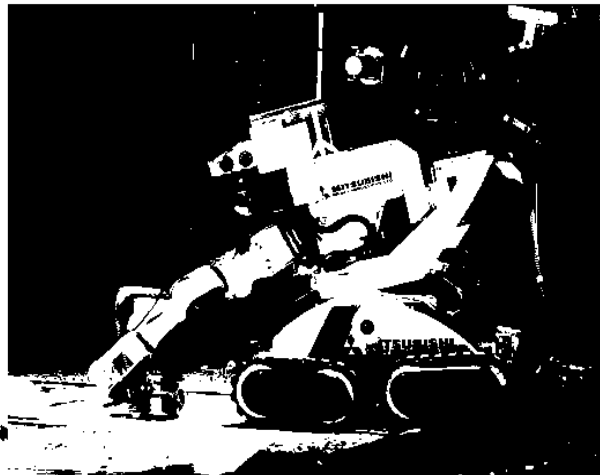
(7) Established Fukushima Daiichi Decommissioning Promotion Company

- Launched “Fukushima Daiichi Decommissioning Promotion Company” on Apr. 1 for the purpose of the clarification of responsibility structure of countermeasures for Decommissioning and Contaminated Water Treatment for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station and focusing on the project .

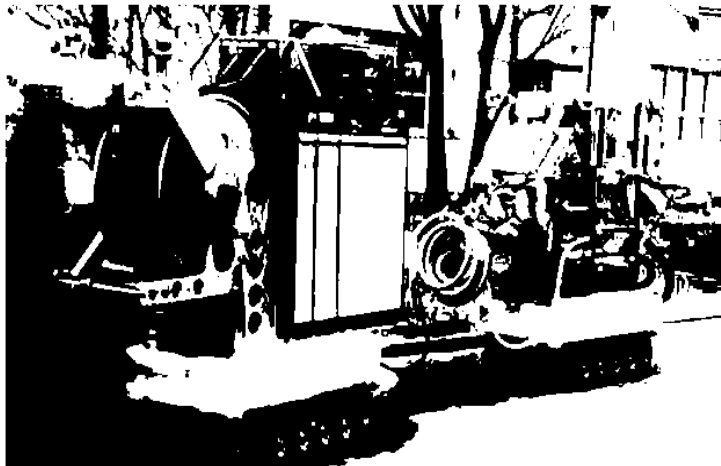
Progress of Fuel Debris Retrieval in the past one month

(1) Demonstration of decontamination equipment in the building

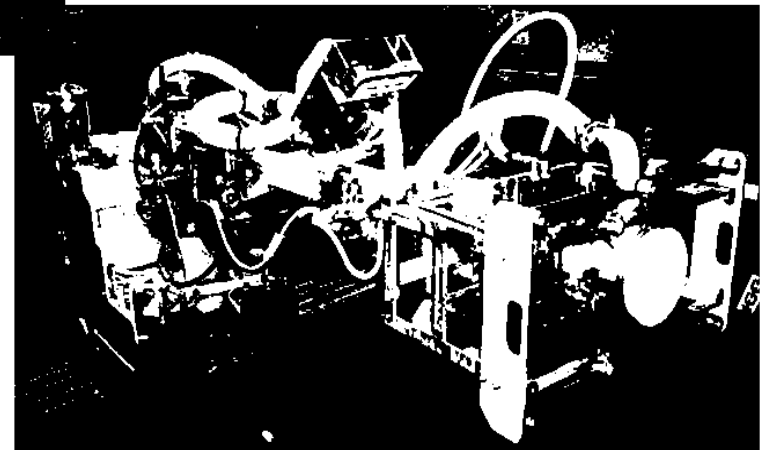
- To establish decontamination plan for reactor building in preparation of future debris retrieval , conducted demonstration of decontamination equipment, and developed for the subsidized project by METI.
- Suction/blast decontamination equipment : 1/30-2/4 First floor at Unit 1 Reactor building
- Dry ice blast decontamination equipment : 4/15- 21 First floor at Unit 2 Reactor building
- High-pressure water decontamination equipment : 4/23- 29 First floor at Unit 1 Reactor building



Suction/blast
decontamination equipment



Decontamination equipment for
dry ice blast

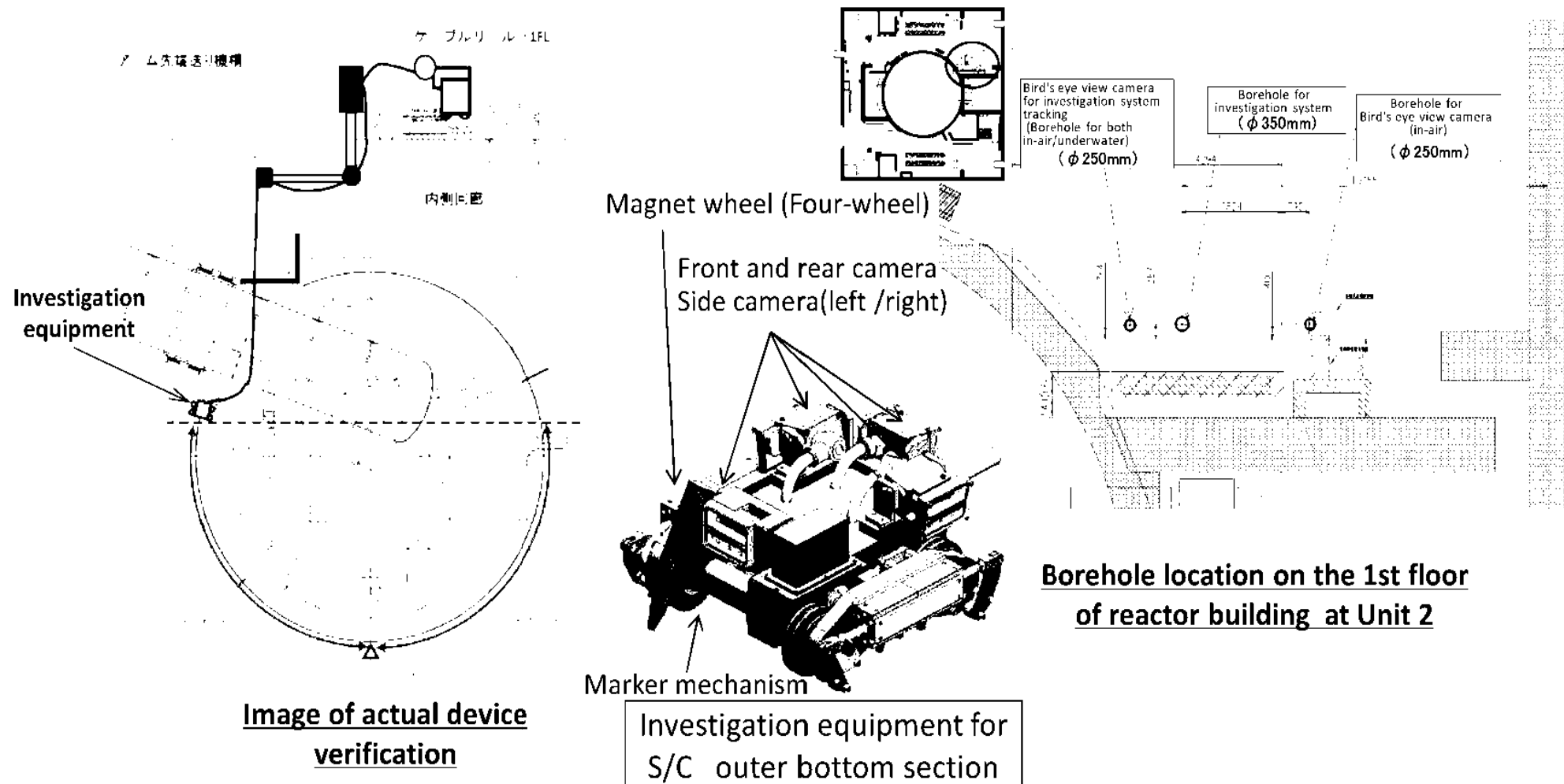


Decontamination equipment for
high-pressure water

Progress of Fuel Debris Retrieval in the past one month

(2) Boring on the floor in preparation of investigation for outer bottom section of Suppression chamber of Unit 2

- In order to confirm the applicability of investigation equipment for outer bottom section, which is developed in subsidized project by METI, actual device verification for Unit 2 was planned during the month of July-Aug. Boring process will be conducted in advance to prevent interference with other work. (4/17-26)

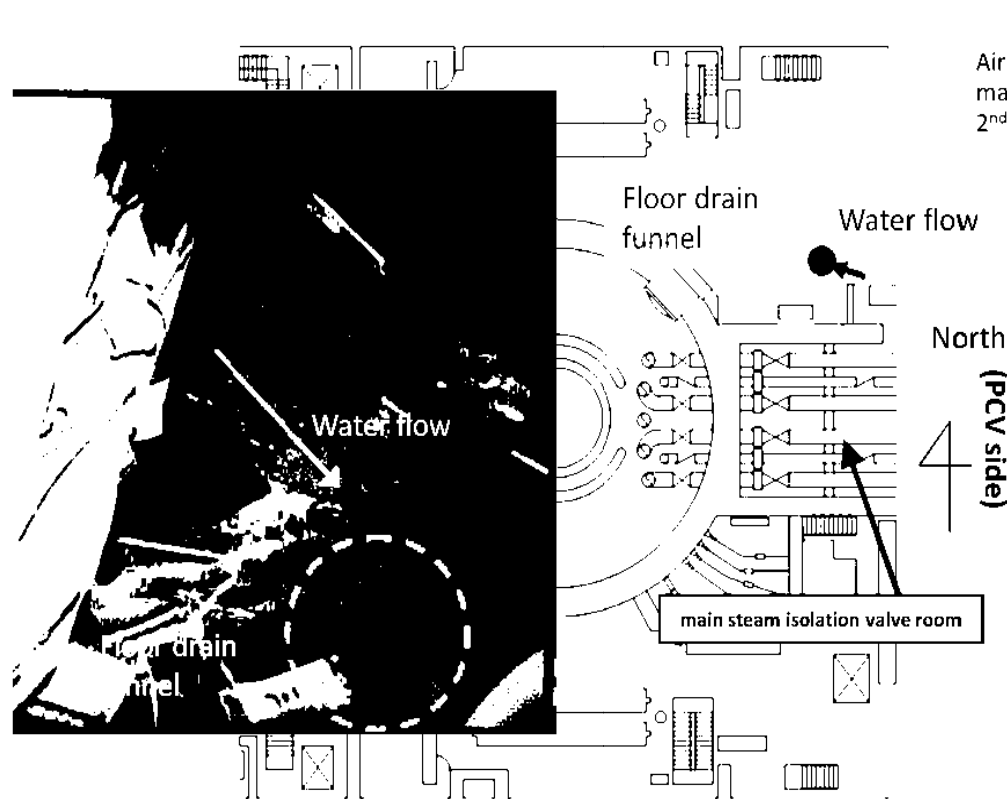


Status of Fuel Debris Retrieval in the past one month

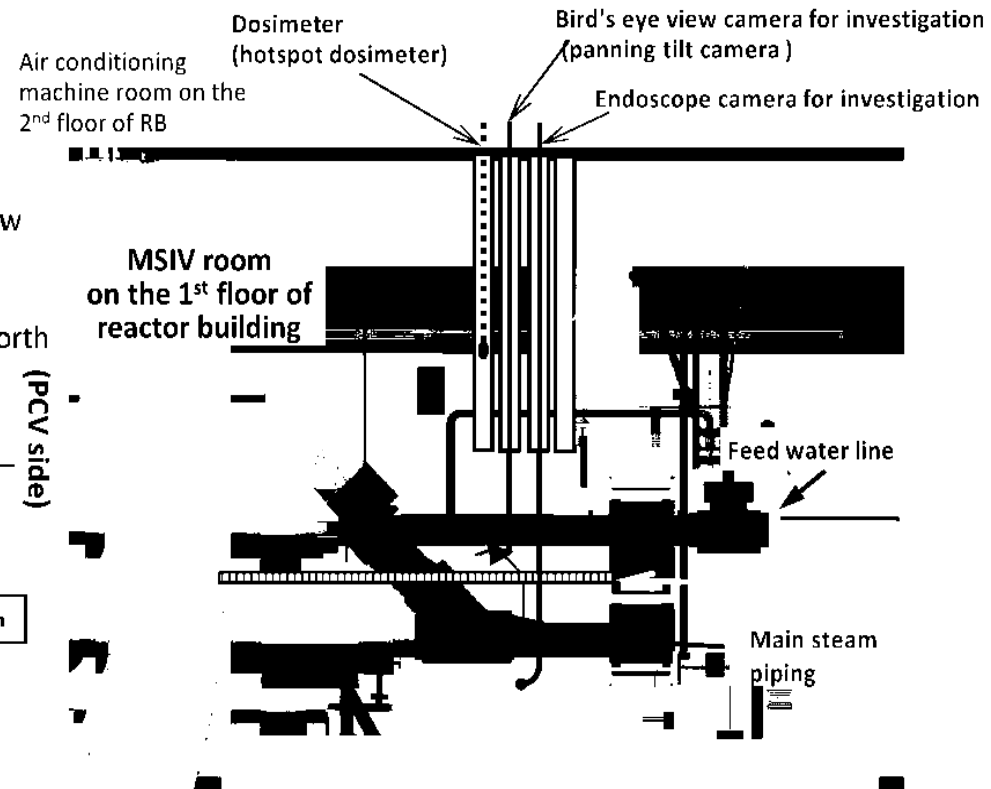
(3) First floor of reactor building for Unit 3

Investigation of water flow from main steam isolation valve room

- Water flow was confirmed to be flown from around the door of the main steam isolation valve room located in the northeast area of 1st floor of reactor building into adjacent floor drain funnel (outlet) on Jan. 18. The outlet is connected to the basement stairs of reactor building, and it will not be leaked outside the building.
- Based on the results of temperature of water flow and radioactive material , drawings etc., accumulated water is expected to exist in the PCV.
- From Apr. 23, started to conduct image acquisition by the camera and dose measurement for the piping for instrument that connected air conditioning machine room on the 2nd floor of reactor building and main steam isolation valve room of 1st floor.



Outline of water flow condition

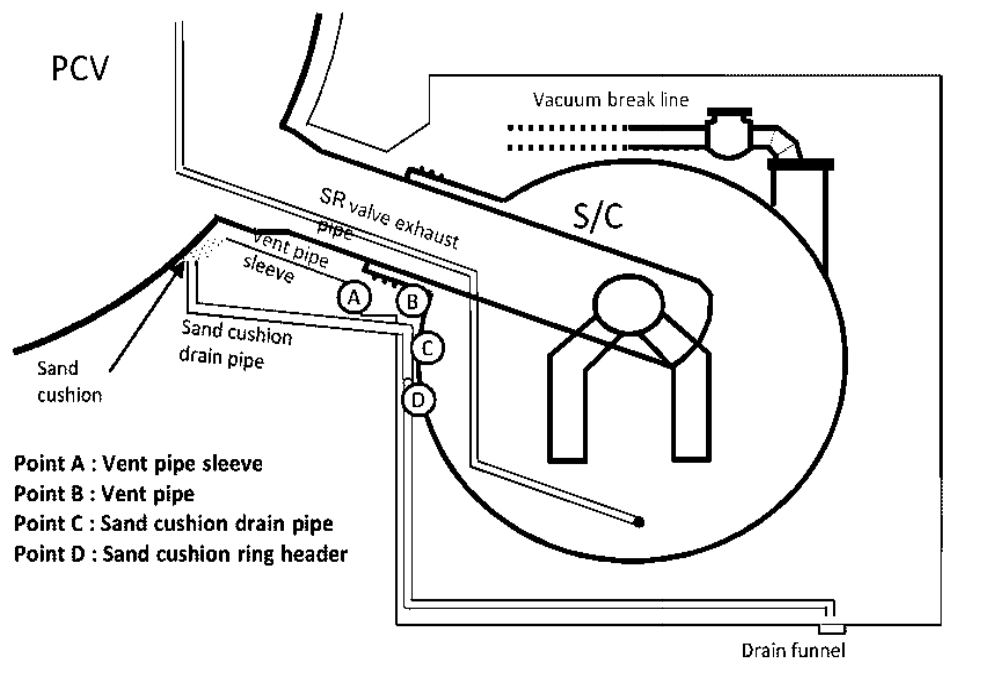


MSIV room on the 1st floor of reactor building (cross section)

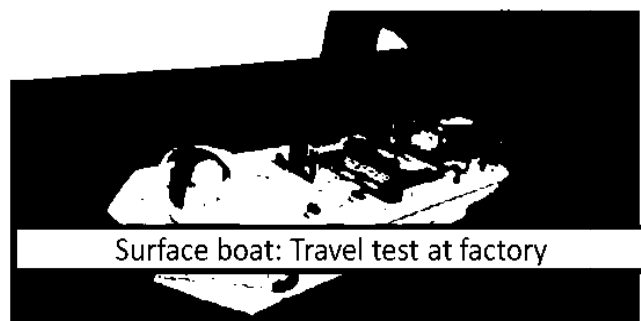
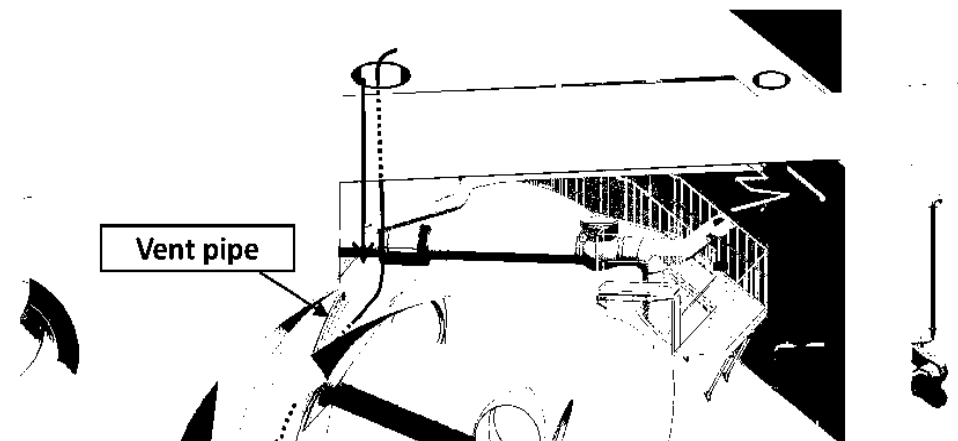
(Reference) Status of Fuel debris retrieval

(1) Investigation around lower part of vent pipe at Unit 1(Outline)

- In preparation of PCV repair (water stoppage) required for fuel debris retrieval, conducted investigation around the lower part of vent pipe to estimate point of leakage from PCV.
- Leakage from the vent pipes and the sand cushion drain pipes, and the external conditions of these pipes were checked using images captured by cameras mounted on a surface boat.



Point A : Vent pipe sleeve
Point B : Vent pipe
Point C : Sand cushion drain pipe
Point D : Sand cushion ring header



Surface boat

Suppression Chamber (S/C)

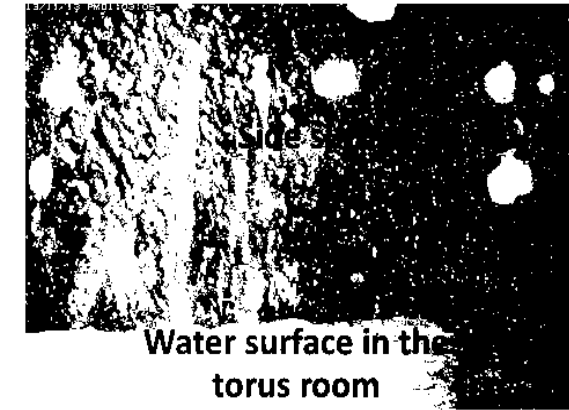
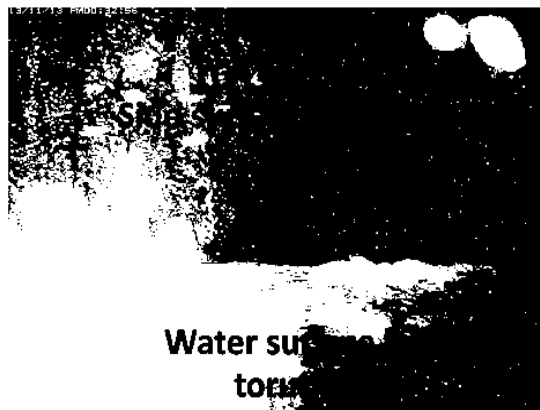
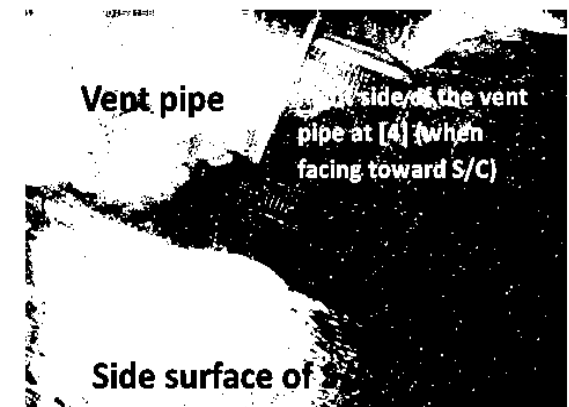
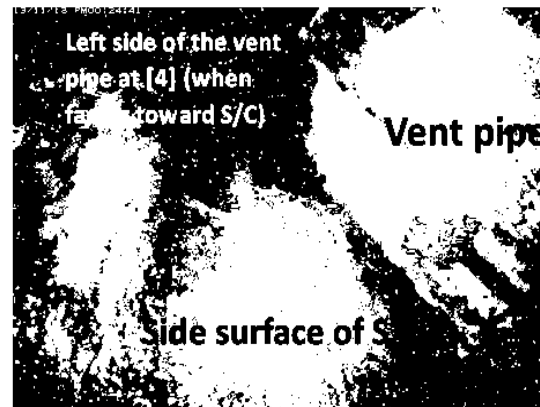
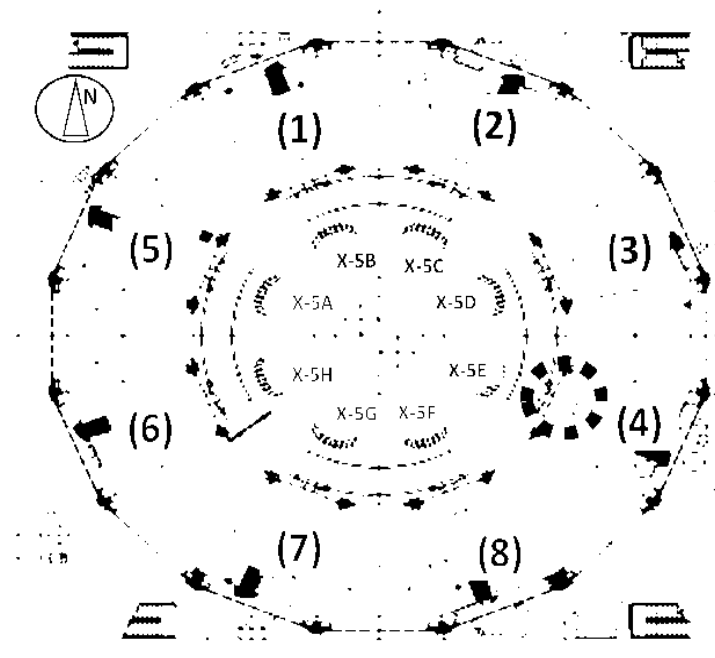
(Reference) Status of Fuel debris retrieval

(1) Investigation around lower part of vent pipe at Unit 1 (investigation results)

➤ Investigation results of suction drain pipe

Water was confirmed to be flown downward on the surface of S/C from the direction of upper part of the S/C of vent pipe [4].

No leakage was found between [1]- [3] and [5]- [8].

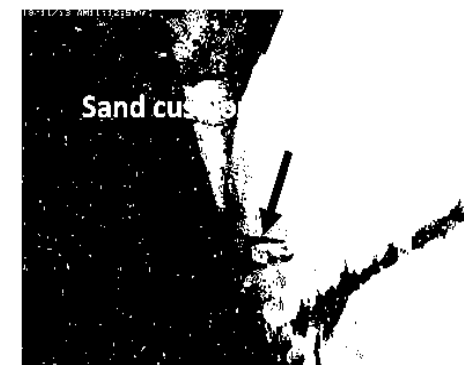
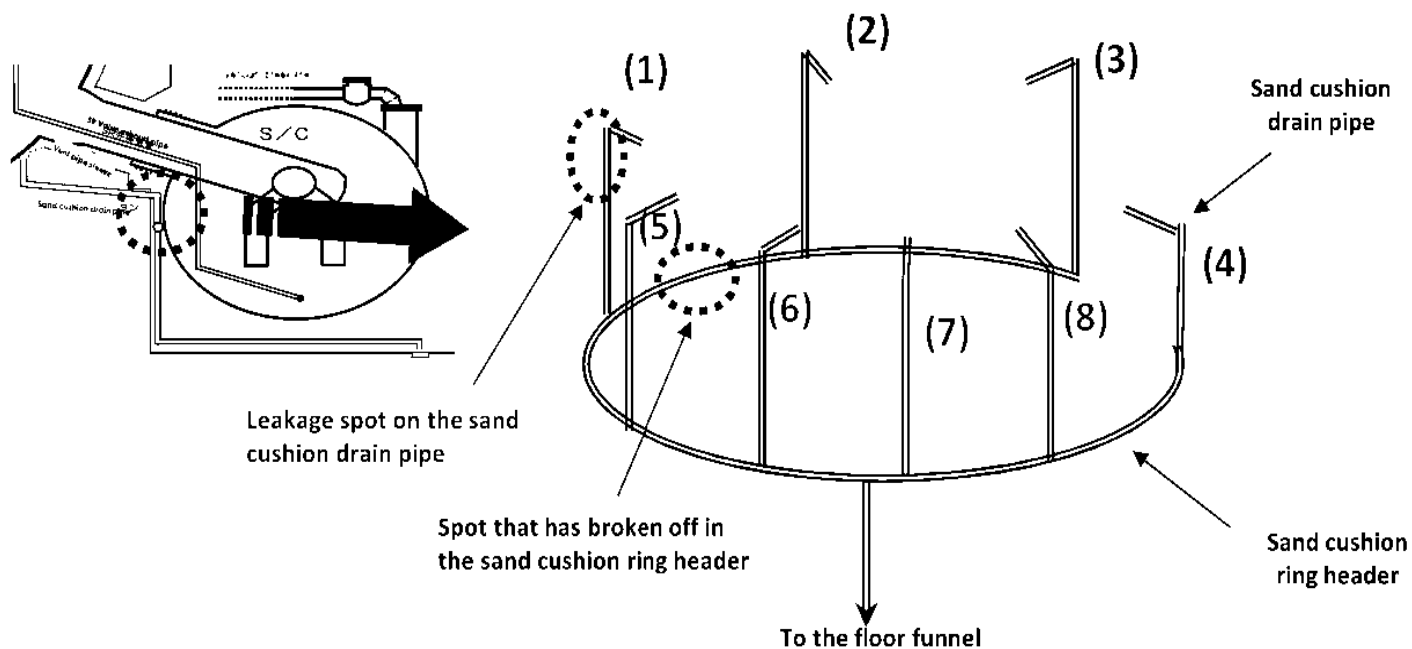


(Reference) Status of Fuel debris retrieval

(1) Investigation around lower part of vent pipe at Unit 1 (investigation results)

➤ Investigation results on the sand cushion drain pipes

- Damage and leakage were found on the sand cushion drain pipe at [1].
- Drain pipe was not damaged and there was no water flow between [2] and [8].
- The sand cushion ring header was found to have been damaged between [1] and [2].



(Reference) Status of Fuel debris retrieval

(2)Measuring inside the S/C at the Units 2(Outline)

- Conducted measurement for water level inside the S/C (Suppression chamber) for the purpose of estimating opening status of point leaking from PCV in preparation of PCV repair (water stoppage) required for fuel debris retrieval. (Estimating aperture area at leakage point by the difference of water level inside and outside the S/C (Torus room), and verifying possibility of releasing of water stopping material that fills the S/C from inside the S/C etc.)
- Demonstration of technology to measure water level inside the S/C of reactor building at Unit 2 by ultrasonic wave from outer surface of S/C on Sep. 2013 by using remote control developed for Agency for Natural Resources and Energy FY2012 Structural improvement project for technology related to the measurement on the power reactor accident. (development of base technology for remote control for water level measurement inside the cylindrical container). Since S/C surface condition was worse than expected, water level could not be detected instead of confirming the water phase. Based on the experience and the result of mock-up test at plant and Unit 4, water level measurement was confirmed to be capable of being conducted, and resumed demonstration at Unit 2.

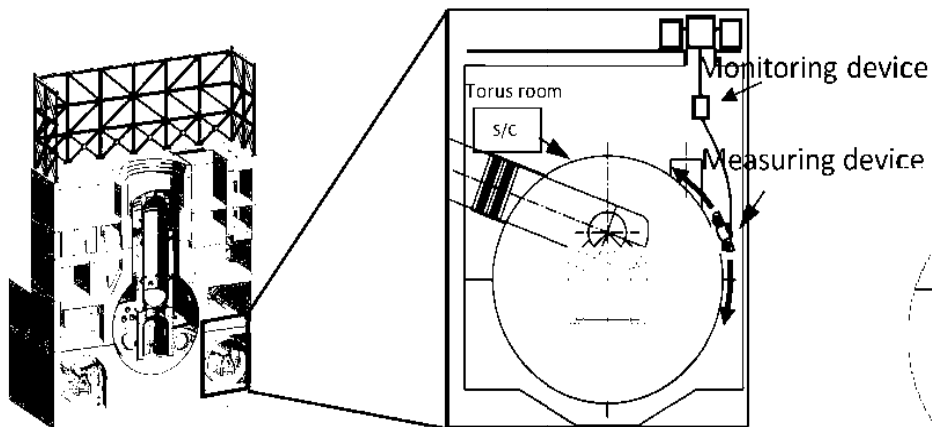
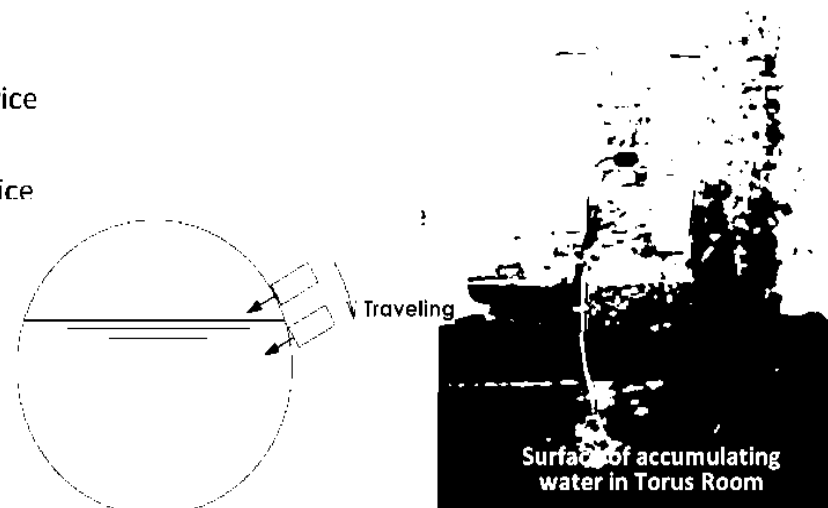


Image of Measurement inside the S/C at the Units



Measurement

(Reference) Status of Fuel debris retrieval

(2) Measuring inside the S/C at the Units 2(Measurement results)

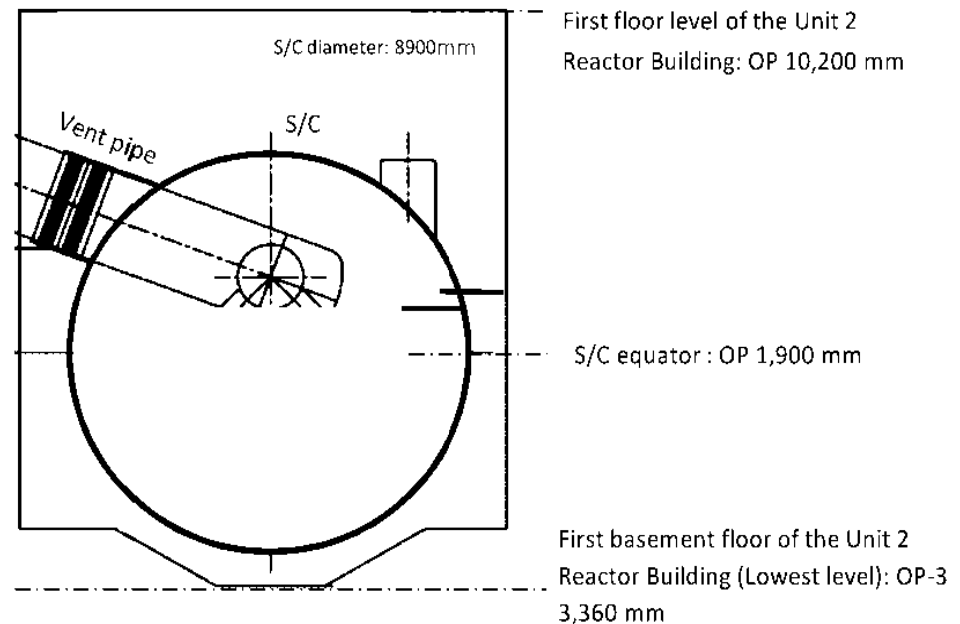
- The measuring was conducted from January 14 to 16 at multiple lines (multiple longitudes) in order to enhance the reliability of specifying the exact water level. The numerical values of January 14 and 15 in the following chart were obtained in the middle of the series of the data collecting work.

Measurement date	January 14	January 15	January 16
Water level in S/C	about OP3,210	about OP3,160	about OP3,150
Water level of accumulating water inside Torus Room (Reference)	about OP3,230	about OP3,190	about OP3,160
Water level difference	about 20mm	about 30mm	about 10mm
Measuring method	Direct distance measuring for structures the in the water		

[Note] It is estimated that the water level inside the S/C is influenced by the change of the water level of accumulating water inside the torus room.

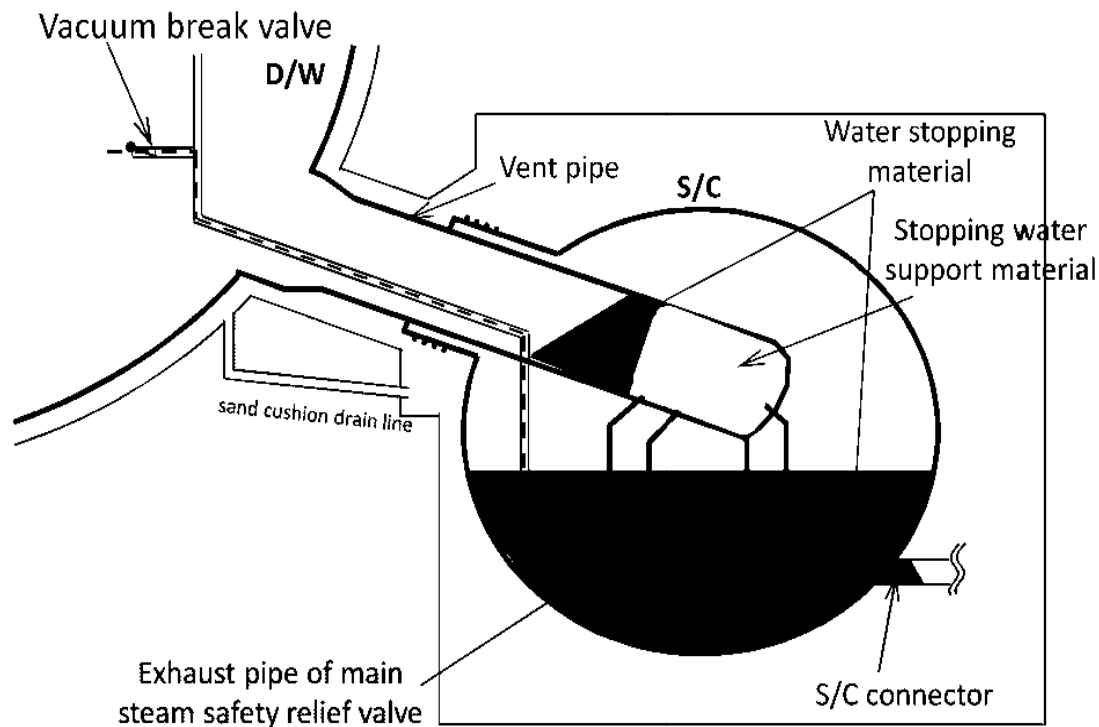


During of the water level measuring



(Reference) Status of Fuel debris retrieval

(2) Measuring inside the S/C at the Units 2 (Future effort)



Water stoppage method

Element test of water stoppage method for vent pipe as a national project is on-going.

Since cooling water in the D/W will be flowing into S/C via piping inside the vent pipe when increasing water level inside the D/W, verification on the filling inside the S/C with water stopping material will be conducted (also isolate S/C connector).

Investigate on lower surface of S/C to check possibility of releasing of water stopping material that fills the S/C Torus room.

Current status of R&D for Fuel Debris Retrieval

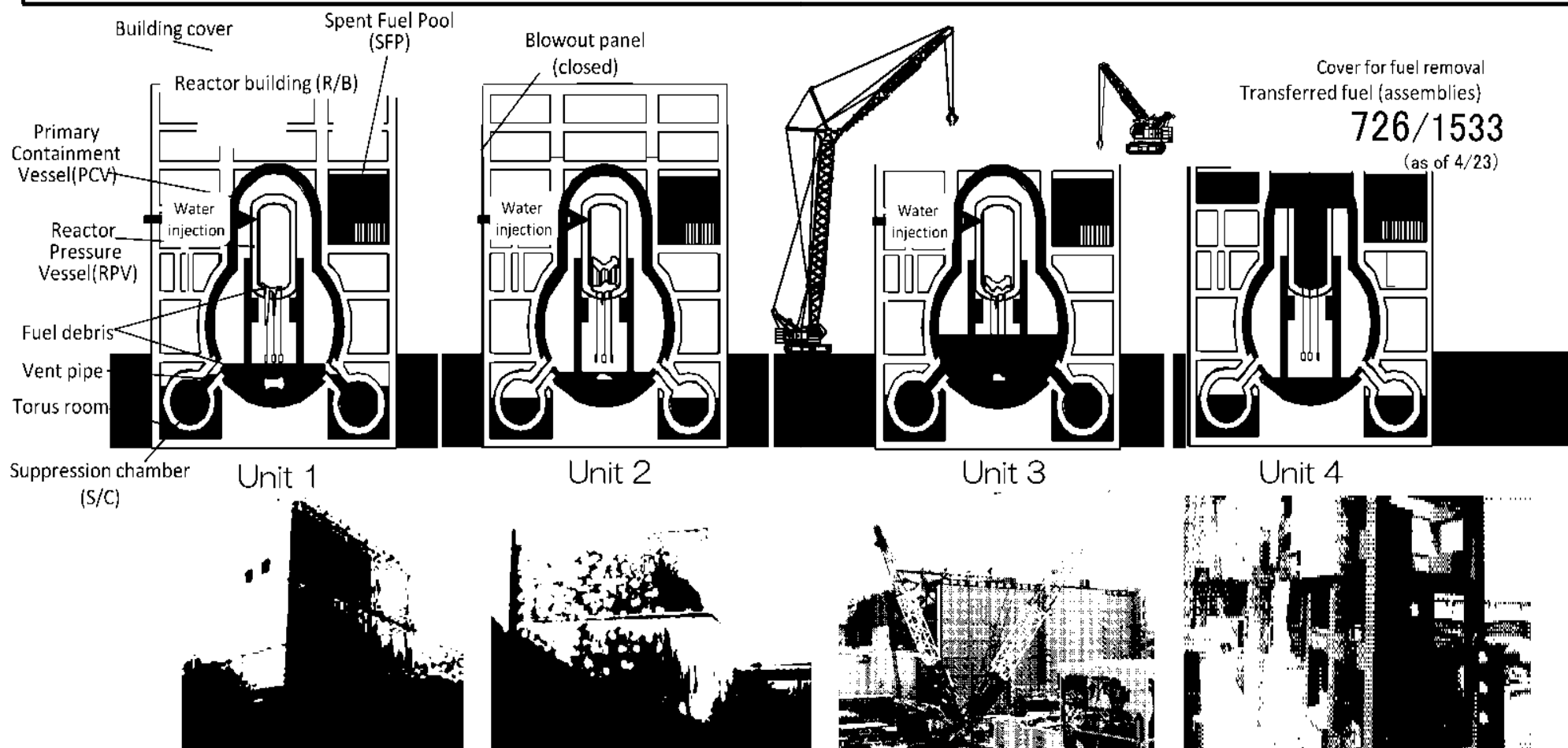
Apr. 25, 2014

International Research Institute for Nuclear Decommissioning

(Plant information included in this document is taken from TEPCO official website.)

Overview of Units 1-4

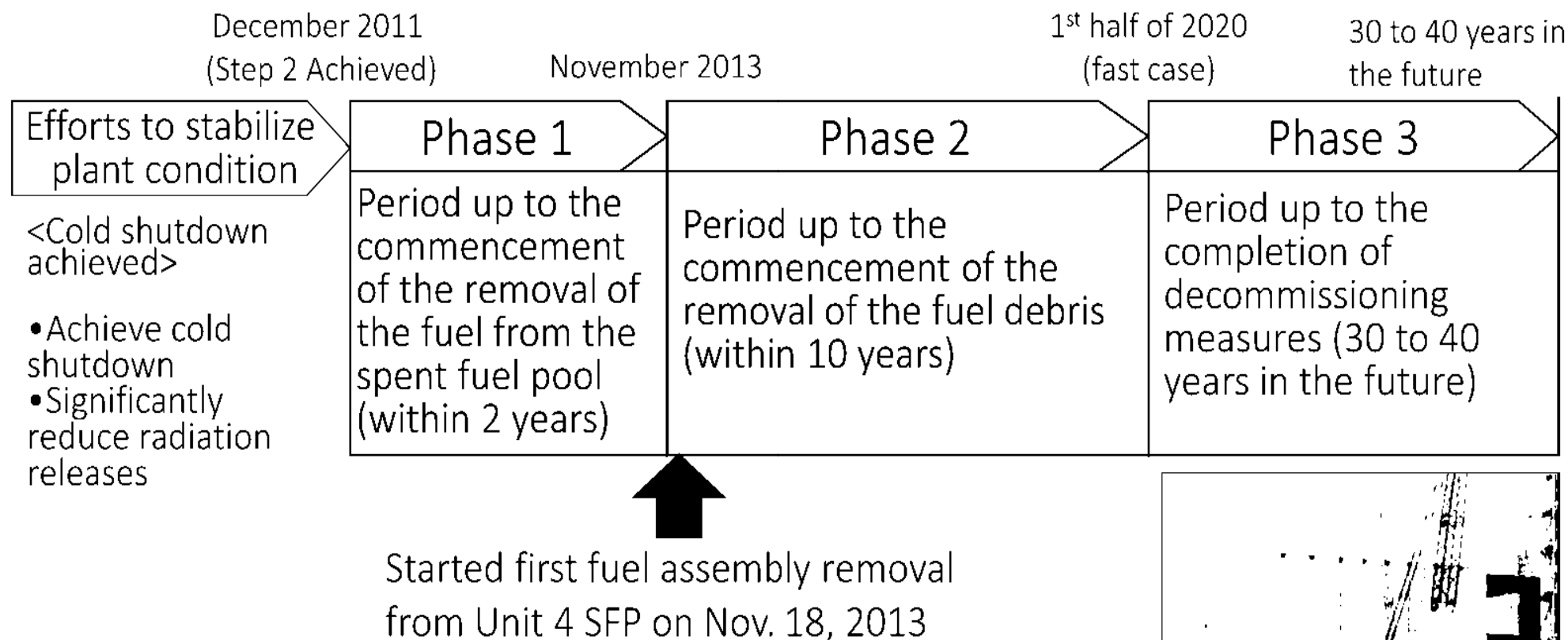
- The state of progress for decommissioning varies with each unit.
- Removing spent fuels from SFP at unit 4 started from November 18.



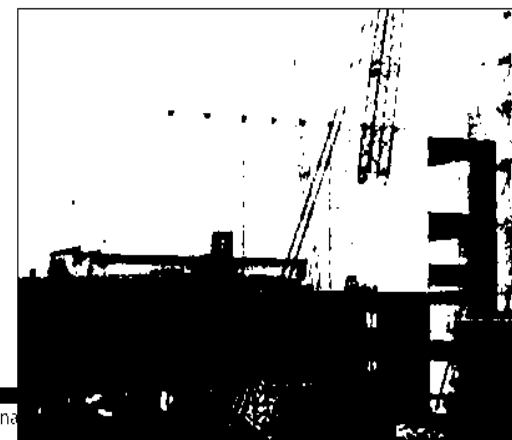
Electrical output	460MW	784MW	784MW	784MW
Date of commercial operation	1971/3	1974/7	1976/3	1978/10

Outline of Mid and Long Term Roadmap

- Mid-to-long term roadmap was revised in June 2013.
- Phased approach was confirmed.
- Fuel removal from unit 4 SFP started from November 2013.



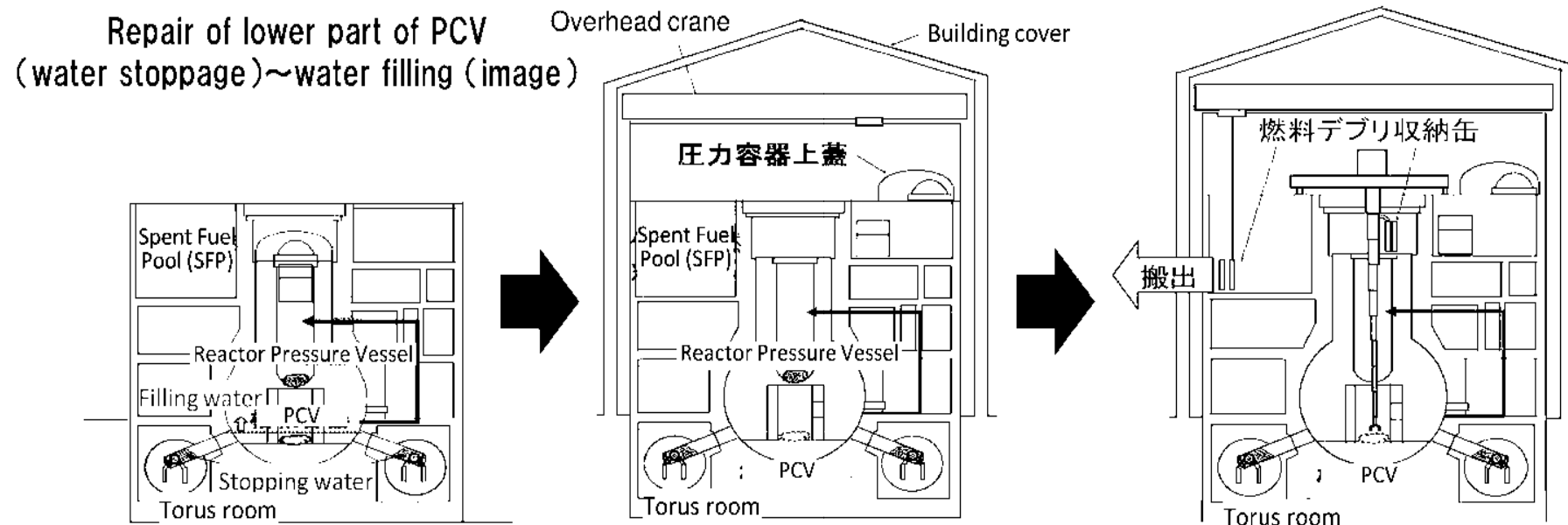
“Mid-to-long term roadmap on Decommissioning of Fukushima Daiichi NPS”
was revised on June 27, 2013.



Work image for removing the fuel debris

- The approach of removing the fuel debris submerged in water is the safest approach from the standpoint of minimizing exposure of workers.
- The primary containment vessel (PCV) will be examined and repaired for filling the PCV with water. Furthermore, R&D for the removal and storage of fuel debris will be implemented.
- RFI's were executed to solicit information to overseas countries for contaminated water countermeasures and innovative approach for fuel debris retrieval.

removing the fuel debris (image)



Major Challenges in the Existing Decommissioning Procedures

4

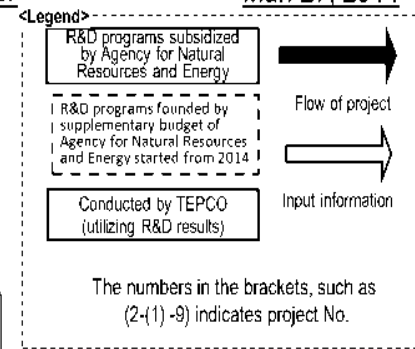
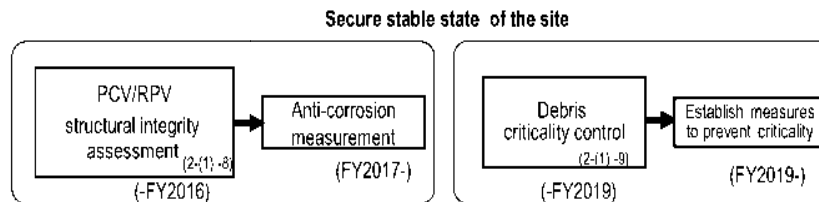
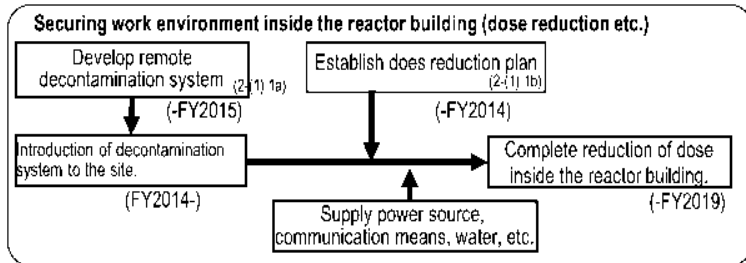
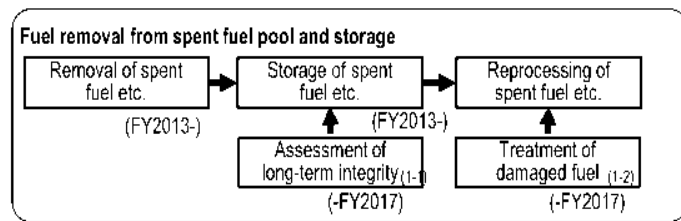
- Final goal is to defuel from the Reactor Building (R/B).
- Defueling procedure would be much more complicated than TMI-2 case due to
 - differences like:

	TMI-2	Fukushima Daiichi
R/B Damage	Limited	Damaged by H ₂ explosion (Units 1,3,4)
Water Boundary	RV remained intact	Both RPV/PCV have been damaged (Units 1-3)
Fuel Debris Location	Remained in RV	Possibly fallen out from RPV
Bottom of the Vessel	No structural components	Complicated structure with Control Rod Drives

- TMI-2 experience can be utilized more efficiently for post-defueling procedures in decommissioning.

Flowchart of R&D on decommissioning /contaminated water countermeasures for Fukushima Daiichi NPS

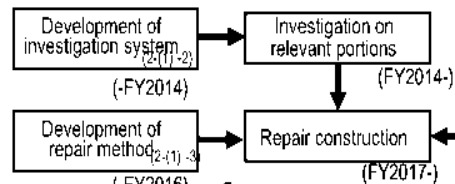
Mar. 27, 2014



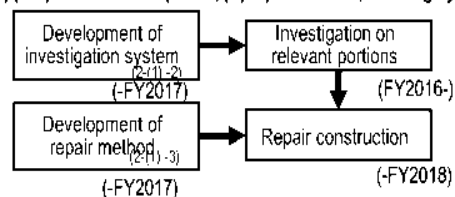
<submersion method (fuel debris retrieval underwater)>

- (1) Full submersion method (if water can be filled up to the upper portion of PCV)
- (2) Partial submersion method (if water cannot be filled up to the upper portion of PCV but handling of fuel debris will be carried out underwater.)

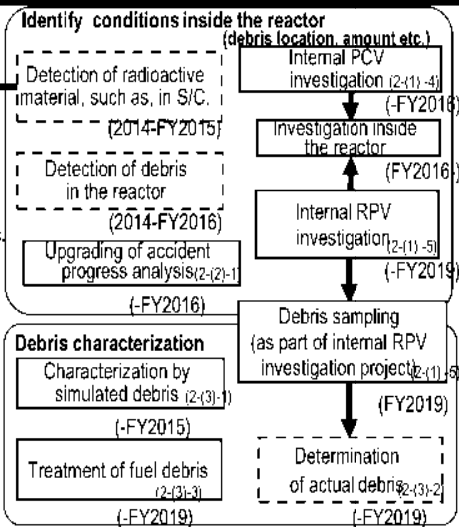
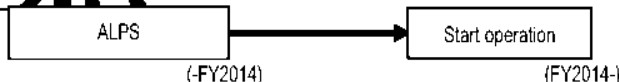
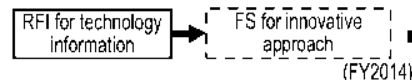
Bottom of PCV(vent tube, S/C, torus room etc.)



Upper portion of PCV(hatch, pipe penetration, cooling system etc.)



<Method applied when submersion method is not applicable (retrieval in the air)>



Fuel debris retrieval

*Retrieval method will be determined by 2018.

Removal of fuel debris/ reactor internals

(FY2014-2019)

Retrieval of fuel debris

(FY2020-)

Carrying-out of fuel debris

(FY2020-)

Material accountability (conducted by JAEA with subsidies granted for operating expenses)

(FY2019)

Debris packaging/ transfer/storage (2-11) -7) (-FY2019)

Waste treatment and disposal

Storing of fuel debris

(FY2020-)

Storing of generated waste

(FY2011-)

Waste treatment and disposal (3) (FY2011-)

Stable storage of debris and waste materials

*S/C: Suppression Chamber

S/C: Suppression Chamber

- Capturing radioactive substances from soil
- Decontamination of contaminated water tank storage
- Unmanned Boring

ALPS

International Research Institute for Nuclear Decommissioning

Progress status of R&D Project in FY 2013

○ Projects related to fuel debris retrieval from PCV/RPV as well as internal PCV/RPV investigation

(2-(1)-2, 3) Development of technology for investigation and repair(water stoppage) for PCV water

(2-(1)-4) Development of internal PCV investigation technology

(2-(1)-5) Development of internal RPV investigation technology

(2-(1)-7) Development of fuel debris packing/transfer/storage technology

(2-(1)-9) Development of criticality control technology for fuel debris

(2-(2)-1) Identify condition in the reactor by upgraded analysis technology for accident progression

(2-(3)-1, 3) Development of characterization using simulated debris and debris disposal technology

- Investigation: For bottom section, manufacture device design , manufacturing and plant mock-up test facility and device performance test and actual device applicability evaluation will be completed. For upper section, device design and manufacturing and performance check will be conducted for each investigation portion.
- Repair : for bottom section, in preparation of device design and manufacturing, repair method and detail verification and element test for water stoppage material will be completed. As for (water stoppage) upper section , in preparation of manufacturing of repair device applied for the portion which is highly likely damaged, results of test etc. will be reflected to the detail verification and design for the water stoppage material.

Contents of implemented measures

1. Development of PCV investigation technology

1.1 Development of PCV bottom section investigation equipment

- Manufactured investigation equipment for the leak location from PCV bottom section investigation equipment • reactor building to the adjacent building. Manufacturing of plant mock-up test facility and device performance check will be completed.
- Actual device applicability evaluation(field validation)plan and field validation will be completed.

1.2 Development of PCV upper section investigation equipment

- As for PCV upper section investigation equipment , device design and manufacturing and performance check will be conducted for each investigation portion. (Leak detection device of investigation equipment of Dry-well(D/W) outer opening section will be of basic small type for small diameter penetration)
- Establish actual device applicability evaluation(field validation)plan. Field validation will be planned in 2015.

2. Development of PCV repair (water stoppage) technology

2.1 Development of PCV bottom section repair device

- In preparation of design and manufacturing of repair device for boundary structure such as by vent piping and suppression chamber, verification of repair method in detail (detailed verification of water stoppage material such as by water stoppage test and optimization of closure auxiliary material etc.) will be completed.

2.2 Development of PCV upper section repair device

- In preparation of manufacturing of repair device applied for the portion which is highly likely damaged (hatch flange, penetration bellows, electric penetration), results from water stoppage test will be reflected to the detailed verification and design.

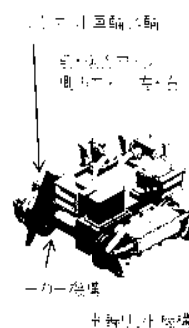


Fig.1 S/C outer bottom section investigation equipment and plant mock-up test facility



Floor surface travelling robot



Mock-up facility

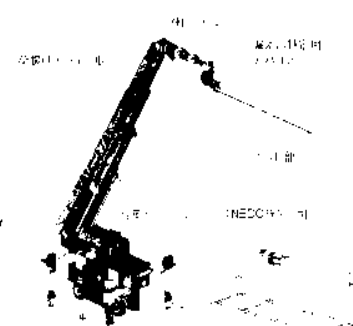


Fig. investigation equipment for D/W outer opening portion and plant mock-up test facility.

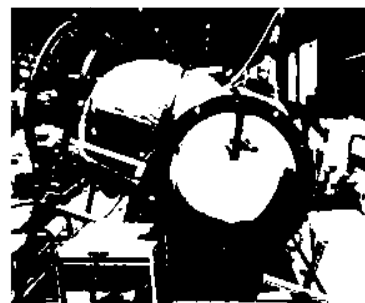


Fig.4 Auxiliary material test condition for closure of water stoppage of PCV bottom section



Fig.5 test device for water stoppage of PCV upper section



Fig.6 Water stoppage test status for water stoppage for PCV upper section

Issues and next plan direction

Overall scenario of repair including water filling level needs to be reflected to the design of technology development device by promoting the collaboration and linkage with other projects.

- Investigation equipment for unit 1 was produced and its functioning test completed as for pre-survey of outside of the pedestal (image of PCV, dose, temperatures etc., obtained). Equipment manufacturing for removing shielding block of Unit 2 and its verification test is planned to be completed in the preliminary investigation inside the pedestal.
- Basic verification and element test for additional investigation equipment for the accessing point will be completed to be prepared for full scale investigation in/outside of the pedestal where debris may be existing (distribution state of fuel debris and measurement of shape).

Contents of implemented measures

1. Development of equipment for preliminary investigation of internal PCV:

Sample of equipment development is shown in the figure on the right.
Development of equipment below is ongoing for demonstration test to be conducted next year.

(1) Investigation equipment inserted from X-100B (Unit 1)

Completed manufacturing of equipment and function verification test.
Improvement items extracted by function investigation will be conducted by FY2014.

(2) Equipment for removing X-6 shielding block(Unit 2)

Manufactured components (manipulator, end effector etc.) of equipment, and equipment assembly is ongoing. Measures on the handling objective with large weight found from the results of on-site investigation is under the verification to be reflected to the development plan.

(3) Investigation equipment inserted from X-6 penetration (Unit 2)

As for the results obtained from the investigation conducted through X-53 in the previous year and issues, they are to be verified for changes in the equipment structure of transfer mechanism, and reflected to the development.
Manufacturing of equipment / function verification test is planned to be conducted by FY2014.

2. Development of access method and equipment

(access equipment in/out side the pedestal)

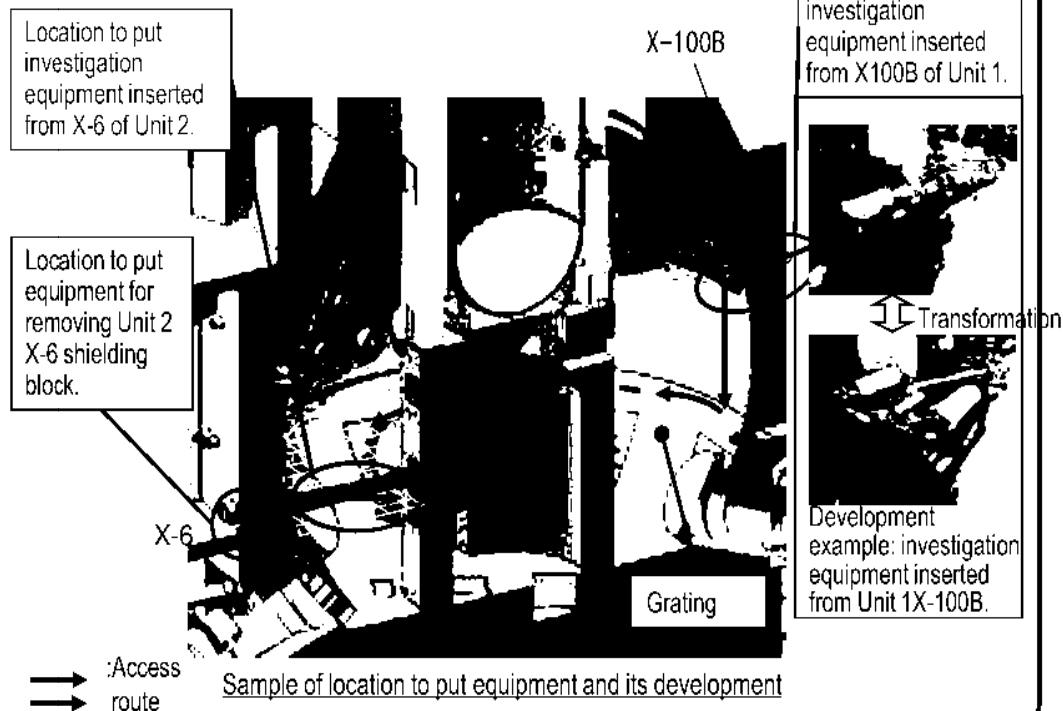
Verified concept of access equipment for inside/outside of the pedestal, and establishment of specification of element making is ongoing. Also, verified is concept for access equipment required for prevention of dispersion of radioactive material when sending equipment into PCV.

Element making/test done by FY 2017.

3. Development of inspection equipment and technology

(debris measurement apparatus)

Established equipment system structure for technology of measuring shape by light cutting method. Also, element test for measurement simulating disturbance environment (spray, rain etc.) inside the PCV is ongoing.



Issues and direction of next plan

- Correspond to new issues found in the demonstration test and site investigation results in the previous year (existence of unexpected obstacles and its large weight etc.) and, address the improvement for verification test.
- In the next plan, conduct the demonstration test, and promote equipment development .

Established Technology development plan to conduct investigation inside the RPV by verifying the methods of accessing to the investigation location, investigation, and sampling and arranged investigation technology under the high dose environment inside the RPV(provisional value 1,000Gy/h), in order to obtain the location of fuel debris inside the RPV, damaged state of reactor internals, temperature inside the RPV, and dose.
(FY2015/FY2017: Technology to investigate through the system piping, FY2018: Investigation technology for drilling on RPV upper section, FY2019: Technology to investigate after opening of reactor).

Contents of implemented measures

1. Planning of internal RPV investigation

- ◆ Verification on major investigating item and investigation period
After selecting the investigation items for internal RPV investigation, verified investigation items and investigation period, and established debris plan described in No.2 below (FY 2015/FY2017: Technology to investigate through the system piping, FY 2018: Investigation technology for drilling on RPV upper section, FY 2019:Technology to investigate after opening of reactor.).
- ◆ Verification on access route
Selected candidate as a route to investigate inside of the RPV from the methods of accessing : from piping, by creating hole on the upper portion of RPV upper section, by opening up the reactor and by evaluating its accessibility. (Fig. 1)

2. Planning of R&D plan

- ◆ Access technology
Conducted investigation on the existing technology based on the verification results of access route inside the RPV and extracted issues on the development of issues such as technology to penetrate into obstacles.
- ◆ Investigation technology(radiation resistant camera , dosimeter etc.)
After investigating existing technology, verified applicability and extracted issues regarding measures on radiation resistance etc.
- ◆ Sampling technology
Investigated existing technology, verified concept of sampling method, summarized those issues and established development plan.

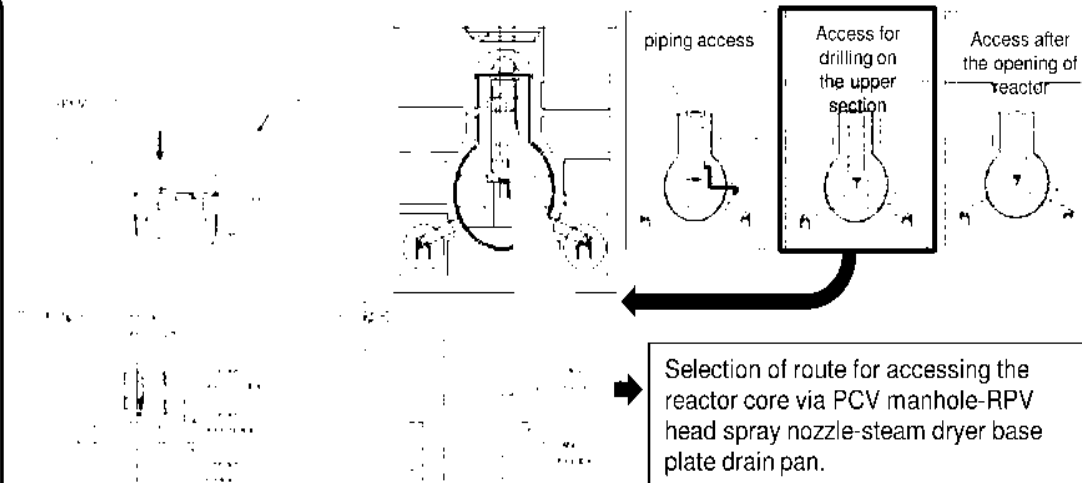


Fig. 1 Verification for the access route inside the RPV (sample of access by drilling on the upper section)

Table 1 Development plan of access technology (sample of access by drilling on the upper section)

Boring technology	Creating hole for the steam dryer, and separator
Tube expansion technology	Tube expansion for the hole diameter of steam dryer and separator
Remote control technology	Monitoring the passing on the curve and narrow part , and operating condition
Boundary forming technology	Boundary reforming on the operation floor (sealed plug)

Issues and direction of next plan

Need to conduct equipment design and element making /test based on the plan for technologies for access, investigation, and sampling investigated this year.

Conducted investigation on the overseas technologies such as those applied for the accident occurred in the Unit 2 of Three Mile Island (TMI) Nuclear Power Plant in US. Extracted issues on the development of canister, and established future development plan for the purpose of determining the specification of canister, such as shape, for packing/transfer/storage of fuel debris.

Contents of implemented measures

1. Investigation on the transfer and storage of damaged fuel

Conducted investigation on overseas information on damaged fuel (including leak fuel) transportation/storage, and collected information to be utilized for design of canister for packing/transferring/storing the fuel debris, including transfer and storage of fuel debris of TMI-2 in US.

2. Verification on the storage system

Investigated storage system of spent fuel, such as concrete cask etc., which we never experienced in Japan, and collected information to be utilized for the selection of storage system for fuel debris.

3. Extraction of issues and planning of general plan

(1) Collaborative work with other R&D

Collaborating with related project, summarized information required for canister design regarding criticality control and basic physical property of debris.

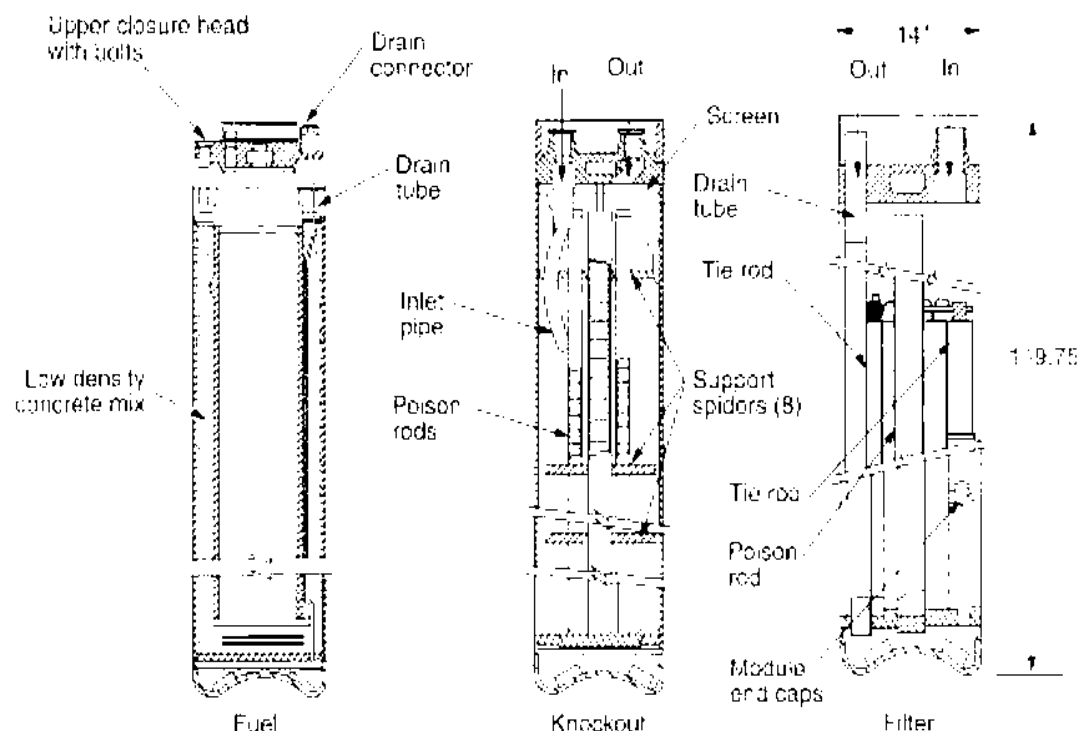
Also, established plan of the basic process flow up to storing the fuel debris, and extracted issues and required tech development items.

(2) Selection verification for fuel debris storage method

Extracted technological issues and problems when serving as fuel debris storing in canister, and made a comparison for those.

(3) Established general plan

Established future R&D plan based on the investigation and verification above.



Sample of canister for fuel debris used in TMI-2 in US. (Reference)*

Issues and direction of next plan

Additional overseas investigation and collection of canister concept based on the investigation results obtained in FY2013 is required. In FY 2014, reflect those and develop safety analysis method required for design of canister.

*: From DOE/SNF/REP-084 TMI Fuel Characteristics for Disposal Criticality Analysis(2013)

In order to develop criticality control method during the fuel debris retrieval by 2019, as a element technology, completed evaluation of criticality scenario in each process up to fuel debris retrieval, manufactured and verified criticality detector as prototype, manufactured and narrowed down the candidate material for insoluble neutron absorber, and summarized soluble absorber issues in FY2013. (re-criticality detector in the reactor is ongoing). These results will be integrated and criticality control method during PCV water filling and fuel debris retrieval which are major processes will be established in FY 2014.

Contents of implemented measures

1. Criticality evaluation

- Completed preparation of criticality scenario for each process from PCV water filling to fuel debris retrieval, and summarized transitions of state where re-criticality may be happened (Table 1).
- Completed criticality evaluation by representative case including interaction of debris with concrete.

- Completed improvement of behavior evaluation model at criticality by adding handling of multiple debris with different properties, thermal-hydraulic model for fuel debris that can handle coolant boiling, and model for evaluation of FP nuclide generation. (to be utilized for planning of criticality control method for next year).

2. Sub-criticality control technology for liquid waste treatment /cooling system

- Manufactured sub-criticality monitor (Fig. 1) experimentally, confirmed detectability of approaches to criticality by critical assembly, and confirmed system feasibility. (The development is planned to be done this year.)

3. Technology of re-criticality detection in the reactor

- Verified and designed neutron detector system specification, and procured its prototype system.
- Verified improvement of FP γ -ray detector system for gas sampling line and procured prototype equipment for feasibility check test to detect re-criticality on early stage.
- Feasibility check tests above will be conducted. (Apr-May, 2017).

4. Criticality prevention technology

- Manufactured candidate material for insoluble neutron absorber experimentally (Fig. 2), obtained basic physical property data (Table 2), and completed narrowing down the candidates on the first phase (After next year, final candidate will be determined by radiation resistant test and confirmation of nuclear characteristics, and be applied for debris retrieval)
- Completed in summarizing issues when applying soluble neutron absorber, and extraction of required verification items, such as corrosion test. (After verifying issues in the next year, determine application method of absorber).

Table 1 Scenario for criticality status when retrieving fuel debris

フェーズ	場所	燃料状態	冷却状態	再臨界シナリオ
PCV冠水へ燃料デブリ取出し	炉心部	炉心平均組成の デブリ(粉砕・塊)		(臨界質量増加) ・上部からの非均燃料 落下 ・上部からの燃料デブリ 落下
	炉心部	Pu含有率の高い MOXデブリが偏在		
	デブリ ベーン層	燃焼度の低い燃料 デブリが偏在した状態	非沸騰で 冠水状態	・減速材/燃料体積比変化 ・ボリシウム濃度の増加 ・作業によるデブリ間の 攪拌
		制御棒束のボロン が事故時に流出した状態		(自然減速) ・地震によるデブリ構造物 の落下・移動

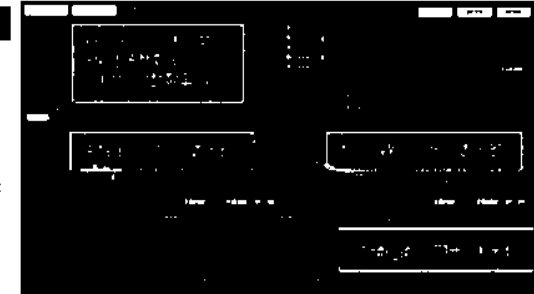


Fig. 1 Display for sub-criticality monitor

Table 2 Performance evaluation check items

評価観点	評価項目
中性子吸収能	Gd/B数密度
デブリ冷却	比熱・熱伝導率
水中で流出しない	密度・溶出特性
水質環境への影響	pH
デブリ取出しへの影響	硬さ



Fig.2 Sample of prototype of insoluble neutron absorber (gadolinia/slurry)

Issues and direction of next plan

Integrate technologies developed by this year, and promote establishing the method of development of criticality control collaborating with method verification such as of fuel debris retrieval. Also, start developing in-core sub-criticality monitor for the purpose of detection on the early stage for criticality control reasonably.

Completed upgrading of accident progression analysis technology (improvement of core damage progression model and behavior model of debris inside lower plenum etc.) for estimating condition in the reactor of fuel debris location. Utilized the results of upgraded accident progression analysis technology and conducted verification to identify condition in the reactor. In consideration of latest information obtained from site operation, ratio of debris fallen into PCV was found as follows: amount of Unit 1 is maximum, Units 2 and 3 are equal and less than Unit 1.

Contents of implemented measures

1. Confirmation of validity for code improvement and model change
Re-evaluated and revised the priority rank for the PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) established in FY2012 by sensitivity analysis

2. Improvement and upgrading of analysis code

Improved analysis code (MAAP, SAMSON) (Fig. 1) based on information obtained from site operation, results of current simulated test, latest findings which is resulted from PIRT and improved accuracy of analysis.

3. Analysis by improved code(MAAP, SAMPSON (Fig.2))

Conducted analysis of accident progress/condition in the reactor of Unit 1-3 based on the improved latest code and constructed data base, and confirmed impact of the model improvement.

4. Individual event analysis by CFD

Conducted debris flow analysis as trial using casting simulation code, and confirmed applicability of debris flow behavior evaluation by full-scale system (Fig.3).

5. Mock-up test

Conducted simulated test etc. (seawater heat transfer test, behavior test for fallen molten fuel) contributing to detailed analysis of progress of severe accident event, and confirmed applicability of current heat transfer evaluation method when injecting seawater in the reactor(Fig.4).

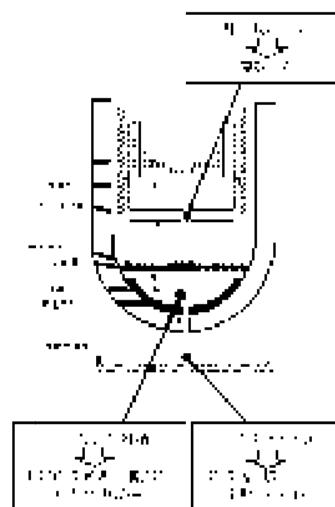


Fig. 1 Improvement of MAAP model

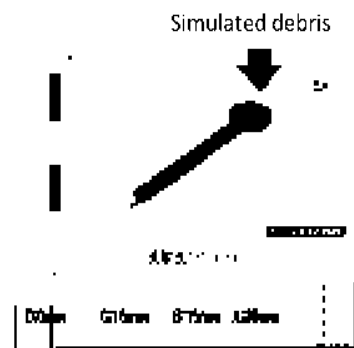


Fig.3 Reproduction of flow cessation test for simulated debris

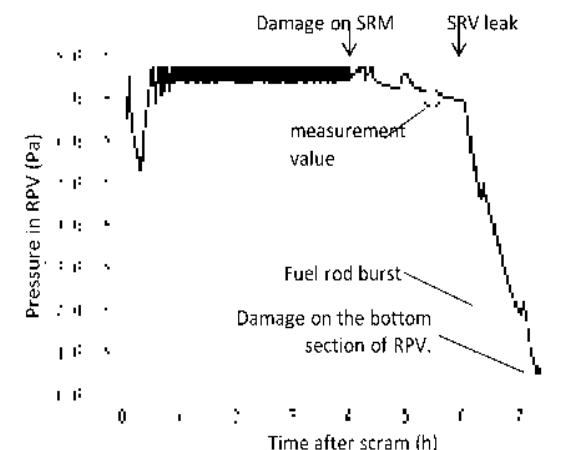


Fig.2 Prediction of pressure change inside the reactor of Unit 1 by SAMPSON.

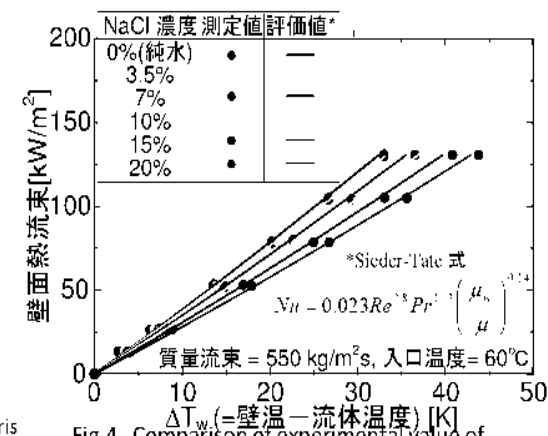


Fig.4 Comparison of experimental value of seawater heat transfer and evaluation value.

Issues and direction of next plan

In collaboration with other projects ,make output for the Decommission project and input for this project effectively by enhancing information sharing.

Manufactured simulated debris and obtained data such as hardness in order to estimate the property of actual debris to investigate the fuel debris retrieval technology. Also, in order to verify disposal scenario after retrieving fuel debris, extracted applicability and technology issues on existing fuel treatment technology and compared options to be taken, and clarified those advantage and disadvantage.

Contents of implemented measures

Study on characterization of debris(2-(3)-1)

(1) Verification of physical property required for fuel debris retrieval

- Identified the level of impact to the machinability of physical property such as hardness, for each type of simulated material.
- Assuming the incorporation of metallic components in the reactor, measured mechanical characteristics of $(U,Zr)O_2$ in high Zr area and Fe contained simulated debris, and reflected the measurement value to the estimation of physical property distribution for each chemical system.

(2) Determination of reaction specific to 1F accident

- Confirmed the possibility of generating alloy phase and boride by the reaction with control material. Also, confirmed that trend that oxide (vitreous oxides) and alloy layer were separated by the reaction with concrete (MCCI). The hardest substance was estimated to be boride.
- Confirmed Gd was contained in the some of the fuels, and its impact and area on the thermal properties of simulated debris($(U,Zr)O_2$) of oxide.

(3) Estimation of actual debris characteristics

- Established debris property list (provisional version) from the results above.

Development of debris disposal technology. (2-(3)-3)

(1) Arrangement of technology requirement for fuel debris disposal scenario verification.

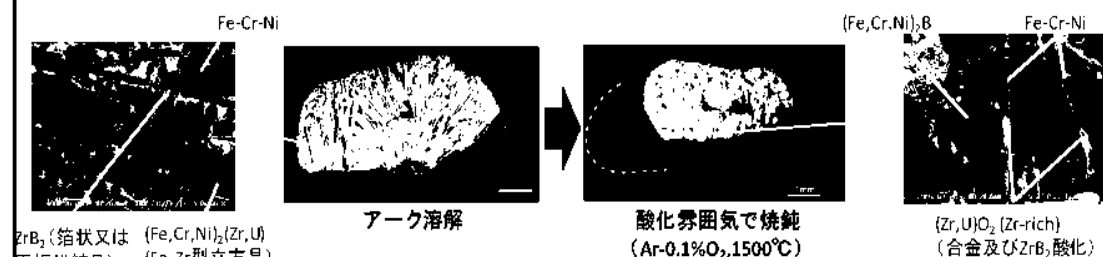
- Compared options for the disposal scenario for the retrieved fuel debris and clarified advantage and disadvantage.
- Evaluated applicability of existing spent fuel transport cask. Found that the water content of fuel debris etc. which has impact on the storage has high priority.

(2) Verification of element technology for debris analysis

- Obtained basic data of melting process, which is a pretreatment technology for analysis of each simulated debris including MCCI product.

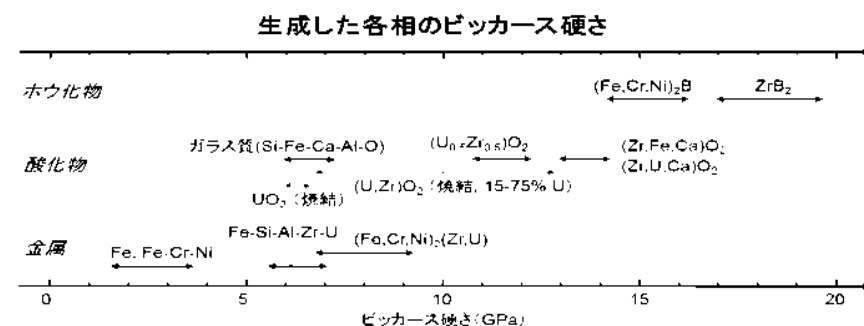
(3) Applicability verification of existing fuel treatment technology.

- Obtained basic data for the applicability of simulated debris to the wet process and dry process.



制御材 (B_4C+SUS) との反応 (溶融固化物断面観察像の例)

(Obtained knowledge regarding the composition of solidified material generated when control rod and fuel is melted)



(Estimate hardness distribution for each chemical system of debris {boride, oxide, metal})

Direction of next plan

Identify the physical property such as hardness using simulated debris, and evaluate the reactivity with materials in/outside the Pressure Vessel, characteristics evaluation such as of MCCI product material. In 2-(3)-3, verify and evaluate the water content of fuel debris that effects storage technology while continuing the development of analysis element technology.

New R&D project for FY2014

New R&D projects including Fuel debris/reactor internal structure retrieval technology and Detection technology for fuel debris in the reactor are planned focusing on filling water method in FY2014 related to the current project.

(Reference: Decommissioning, and Contaminated Water Response Team on March 27th.)

Innovative Approach for Fuel Debris Retrieval

Results of Request for Information (RFI)

Process from issuing an RFI to receiving information

Purpose of Request for Information (RFI)

- ❑ IRID has been entrusted by Agency for Natural Resources and Energy with technical investigation on Innovative Approach for Fuel Debris Retrieval and conducted Request for Information (RFI) as part of this technology investigation.
- ❑ In this RFI, we verify innovative approach for Fuel debris retrieval which was proposed in the Mid-long-term roadmap*¹ Thus we collect information from wide range of organization from the industry to academic institutions to government agencies to determine the technology required.
- ❑ Information collected will be utilized for Conceptual Study (C/S) and technological Feasibility Study (F/S)*² in the future.
- ❑ Also, we hope this RFI will be the opportunity for the people involved in this project to collaborate with link to other parties around the world.

*1: "The technology to submerge up to the upper part of a reactor containment affected by a severe accident has difficult challenges in its many steps. Therefore it is assumed that it might be difficult to submerge up to the upper parts of the reactor containments. In addition, methods of retrieving the fuel debris without filling the PCVs with water will be studied as alternative methods." (from Mid-long-term roadmap)

*2: To be held in Spring/Summer of 2014 depending on the condition of government budget.

Contents of RFI

Topic A: Internal PCV/RPV investigation

A-1: Conceptual study of method (following are samples)

1. Method of inserting investigation device such as cameras inside.
 - a. Utilize current throughbore such as piping/penetration.
 - b. Create new throughbore .
 - c. Methods of Shielding penetrations and of equipment operation in terms of reduction of radiation exposure.
2. Method of detecting fuel debris location by measurement outside, etc.

A-2: Required technologies (following are samples)

1. Advanced measurement technology (camera, dosimeter, thermometer etc.)
 - a. High performance optical equipment(camera etc.), other measurement technology (ultrasonic, laser etc.)
 - b. Control technology of measuring instrument, and information transmission technology .
2. Technology to detect whether the substance in the reactor is fuel debris or not.

Topic B: Fuel debris retrieval

B-1: Conceptual study of method (following are samples)

1. Access to fuel debris from the top of PCV underwater
 2. Access to fuel debris from the top of PCV in the air*¹
 3. Access to fuel debris from the side of PCV in the air*¹
 4. Access to fuel debris from the bottom of PCV in the air*¹
- *¹ including partial submergence

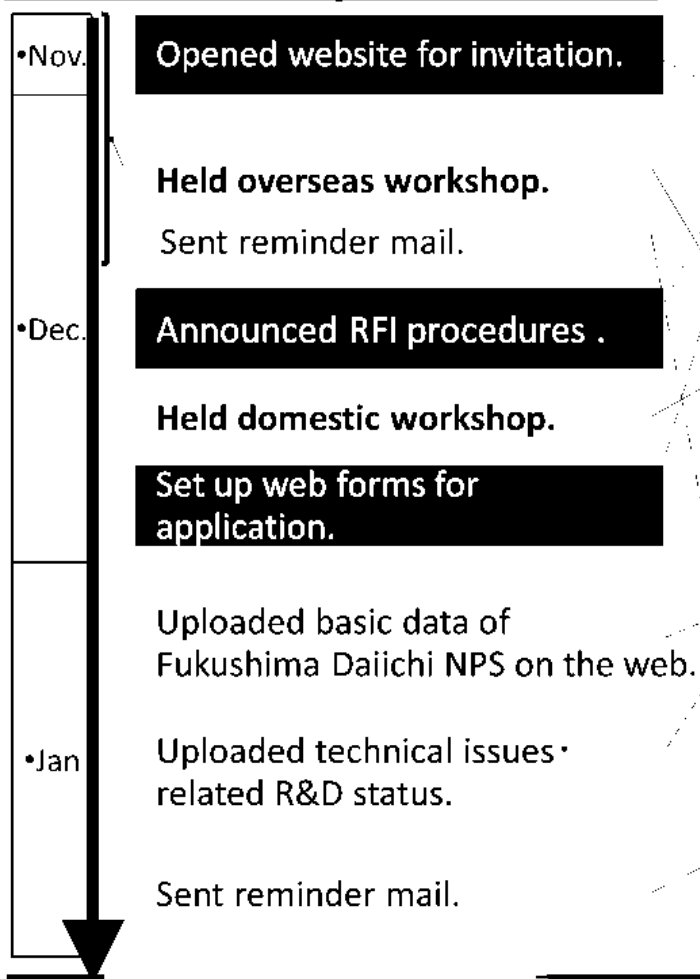
B-2: Required technologies (following are samples)

1. Technology regarding fuel debris retrieval (cutting, suction).
2. Equipment/device such as remote control manipulator, with superior control capability from long distance.
3. Technology of shielding against fuel debris with high radiation.
4. Device and equipment under the high radiation environment.
5. Equipment/device to create a borehole on the building concrete and PCV to access from the side or bottom of the PCV.
6. Technology to store fuel debris safely in PCV/RPV before retrieving.

Announcement on RFI procedures and promotion for invitation

IRID has been promoting publication and application for RFI, and announcement of RFI procedures since fall of 2013 as well as providing reference information necessary for the study.

Announcement of RFI procedures and Promotion activity of RFI invitation



•Establishment/
announcement
on RFI
procedures

•Holding of
workshop

• Provision of
reference info
for related
technology.

•Delivery of
RFI notice

Outline of activities

- Established Entry form as well as opened website for application and announced procedures for RFI for applicant's convenience.
- Held workshop in Japan and overseas for the publication of background and purpose of RFI and promoted invitation.
Venue : UK, France, US, Canada, Germany and Japan.
 - Tens of people attended from related company, R&D agency for each workshop.
 - About 130 participants from Japan.
- Disclosed reference technology data on the website for information collection for RFI
 - Basic data of Fukushima Daiichi NPS (Structure /external dimension etc.)
 - Technical issues and status of R&D in Japan/overseas.
- Made announcements regarding implementation of RFI and uploading of reference information for followings.
 - Overseas and domestic related academic meeting , and industry organization.
 - Companies participated in previous workshop .

Results of RFI

About 60% of information was provided from Japan, and about 40% from overseas countries.

		Breakdown by country							
•Field of information for RFI	Total	JPN	US	UK	GER	FRA	BEL	CAN	RUS
Topic A Internal PCV/RPV investigation	A-1 : Conceptual study for the method.	20	7	3	-	2	-	1	-
	A-2 : Required technology	32	6	10	6	2	2	-	-
Topic B Fuel debris retrieval	B-1 : Conceptual study for the method	23	8	3	2	5	-	1	1
	B-2 : Required technology	41	7	3	4	2	2	-	1
Total (No. of items of information)		116	28	19	12	11	4	2	2

We deeply appreciate your valuable information.

Explanatory CG for Submersion Method for Fuel Debris Retrieval

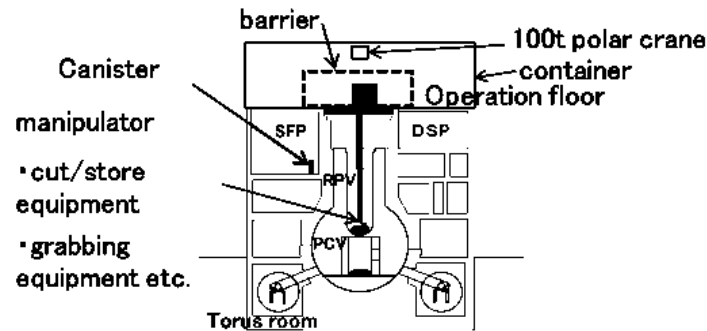
Definition of Technical Terms

Submersion method Method to retrieve fuel debris in a submerged condition in which fuel debris is cut and stored under water

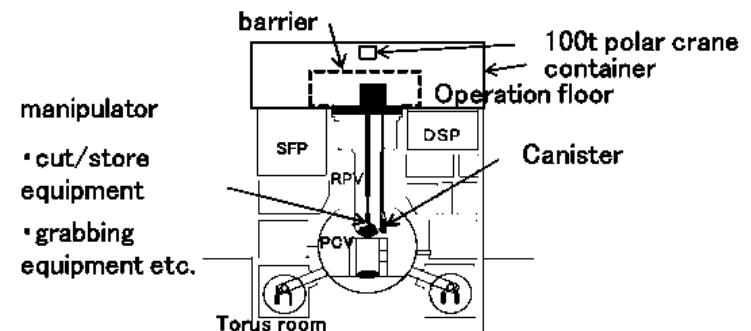
Dry method Alternative method, in which fuel debris is cut and stored in air, or cut underwater but stored in air, against the Submersion method

Examples

Submersion method

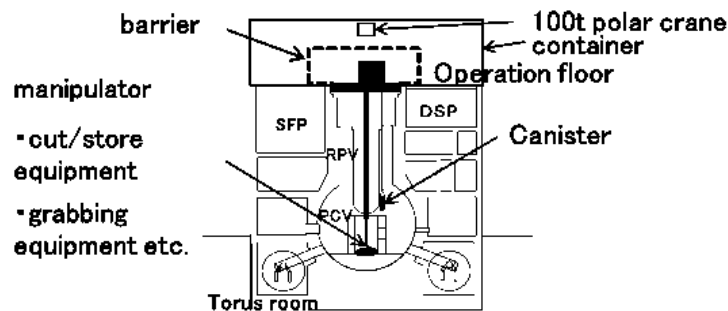


Fuel debris cut and stored under water

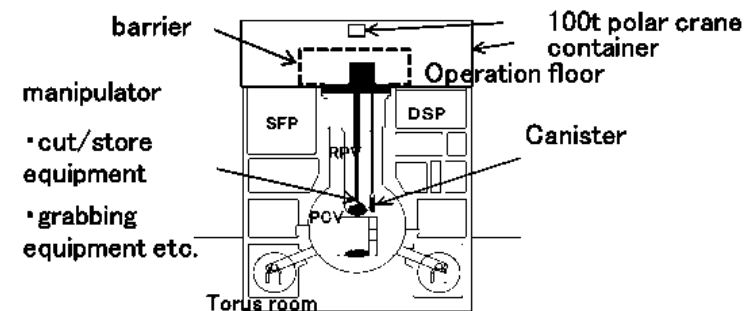


Fuel debris cut and stored under water (PCV partial submersion)

Dry method



Fuel debris stored in air



Fuel debris cut and stored in air

Categorizing Provided Information

Information handling process in IRID

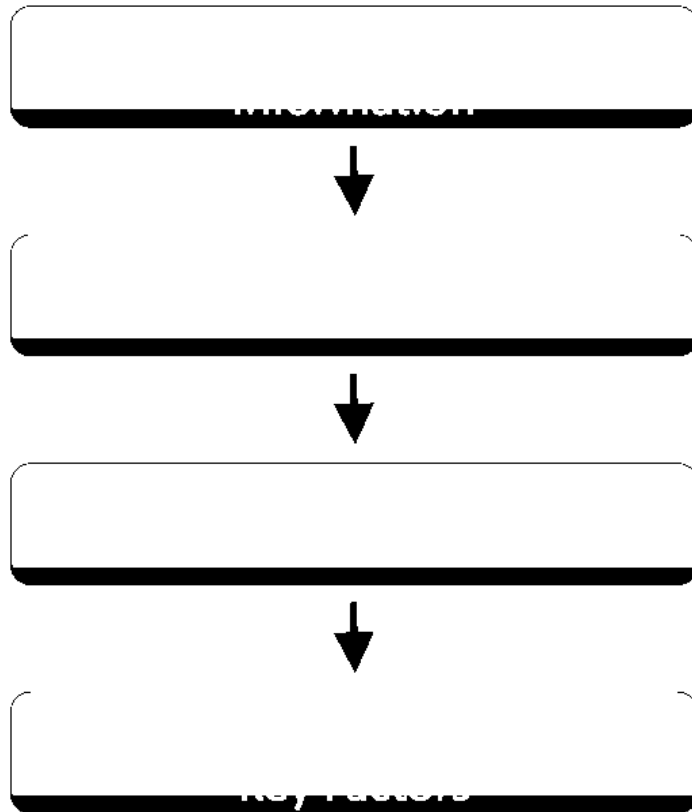


表2 燃料サイクル、廃止処理、廃止処理について提供された情報の分類と番号					
項目	項目名	番号	項目名	項目番号	コメント
4. 燃料サイクル	燃料サイクルの概要	1	燃料サイクルの概要	1	燃料サイクルの概要
	燃料サイクルの概要	2	燃料サイクルの概要	2	燃料サイクルの概要
	燃料サイクルの概要	3	燃料サイクルの概要	3	燃料サイクルの概要
	燃料サイクルの概要	4	燃料サイクルの概要	4	燃料サイクルの概要
	燃料サイクルの概要	5	燃料サイクルの概要	5	燃料サイクルの概要
	燃料サイクルの概要	6	燃料サイクルの概要	6	燃料サイクルの概要
	燃料サイクルの概要	7	燃料サイクルの概要	7	燃料サイクルの概要
	燃料サイクルの概要	8	燃料サイクルの概要	8	燃料サイクルの概要
	燃料サイクルの概要	9	燃料サイクルの概要	9	燃料サイクルの概要
	燃料サイクルの概要	10	燃料サイクルの概要	10	燃料サイクルの概要
5. 廃止処理	廃止処理の概要	11	廃止処理の概要	11	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	12	廃止処理の概要	12	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	13	廃止処理の概要	13	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	14	廃止処理の概要	14	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	15	廃止処理の概要	15	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	16	廃止処理の概要	16	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	17	廃止処理の概要	17	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	18	廃止処理の概要	18	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	19	廃止処理の概要	19	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	20	廃止処理の概要	20	廃止処理の概要
6. 廃止処理の概要	廃止処理の概要	21	廃止処理の概要	21	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	22	廃止処理の概要	22	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	23	廃止処理の概要	23	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	24	廃止処理の概要	24	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	25	廃止処理の概要	25	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	26	廃止処理の概要	26	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	27	廃止処理の概要	27	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	28	廃止処理の概要	28	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	29	廃止処理の概要	29	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	30	廃止処理の概要	30	廃止処理の概要
7. 廃止処理の概要	廃止処理の概要	31	廃止処理の概要	31	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	32	廃止処理の概要	32	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	33	廃止処理の概要	33	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	34	廃止処理の概要	34	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	35	廃止処理の概要	35	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	36	廃止処理の概要	36	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	37	廃止処理の概要	37	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	38	廃止処理の概要	38	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	39	廃止処理の概要	39	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	40	廃止処理の概要	40	廃止処理の概要
8. 廃止処理の概要	廃止処理の概要	41	廃止処理の概要	41	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	42	廃止処理の概要	42	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	43	廃止処理の概要	43	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	44	廃止処理の概要	44	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	45	廃止処理の概要	45	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	46	廃止処理の概要	46	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	47	廃止処理の概要	47	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	48	廃止処理の概要	48	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	49	廃止処理の概要	49	廃止処理の概要
	廃止処理の概要	50	廃止処理の概要	50	廃止処理の概要

(Please see handout)

A variety of information was categorized and sorted out to obtain the grand view of the provided information.

Categorizing Provided Information

A: PCV/RPV internal investigation

A-1: Conceptual study

1 st tier classification	No.	2 nd tier classification	Number of responses
Placing equipment in PCV/RPV	1	From top (through new boreholes)	1
	2	From side (through existing penetrations)	3
	3	From side (through new boreholes)	3
Measurement from outside of PCV	4	From side	2
	5	From bottom	1

A-2: Support technology

1 st tier classification	No.	2 nd tier classification	Number of responses
Direct measurement	6	Radiation	8
	7	Thermal	1
	8	Element analysis	2 (2)
Direct observation	9	Camera	10
	10	Fiber scope	2
	11	Ultrasonic waves	6
	12	Laser scanner	2
	13	Others	1
Indirect measurement	14	Muon	4
	15	X-rays, γ-rays and neutron	3
	16	AE method	1
	17	Criticality control & exposure simulation	5
Work environments maintenance	18	Water level	2
	19	Hot cell	1
	20	Lighting	1
	21	Manipulator	5
Access technology	22	Robot (underwater)	2
	23	Robot (land)	6
	24	Robot (amphibious)	6
	25	Cutting and boring tools	6
	26	Radiation-resistant components	10

* Category of topics may be different from the one registered by applicant since IRID individually re-evaluates the information. The number in the bracket is the one of RFI submitted for Contaminated water issue, which is re-evaluated from the viewpoint of RFI for fuel debris.

Categorizing Provided Information

B: Debris retrieval from PCV/RPV / C: Others

B-1: Conceptual study

1 st tier classification	No.	2 nd tier classification	Number of responses
Submersion method	27	From top	5
	28	From bottom	2
	29	From top	7
Dry method	30	From top - from side (combined approach)	7
	31	From side	7
	32	From bottom	4 (1)
Others	33	Chemical method	3
	34	Other than PCV/RPV	2
	35	Others	2 (6)

B-2: Support technology

1 st tier classification	No.	2 nd tier classification	Number of responses
Debris cutting	36	Mechanical	5 (2)
	37	Thermal (plasma)	1
	38	Thermal (laser)	8 (1)
Debris retrieval	39	Sorting	4
	40	Category	1
	41	Container (for temporary storage)	4
Work environments maintenance	42	Exposure management	2
	43	Shielding	5 (1)
	44	Decontamination of containers	3
Access technology	45	Water stoppage	2 (2)
	46	Water treatment	3
	47	Manipulator	12
	48	Robot (for debris retrieval)	3 (1)
	49	Cutting and boring tools	1

C: Others

1 st tier classification	No.	2 nd tier classification	Number of responses
Outside the scope of RFI	50	Outside the scope of RFI	7

- Submersion method (both processes of cutting off fuel debris and storing into storage container are carried out underwater).
- Dry method (either or both processes of cutting and storing fuel debris is carried out in the air).

Introduction of Provided Information

- Methods -

Internal investigation

Major issues

- Ensure work space
- Ensure boundaries

Transport equipment

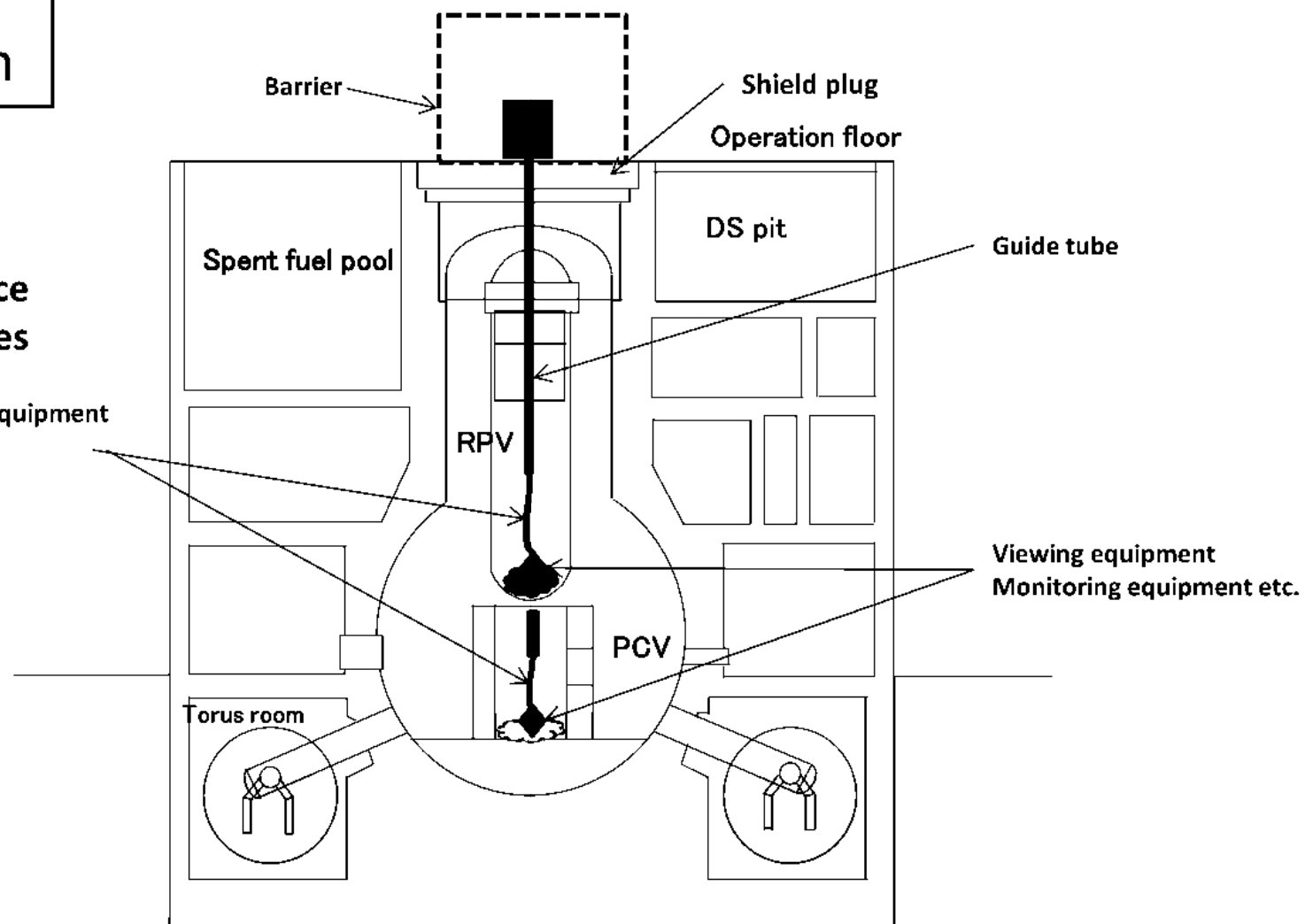


Fig 1. Method to drill from the top (from shield plug) 【category 2nd tier No.1】

Internal investigation

Major issues

- Ensure boundaries
- Location of drilling/drilling technology

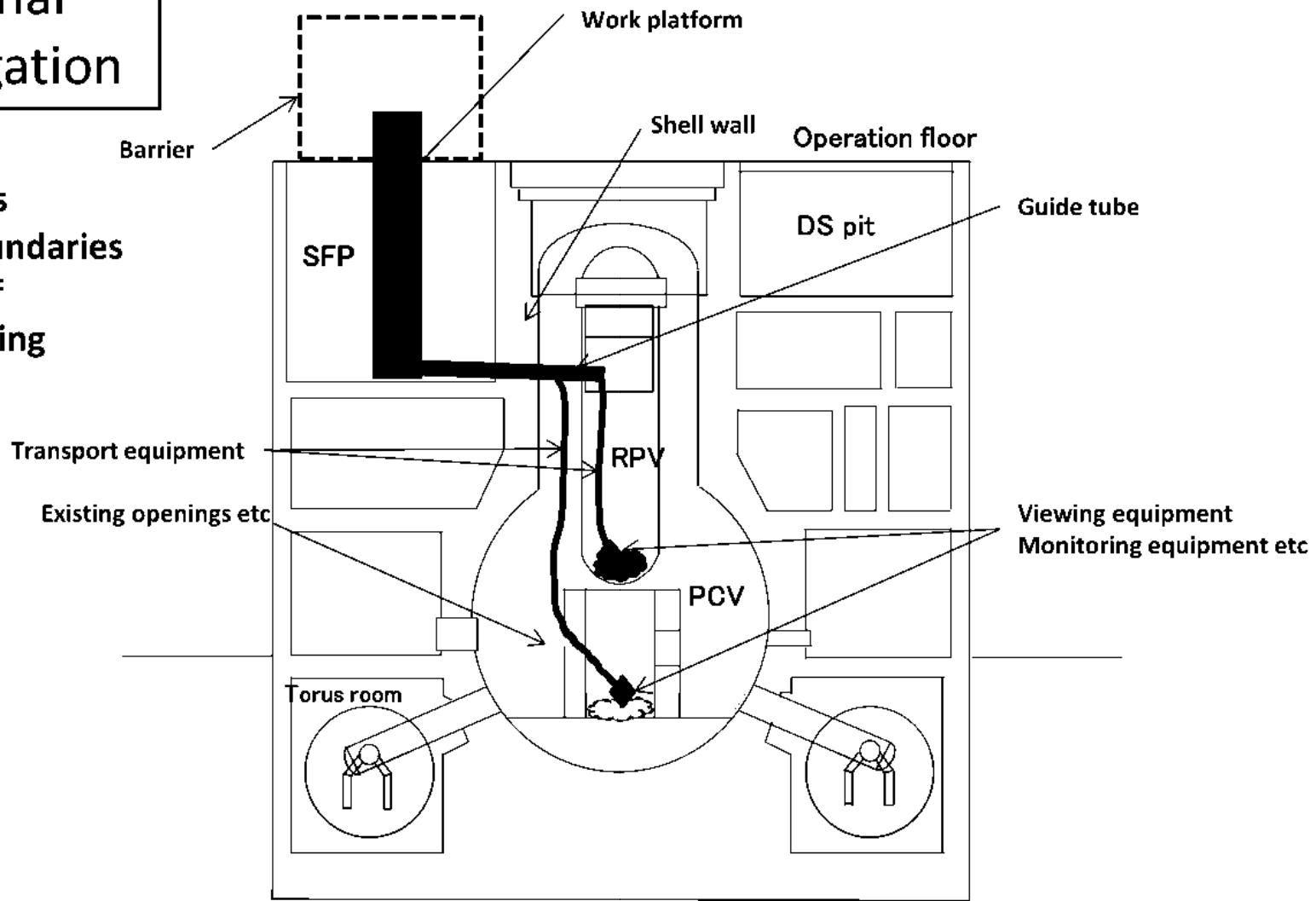


Fig 2. Method to drill from the top (from SFP) 【category 2nd tier No.1】

Internal investigation

Major issues

- Access distance
- Access method to RPV

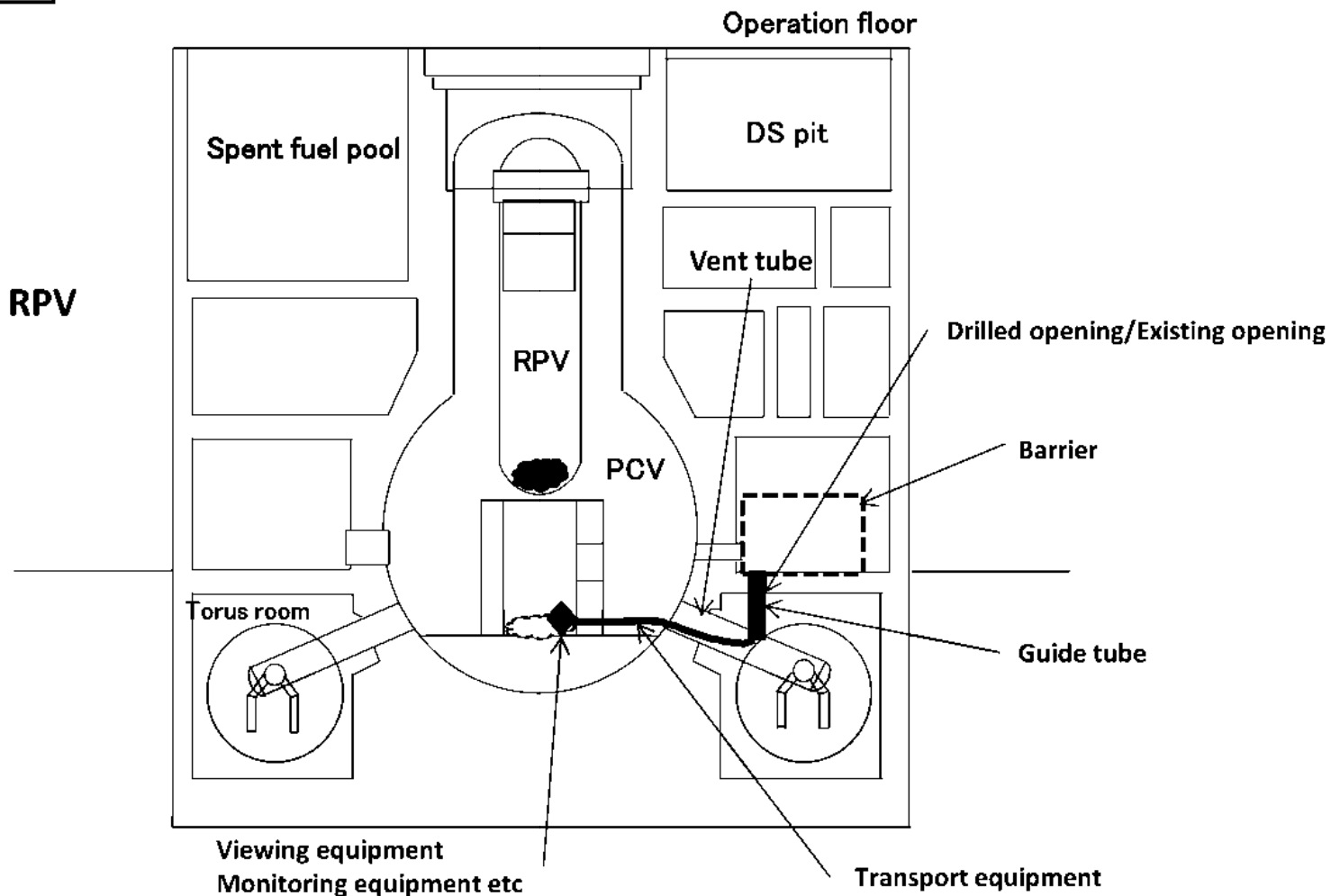


Fig 3. Method to survey lower PCV from vent tube [category 2nd tier No.2]

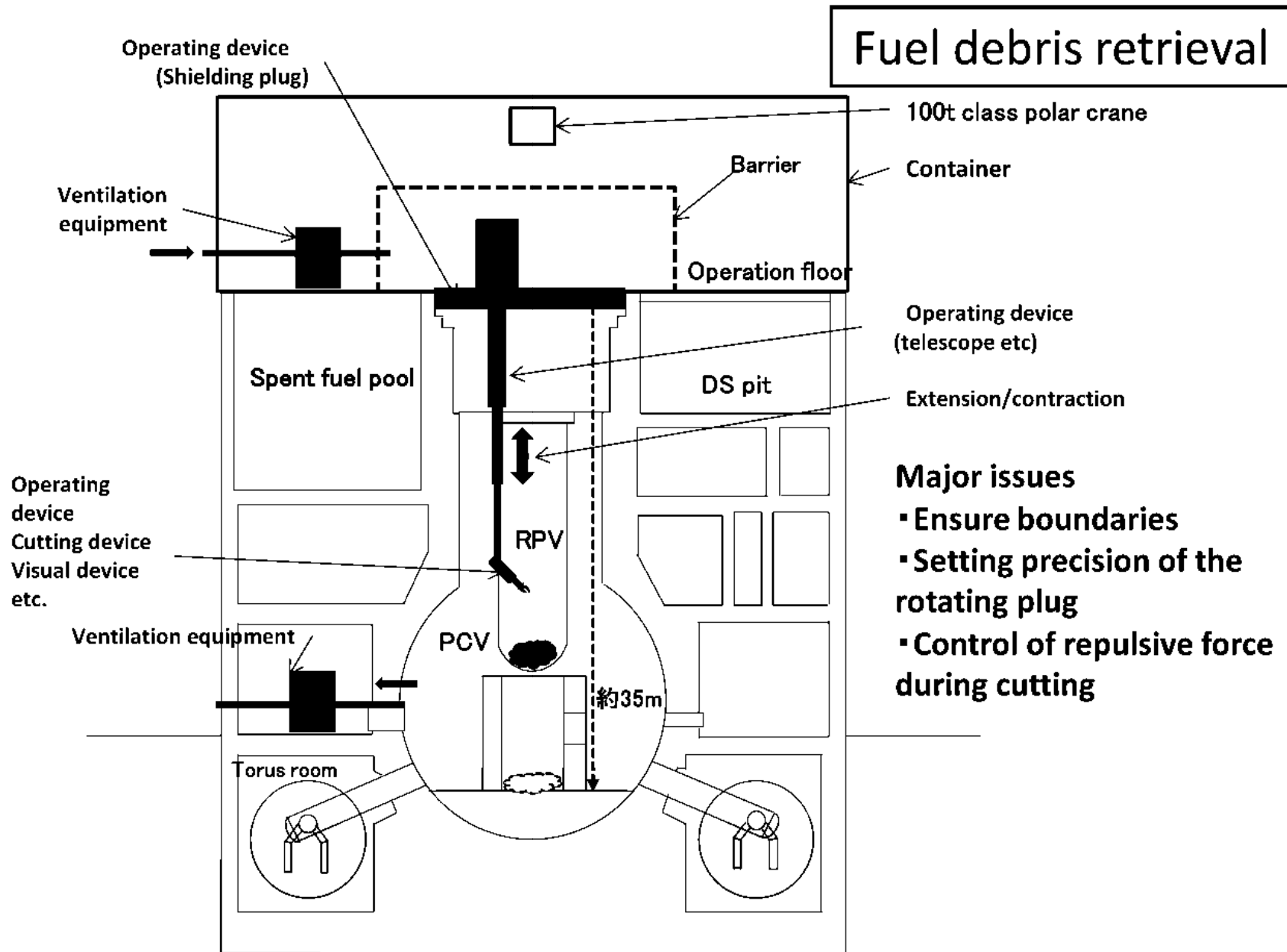


Fig 4. Method to retrieve fuel debris in air by rotating plug 【category 2nd tier No.29】

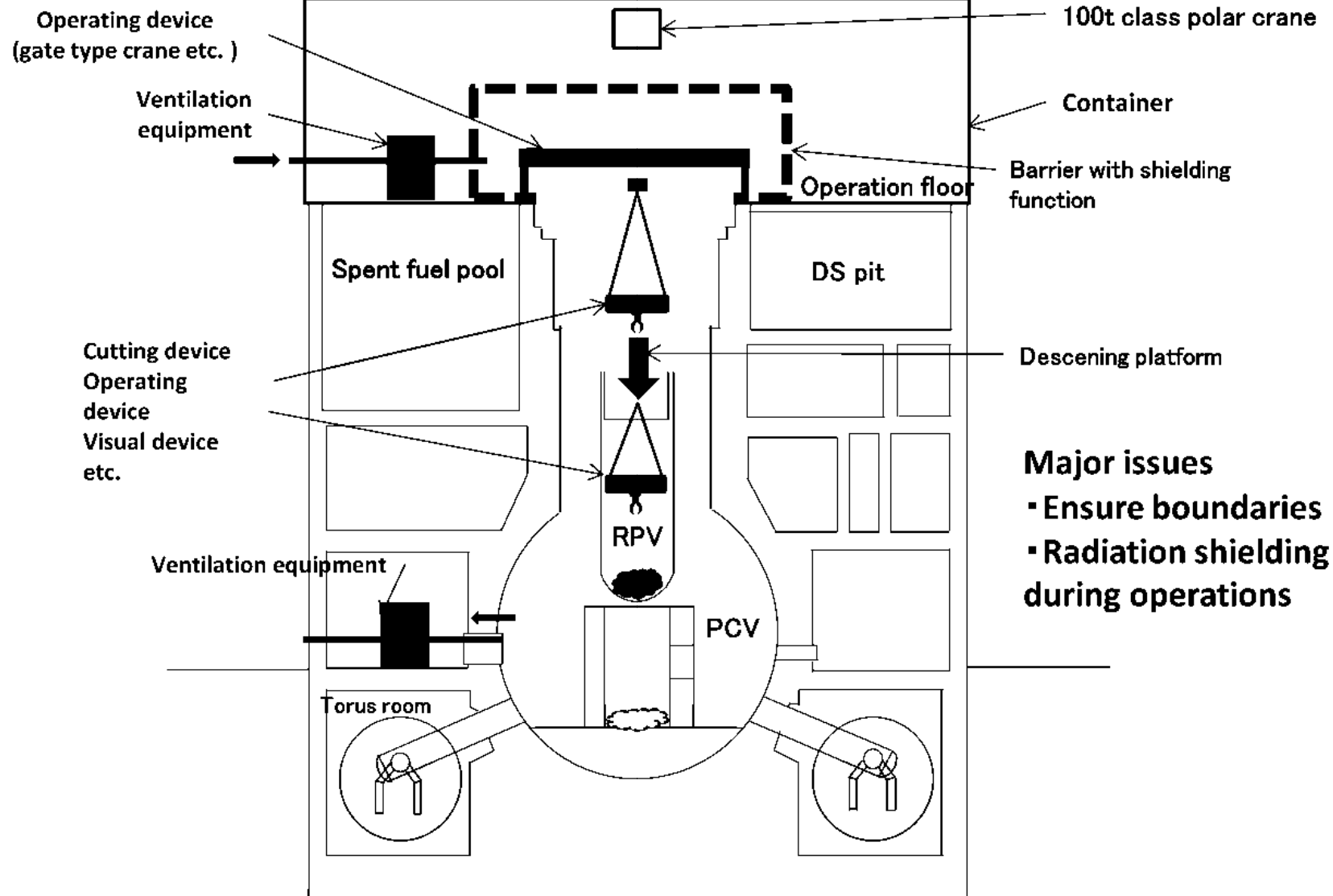


Fig 5. Method to retrieve fuel debris in air by descending work platform

Fuel debris retrieval

Major issues

- Ensure boundaries
- Radiation shielding during operations
- Location of entrance opening

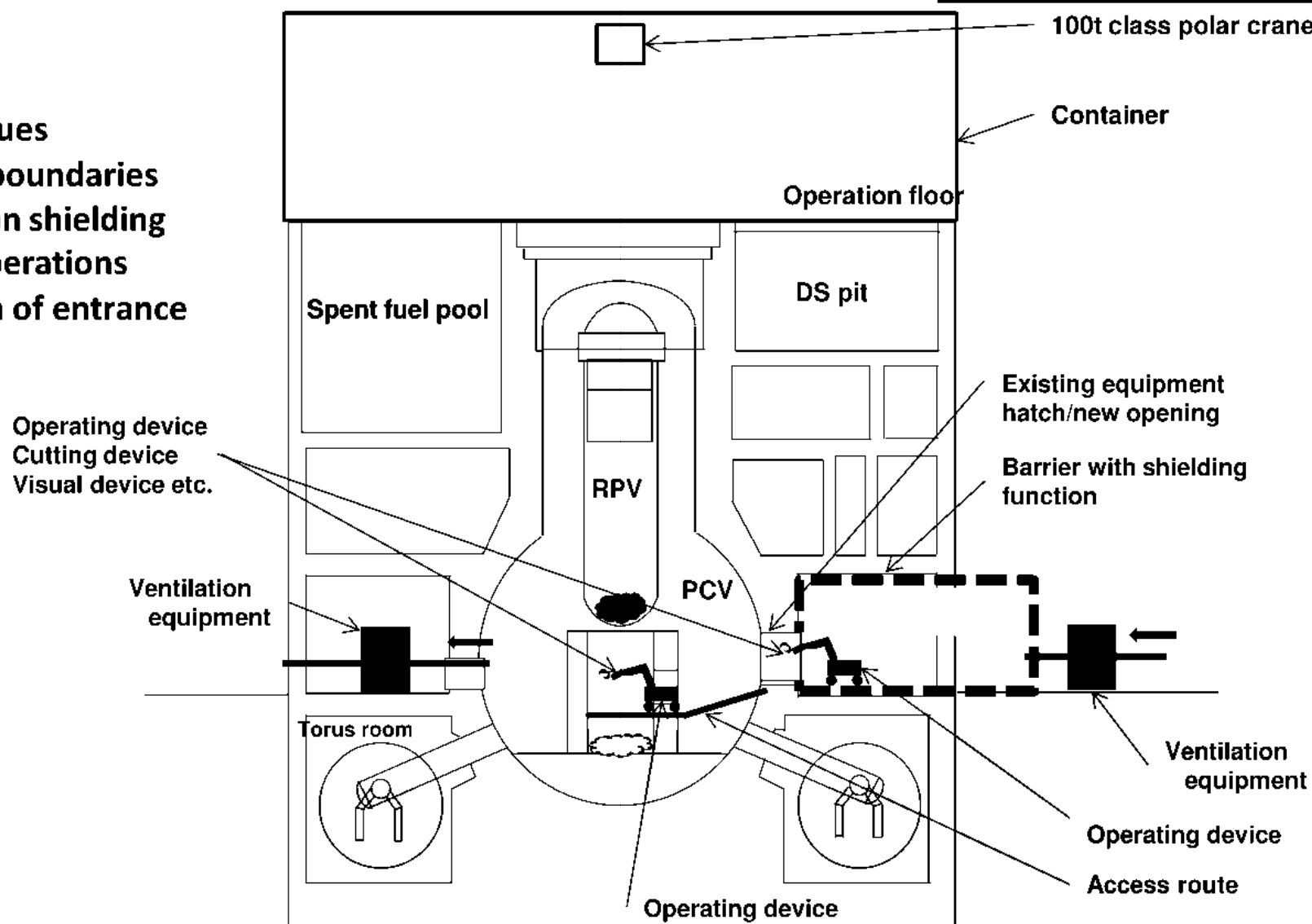


Fig 6. Method to retrieve fuel debris in air from the side 【category 2nd tier No.31】

Introduction of Provided Information

- Technology -

Visual technology e.g. Camera, endoscope, and fiber scope

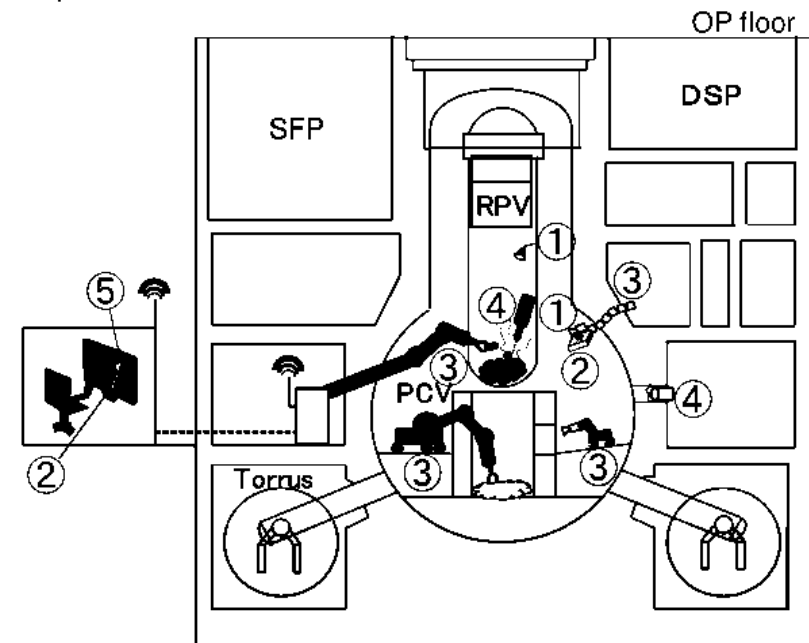
Monitoring technology e.g. Radiation measurement, ultrasonic probe, laser scanner, and element analysis

Transport technology e.g. Self-propelled robot (snake type, crawler type, and submergence type), manipulators (elevator, moving mechanism)

Cutting technology e.g. Plasma cutting, laser cutting, mechanical cutting, and core boring

Supporting technology e.g. Criticality control, debris stabilization/solidification, radiation resistant parts, etc.

A variety of technological information from the radiation resistant camera to various manipulators to laser cutting techniques was provided.



Key Factors for Methods and Technology

- **Maintain boundaries** to prevent release of radioactive materials and contamination
- **Enable remote control** to keep low exposures for workers
- **Avoid interference** with existing structures
- **Adapt to operations in air** (high dose and high humidity)
- **Facilitate maintenance** and/or enable long continuous use

In addition, for fuel debris retrieval operations,

- **Establish support facility**, such as, ventilation/water filtering/fuel debris cooling
- **Consider fitness** of large scale equipment to conditions of each unit
- **Ensure superb radiation resistance** for operations in fuel debris vicinity

These factors will be reflected to
the specifications of RFP.

Category and Keywords of Information Provided for Innovative Approach for Fuel Debris Retrieval

Topics		1 st tier classification	No.	2 nd tier classification	Number of responses ^{*1}	Keywords
A: PCV/RPV Internal investigation	A-1: Conceptual study	Placing equipment in PCV/RPV	1	From top (through new boreholes)	1	Core boring, Access from SFP
			2	From side (through existing penetrations)	3	Snake-arm, Access from under the water, Submarine-type hatch, airlock
			3	From side (through new boreholes)	3	Remote-control, Manipulator, Decommissioning, Decontamination, Track record
		Measurement from outside of PCV	4	From side	2	Muon, γ-ray, X-ray, Ultrasonic wave
			5	From bottom	1	Sound wave
	A-2: Support technology	Direct measurement	6	Radiation	8	Neutron, γ-ray camera, Snake type robot, SiC semiconductor measuring instrument, Radiation Intensity Mapping, Spectrometer, Diamond sensor, Radiation Resistance Sensor, Sensor Assembly
			7	Thermal	1	Decay heat
			8	Element analysis	2 (2)	LIBS (Laser-Induced Breakdown Spectroscopy), Pulse laser, Plasma, Bright line, Remote analysis
		Direct observation	9	Camera	10	Bore camera, PTZ camera, Sensors (radiation, temperature), Photoconductor, Cold cathode, Radiation resistance, Resolution, Outer cover, Underwater
			10	Fiber scope	2	Revolver, Quartz glass, Radiation resistance
			11	Ultrasonic waves	6	Sonar mapping, Image analysis, Ultrasonic velocity profiler method, Non-linear method, WBS (Water-Borne Sensor), 3D mapping
			12	Laser scanner	2	"as-built" dimension survey, Underwater, In-the-air
			13	Others	1	Debris location search
		Indirect measurement	14	Muon	4	3-D, Visualization
			15	X-rays, γ-rays and neutron	3	γ-ray measuring instrument, Solid state track records, Digital x-ray panel detector
			16	AE method	1	Internal elastic energy, Sound wave, Electric signal conversion, NDE
		Work environments maintenance	17	Criticality control & exposure simulation	5	3D, Sub-criticality monitoring, Inert gas, Kr-88, Simulation software, Virtual reality, Radiation dose rate map
			18	Water level	2	SiC water level, UT probe, Neutron back-scattering, On-the-wall vehicle
			19	Hot cell	1	Radioactive specimens, Chemical analysis, Isolation
			20	Lighting	1	Scintillators, Zinc sulfide, Solar power
		Access technology	21	Manipulator	5	Multi-segment arm, Long-reach, Weight reduction
			22	Robot (underwater)	2	Submersibles, Submarine robot system
			23	Robot (land)	6	Crawler, Submergence, Sensor-loading
			24	Robot (amphibious)	6	Snake-arm, Magnetic adhesion, Spring steel, Surrogate environments, Test facility, Improvement of robotic systems performance, Remotely operated vehicle, Swing-drive mechanism, Small linkage system, Archimedes screw
			25	Cutting and boring tools	6	High-speed core drill, Remote control, NitroJet boring, Steel plate cutting with abrasive, Laser cutting, Compact repulsive force, Tunneling technology
			26	Radiation-resistant components	10	Electronic devices, Water-driven controller, Wireless LAN, Optical fiber cable, Quartz glass large diameter fiber, High light energy transmittance, High power laser beam, 1MGy radiation resistance, Integrated circuits
B: Debris retrieval from PCV/RPV	B-1: Conceptual study	Submersion method ^{*2}	27	From top	5	Collecting floating crushed debris by carbon dioxide gas, Water stoppage by freezing etc.
			28	From bottom	2	Access from the bottom in the state of being submerged
		Dry method ^{*2}	29	From top	7	Rotating plug method, Dismantling from top portion by pulling down the platform, Using manipulator, Pulling down the capsule storing equipment from the top, Shielding by iron cube
			30	From top - from side (combined approach)	7	Hanging type work platform, Setting up a room with opening equipped with shielding function
			31	From side	7	Retrieving the cut debris and reactor internals by robot arm, Installing new airlock
			32	From bottom	4 (1)	Collecting from the bottom of the building through the drilled hole
		Others	33	Chemical method	3	Dissolution of debris by chemical agents, Electroplating
			34	Other than PCV/RPV	2	Removing debris in the areas other than RPV/PCV
			35	Others	2 (6)	Embedding the building itself etc.
	B-2: Support technology	Debris cutting	36	Mechanical	5 (2)	Excavator, Cutter, Water jet, High pressure liquid nitrogen, Electric discharge impulse crushing
			37	Thermal (plasma)	1	Arc, jet
		Debris retrieval	38	Thermal (laser)	8 (1)	Remote-control, Fiber laser, Removal apparatus for laser coating film, Detecting distance by ultrasonic measurement, Underwater cutting, Dry cutting, CO2 laser
			39	Sorting	4	Hot Isostatic Pressing, Inprementable Graphite Matrix, Storage plan
			40	Category	1	Differentiation of debris and non-debris by neutron or γ-ray
		Work environments maintenance	41	Container (for temporary storage)	4	Transport, Treatment, Container, Canister
			42	Exposure management	2	Surface contamination meter, Simulation software, 3D virtual reality
			43	Shielding	5 (1)	Gamma-ray-shielding materials, Neutron shielding, Heavy concrete using pyrite, Iron scale, shield analysis, Liquid shielding, High specific weight resin
			44	Decontamination of containers	3	Chemical decontamination, RTV resin
		Access technology	45	Water stoppage	2 (2)	Flexible cement or grout
			46	Water treatment	3	Gelation, Sludge, Polyphosphoric acid, Chelate collection
			47	Manipulator	12	Lifting telescope, Lifting wires, Movable leg, MTP (Mobile Tool Platform), Large mast arm, Oil pressure type, Double gripper, Radiation resistant ability, CFRP
C: Others	Outside the scope of RFI	Outside the scope of RFI	48	Robot (for debris retrieval)	3 (1)	Caterpillar, Construction robot w/o human intervention
			49	Cutting and boring tools	1	Dry type drill, Remote dismantling machine
			50	Outside the scope of RFI	7	Search strategy, Stack fall-down prevention, Aerial radiation monitoring by drone, RFI/RFP method etc.

^{*1} Category of topics may be different from the one registered by applicant since IRIID individually re-evaluates the information. The number in the bracket is the one of RFI submitted for Contaminated water issue, which is re-evaluated from the viewpoint of RFI for fuel debris.

^{*2} Submersion method (both processes of cutting off fuel debris and storing into storage container are carried out underwater), Dry method (either or both processes of cutting and storing fuel debris is carried out in the air).



Scheme of the Project of Decommissioning and Contaminated Water Management and Schedule of RFP

April 25, 2014





Contents

Previous Events	3
Project Scheme	4
Role and Purpose of RFI and RFP	5
Planned Timeline	6

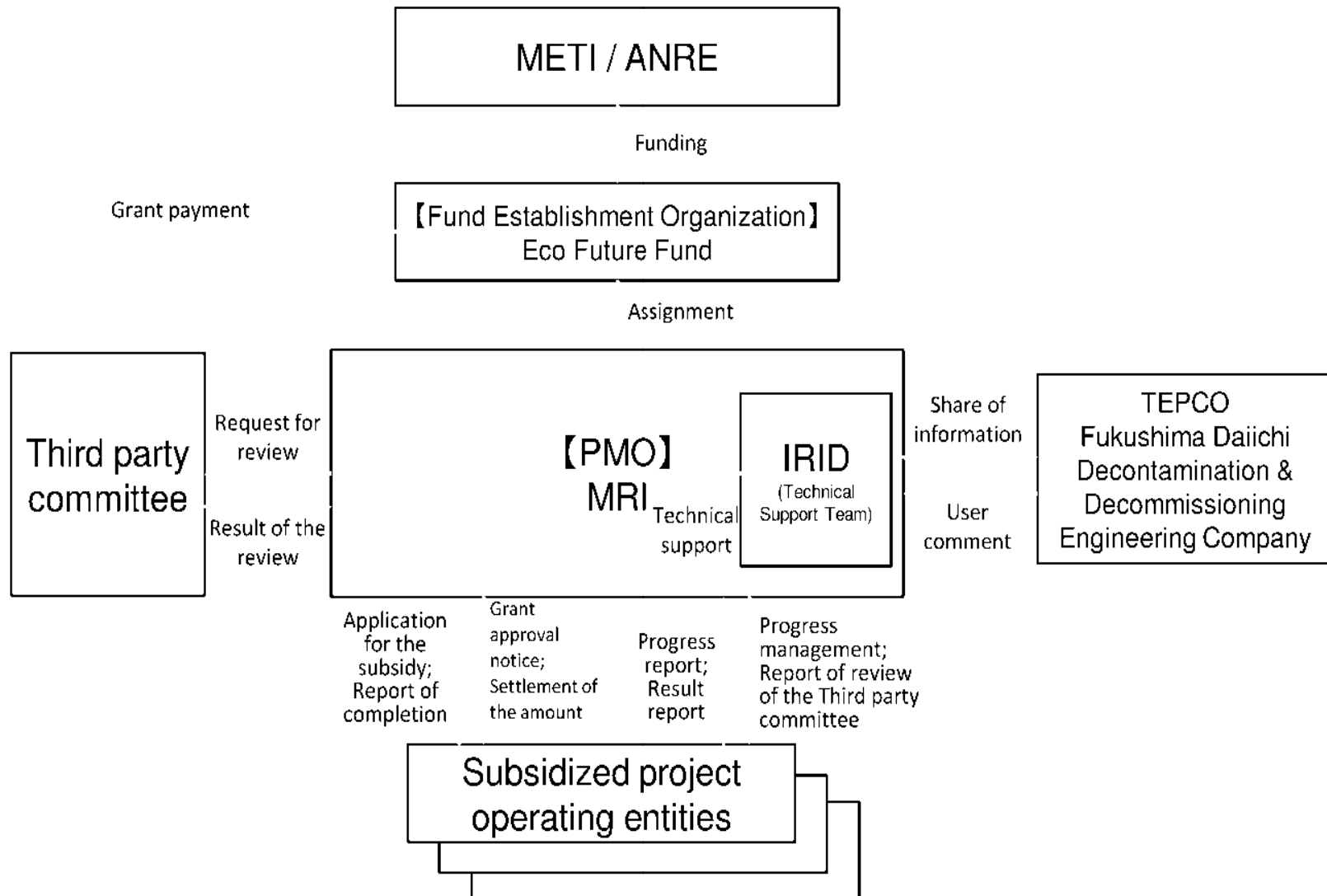


Previous Events

Time	Event	Actor
December 13, 2013 – January 31, 2014	<ul style="list-style-type: none">RFI for designing innovative approaches to fuel debris retrieval, as well as to identifying technologies required to achieve the objectives	METI/ANRE <Entrusted to the International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID)>
December 27, 2013	<ul style="list-style-type: none">Hold the workshop for RFI for designing innovative approaches to fuel debris retrieval	METI/ANRE, IRID
February – March 2014	<ul style="list-style-type: none">Review of the received information	same as above
February 25, 2014	<ul style="list-style-type: none">METI/ANRE selected the Mitsubishi Research Institute (MRI) as the project management office for the “Project of Decommissioning and Contaminated Water Management”	METI/ANRE
April 25, 2014 (today)	<ul style="list-style-type: none">Hold the workshop for implementation of the research project for designing innovative approaches to fuel debris retrieval	MRI, IRID



Project Scheme





Role and Purpose of RFI and RFP

- Difference between the RFI (Solicitation of technical information) conducted from December 2013 to January 2014, and the RFP (Solicitation of entities to implement the subsidy program) being explained today

RFI (Solicitation of proposals on technology) is a process of requesting information, the purpose of which is to grasp what technologies or ideas exist, in order to gather domestic and overseas wisdom

Forthcoming RFP is a solicitation process to decide implementing entities conducting C/S (conceptual study) and F/S (feasibility study) with subsidies from ANRE

- Treatment of the information received in the RFI process

The information received in the RFI process has been utilized to establish technical specifications for the RFP

In accordance with the procedures of the RFI, the information classified as NDI (Non-Disclosure Information) was shared solely with the team specifically set up in IRID, with ANRE, and with TEPCO

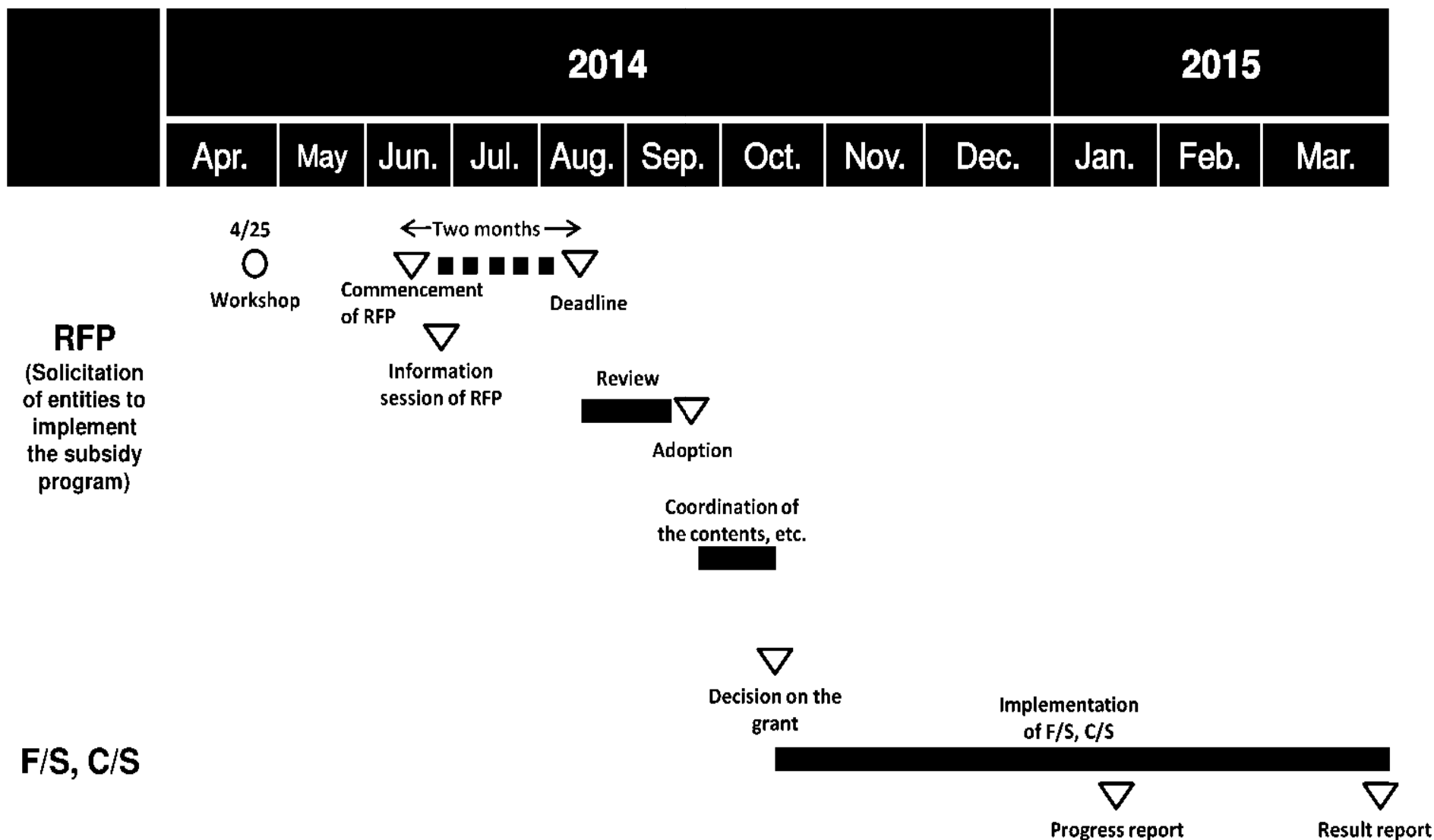
- Regarding the RFP (Solicitation of entities to implement the subsidy program)

Those who did not participate in the RFI are also eligible for the RFP process

Those who plan to participate in the RFP (Solicitation of entities to implement the subsidy program) must submit application documents in compliance with the stipulated forms after commencement of the process



Planned Timeline





MITSUBISHI RESEARCH INSTITUTE, INC.

Contact

Mitsubishi Research Institute, Inc.

Management Office for the "Project of Decommissioning
and Contaminated Water Management"

FAX : 03-3578-7025

E-mail : hairo-jimu@mri.co.jp

Cooperation Statement with Sellafield Ltd

<Reference>
May 2, 2014

Tokyo Electric Power Company

Overview

Tokyo Electric Power Company (TEPCO) considers it would be beneficial to share expertise with overseas operators which have similar decommissioning experience, to decommission Fukushima Daiichi Nuclear Power Station.

TEPCO has agreed with Sellafield Ltd. on exchanging information relating to the management and technology of decommissioning, towards a safer and stable decontamination and decommissioning at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. Sellafield Ltd. is a company in UK which has engaged in the decommissioning of a reactor and radioactive waste facilities. On ahead of the formal information exchanging agreement, the two companies signed a cooperation statement, which clarifies the objectives and significance of the agreement.

The Signing Ceremony

Time/Date: May 1 (Thu), 2014 16:24-16:27 (BST)

Place: University College London, South Cloisters

Counterpart: Managing Director Tony Price, Sellafield Ltd.

TEPCO side: Chief Decommissioning Officer (CDO) Naohiro Masuda,
Fukushima Daiichi D&D Engineering Company

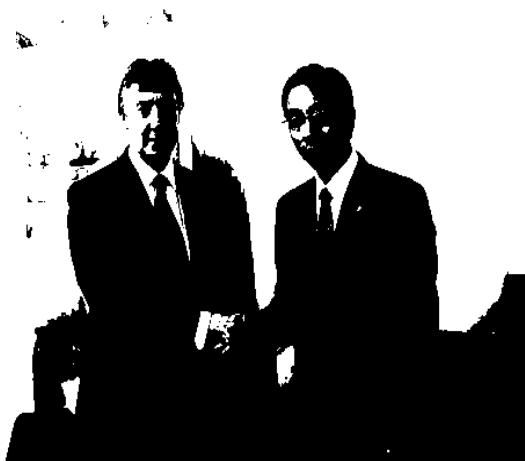
Content of the statement: Confirmation of the objectives and significance etc.
towards the information exchanging agreement between the Fukushima

Daiichi D&D Engineering Company and Sellafield Ltd. (Details are written on page 3.)

*The signing was held at the UK-Japan Nuclear and Low Carbon Cooperation Event.

Cooperation Statement with Sellafield Ltd

Photos of the signing ceremony at University College London, South Cloisters



*top-left: behind left: Edward Davey, Secretary of State for Energy & Climate Change, behind right: Prime Minister Abe, front left: Managing Director Tony Price, front right: CDO Naohiro Masuda

top-right: left: Managing Director Tony Price, middle: Stephen Henwood CBE, Chariman of the NDA, right: CDO Naohiro Masuda

bottom-left: left: Managing Director Tony Price, right: CDO Naohiro Masuda



東京電力

Cooperation Statement with Sellafield Ltd

Content of the Statement (Objectives and significance of the information exchanging agreement)

<Overview of the objectives>

Sharing expertise, experience and technology in radioactive waste management, clean up and decommissioning:

Visits in both directions (Fukushima Daiichi NPS, Sellafield) by representatives from both organisations, sharing of information / reports and similar exercises

Contributing to achieving the goals for both sites by learning from the similar challenges

Continuously assessing the effectiveness of cooperation

<Overview of the significance>

Proper visibility of the suppliers' contribution

Strengthening of the links between our businesses and wider, civil society

Positive support of the UK Nuclear Decommissioning Authority (NDA) etc.



Cooperation Statement with Sellafield Ltd

Comments for the statement from Naohiro Masuda, CDO of Fukushima Daiichi D&D Engineering Company

I deeply thank the governments of UK and Japan, the UK Nuclear Decommissioning Authority, and Sellafield Ltd. and the related persons for being able to sign a cooperation statement towards the information exchanging agreement with Sellafield Ltd., a company possessing the latest knowledge concerning decommissioning and contaminated water issues, experiencing the decommissioning of the Windscale nuclear reactor and its radioactive waste storage facility. I believe this would be a significant event to safely and promptly implement the decommissioning and address water issues at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station.

From now on, we expect to carry out safe and effective decommissioning at each site, by openly exchanging information regarding the similar challenges both sites face.

<Reference> Relationship with Sellafield Ltd, About Sellafield

Relationship with TEPCO and Sellafield Ltd. (Chronology)

- 1970s : Started consignment of reprocessing spent fuels with British Nuclear Fuel Ltd. (BNFL) (predecessor of Sellafield Ltd.)
- 2012.4.10 : Joint statement of the strategic partnership between the prime ministers of UK and Japan. Since then, active communication has been made between TEPCO and Sellafield through annual dialogue between the two countries, and workshops held by UK and Japan embassies.
- 2012.12-2014.4 : TEPCO nuclear department officials have been visiting the Sellafield decommissioning site 4 times so far, exchanging opinions with management executives and engineers, earning information regarding strategies for decommissioning work and the management of wastes.
- 2014.5.1 : Signing the cooperation statement

About technologies/knowledge of Sellafield Ltd.

Sellafield is working with the decommissioning of the Windscale nuclear reactor, which suffered radiation leak (INES-5).

It deals with the decommissioning and risk-reducing measurements for the other facilities with high risk of radiation leakage

It has an experience of dealing contaminated water leak to the ground



Overview of the Nuclear Safety Reform Plan
Progress Report (FY2013 4th Quarter)

[History]

- On September 11, 2012, TEPCO established the Nuclear Reform Special Task Force led by the company president, and set up a system for effectively promoting reform of safety culture. The Task Force operates under the supervision of the Nuclear Reform Monitoring Committee, which comprises experts and knowledgeable authorities from both inside and outside Japan.
- The Nuclear Reform Special Task Force drafted and released its “Reassessment of the Fukushima Nuclear Accident and Outline of Nuclear Safety Reform Plan” on March 29, 2013.
- Progress reports on the implementation of that plan are compiled and released quarterly, while monitoring continues by the Nuclear Reform Monitoring Committee along with other internal and external observation and assessment organizations.
- This report is a compilation of the progress made in the fourth quarter of FY2013, a summary of all of FY2013, and information about future improvements. This overview reports the highlights of the Q4 Progress Report, but readers are encouraged to consult the full report for full details.

1. Progress on Safety Measures at Each Nuclear Power Station

(1) Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

- For the most part, removal of fuel from the Unit 4 spent fuel pool has proceeded satisfactorily (550 out of 1533 assemblies have been transferred as of March 31 of this year). The completion of the fuel removal is scheduled for the end of 2014. The successful fuel removal effort is the product of extensive preparations, including the installation of a permanent assembly base, safety reviews including reviews by external parties, and carefully organized operational training.
- In August 2013, TEPCO established the Contaminated Water and Tank Countermeasures Headquarters to thoroughly identify the risks and to organizationally implement the countermeasures. In addition, improvements in working conditions, such as reduction of radiation dose due to the decontamination work at the site, are underway in order to improve facilitation and reliability of the work as an emergency safety measures.

<Evaluation and recommendation by the Nuclear Reform Monitoring Committee>

- TEPCO begins removing spent fuel from the Unit 4, which marks an important milestone in the long-term decommissioning work. They need to continuously proceed

with the work in careful and cautious manner by putting safety the highest priority, and to disseminate the progress of the work to domestic and international societies with transparency.

- TEPCO needs to control nuclear safety at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station and the Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station in different ways, since each duty is completely different. They need to proactively make the use of foreign experts at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, who have much experience in decommissioning and contaminated water issues.

(2) Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

- Operational controls and maintenance activities are being continued to safely maintain cold shutdown conditions of every Unit.
- In addition, the inspection of the inside of the Unit 1 spent fuel pool and the inspection/repair of the inside of suppression chamber of Unit 4 reactor containment vessel have been completed.

(3) Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station

- Learning lessons from the Fukushima Daiichi nuclear accident, various safety measures are progressing steadily, including measures to prevent tsunami-induced water intrusion, the securing of functions to cool down power sources and reactors, and accident expansion prevention measures.
- Units 6 and 7 are under examination to determine their conformance to new regulatory standards. In particular, the assessment result of geologic feature/structures in the site vicinity and within the site was reported to Nuclear Regulatory Commission, and an additional geological survey was started based on the examination at NRC.

<Evaluation and recommendation by the Nuclear Reform Monitoring Committee>

- Multiple and multi-layered safety measures based on the lessons of the Fukushima Daiichi nuclear accident are steadily being implemented, and safety is being improved at the Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station.

2. Review of Major Accidents and Troubles in FY2013

- Thirteen significant incidents occurred at Fukushima Daiichi NPS in FY2013, and are summarized in the body of the Progress Report. Factors underlying these events were analyzed within three broad categories: "safety awareness", "technological capability" and "ability to promote dialogue", and challenges are organized respectively.
- Because of the Band-Aid-like facility establishment and management after the accident, there was not enough time to take improvement measures while going to the actual place,

observing the actual thing and basing decisions on actual situation (Sangen Shugi principles). Insufficient management under such circumstances is pointed out as a common causative factor.

- In order to implement management thoroughly while enhancing safety awareness of overall company, it is necessary to go back to the basics again to upgrade individual technological capability and on-site capabilities based on the Sangen Shugi principles mentioned above. Furthermore, top management will make efforts to enhance ability to promote dialogue among parties concerned including contractors.

3. Progress on Nuclear Safety Reform Plan (Management)

Six management-related measures are being implemented to sever the so-called "negative spiral", underlying structural problems within the nuclear power division:

< Measure 1: Reform Starting from Management >

- Following activities are being implemented: development of common awareness concerning nuclear safety through discussions among top management and nuclear leaders¹ about the reviewing of Fukushima Daiichi Accident, trainings intended for the acquisition of knowledge on nuclear accident prevention, and IAEA-initiated workshops to learn the method of safety culture self-assessment.
- As a result of these activities, discussions among top management and nuclear leaders have been more extensive than before. However, a safety culture has yet to permeate throughout the organization as a whole, because the top management and nuclear leaders failed to fully transmit to every member in the organization clear messages such as expectations to improve safety culture.

<Evaluation and recommendation by the Nuclear Reform Monitoring Committee and the international organizations>

- Dissemination of safety culture, implementation of the nuclear safety reform, and oversight of the performance by top management including nuclear leaders of the Head Office and the power stations are insufficient.
- TEPCO needs to improve the effectiveness of the nuclear safety reform continuously. Toward that end, TEPCO needs to measure the progress of the reform for each item to perform quantitative target management.

¹ Executives in charge of nuclear energy operations, executive officers, Fukushima Daiichi Decontamination & Decommissioning Engineering Company President & CDO, Fukushima Daiichi Stabilization Center Director (through March 31, 2014), NPS Directors, NPS Construction Office Directors, managers or equivalents (excluding fellows) for departments concerning nuclear power operation at the head office (corporate) and the Fukushima Daiichi Decontamination & Decommissioning Engineering Company

< Measure 2: Enhancement of Oversight and Support for Management >

- The Nuclear Safety Oversight Office (Head Officer: John Crofts) is proceeding with monitoring activities over efforts for stabilization of Fukushima Daiichi NPS, safety enhancement at Kashiwazaki-Kariwa NPS, and other nuclear safety-related activities by the nuclear power division. It is also implementing educational training for the monitoring staff. Reports based on these monitoring activities, including advice based on the monitoring results, were provided to the Board of Directors and to the nuclear power division.
- Although the nuclear power division has begun to implement the NSOO's guidance for improving safety culture and organizational management, the NSOO has noted that "TEPCO is still far behind compared with organizations which have achieved the world's highest nuclear safety level, and there remains much to do."

<Evaluation and recommendation by the Nuclear Reform Monitoring Committee>

- The monitoring activities of the NSOO are currently on track, and it is commendable that TEPCO is sincerely taking and implementing improvement recommendations by the NSOO.

< Measure 3: Enhancement of Ability to Propose Defense-in-Depth >

- As part of the effort to enhance "defense-in-depth," the following measures are being implemented; "Safety Improvement Competitions," review of operational experience in Japan and overseas, reexamination of the review process and thorough analysis of natural hazards.

< Measure 4: Enhancement of Risk Communication Activities >

- Company-wide (nuclear power division in particular) information collection and analysis is being performed, and organizational consultation services are provided to give required instructions and advices.
- It is necessary to correct the concept of "the publication of risks should be put on hold until we obtain data or facts which can be regarded as evidences".

<Evaluation and recommendation by the Nuclear Reform Monitoring Committee>

- TEPCO needs to value transparency, not to be regarded as they are hiding information.

< Measure 5: Reform of Power Station and Head Office Emergency Response Organizations >

- An emergency structure based on the ICS² has been developed, and training is repeatedly being conducted to identify any issues and implement improvements

² Incident Command System (standard on-site command system for use in emergency, adopted in the United States, etc.)

with advice and other suggestions provided by outside experts.

- At Kashiwazaki-Kariwa, in comparison to previous training, improvements have been seen in operating the emergency response organization. An approach to decision-making has also been articulated, and the chain of command has been clarified. Steps have been taken to increase the speed with which information is shared with local municipalities and others.
- The acquisition level of ICS knowledge remains insufficient at Headquarters, Fukushima Daiichi NPS and Fukushima Daini NPS. Therefore, efforts will be made to enhance individual and group-by-group emergency response ability and cooperation with external organizations.

<Evaluation and recommendation by the Nuclear Reform Monitoring Committee>

- Emergency training exercises are being repeatedly carried out, and many improvements were made in light of the problems uncovered so far. In the future, TEPCO needs to carry out joint drills with outside parties based on more diversified conditions.

< Measure 6: Reassessment of Non-Emergency Power Station Organization and Enhancement of Capability for Direct Maintenance Work >

- In September of last year, the following activities were implemented to reassess the management of non-emergency power stations. They include: reinforcement of departments responsible for human resource development, incorporation of safety-related departments into a Nuclear Safety Center, establishment of new organizations for the enhancement of system engineering ability, and engineering capability of direct management.
- By implementing system engineering education and training tailored to the requirements of each power station, the technological capability of the staff has been improved.

4. Planned improvements toward FY 2014

- The following will be focus areas for improvement in FY2014:

< Measure 1: Reform Starting from Management >

- Clarification of lines of responsibility and accountability, enhancement of monitoring and the reform promotion system, and facilitation of in-house communications.

< Measure 2: Enhancement of Oversight and Support for the Management >

- The Nuclear Safety Oversight Office will be requested to provide evaluation/advice and raise their own awareness of nuclear safety, and at the same time will endeavor to effectively increase the entire organization's awareness of nuclear safety.

< Measure 3: Enhancement of Ability to Propose Defense-in-Depth >

- All the employees of the Nuclear Power & Plant Siting Division as well as Fukushima Daiichi Decontamination & Decommissioning Engineering Company will share the results of the "Safety Improvement Competition" as well as the results of review of the operational experiences in Japan and overseas, and the results of hazard analysis, etc. Personnel at the forefront of the site will proactively make challenges to take various measures for improving safety.

< Measure 4: Enhancement of Risk Communication Activities >

- Improvement of risk communications to enable members of the public to more accurately understand the relative risks associated with nuclear generation of electricity. We will also focus on communicating information proactively, speedily and accurately, thereby promoting trust and confidence among people in communities around the plant sites and in society at large.
- When engaging in risk communication, checks and corrections will be made to ensure that risk levels are appropriately and accurately communicated.

< Measure 5: Reform of Power Station and Head Office Emergency Response Organizations >

- In the Head Office, Fukushima Daiichi and Fukushima Daini, in addition to participation in comprehensive training to be done quarterly, each individual or group of people will learn the provisions of ICS and engage in repeated practice, and will enhance emergency response capabilities by strengthening communications with other components of the company, as well as with external organizations.

< Measure 6: Reassessment of Non-Emergency Power Station Organization and Enhancement of Capability for Direct Maintenance Work >

- The range of trainees will continually be enlarged and opportunities will be created such that the technical capabilities that have been acquired will be put into practice at the job site.
- In accordance with the Japanese principle of going to the actual place, observing the actual thing and basing decisions on actual situation, TEPCO needs to enhance field capabilities, which will form a basis of technical capabilities.

Note that regarding the effects of the action plans described in measures to be taken 1 through 6, targets will be set so that quantitative evaluation can be made as much as possible, and 3 different methods of measurement will be made available for use (self-evaluation through questionnaires; evaluation by means of the indexes of results; and third-party

evaluation to be made from the outside). While monitoring the situation of progress of each of the measures and any problems associated therewith, improvements will be made continually by applying the cycle of PDCA.

As a nuclear power operator, TEPCO will continue to tackle nuclear safety reform, while receiving objective assessments by the Nuclear Reform Monitoring Committee, based on our resolution that the **“Fukushima nuclear accident will never be forgotten and we will be a nuclear power operator that continues to create unparalleled safety and increase the level of that safety to be greater today than yesterday and still greater tomorrow than today”** so that we may regain the trust of everyone in society and the people of Fukushima Prefecture.

Ends

原子力安全改革プラン 進捗報告

(2013 年度 第 4 四半期)

2014 年 5 月 1 日
東京電力株式会社

目 次

はじめに	2
1. 各発電所における安全対策の進捗状況	3
1. 1 福島第一原子力発電所	3
1. 2 福島第二原子力発電所	7
1. 3 柏崎刈羽原子力発電所	11
2. 2013 年度の主な事故トラブルの振り返り	20
2. 1 事故トラブル原因と対策	20
2. 2 事故トラブルの背後要因	22
3. 原子力安全改革プラン（マネジメント面）の進捗状況	25
3. 1 対策 1 経営層からの改革	25
3. 2 対策 2 経営層への監視・支援強化	27
3. 3 対策 3 深層防護提案力の強化	28
3. 4 対策 4 リスクコミュニケーション活動の充実	31
3. 5 対策 5 発電所および本店の緊急時組織の改編	33
3. 6 対策 6 平常時の発電所組織の見直しと直営技術力強化	35
3. 7 改革についての外部からの評価	37
4. 2014 年度に向けての改善方針	39
4. 1 対策 1 経営層からの改革	39
4. 2 対策 2 経営層への監視・支援強化	41
4. 3 対策 3 深層防護提案力の強化	41
4. 4 対策 4 リスクコミュニケーション活動の充実	42
4. 5 対策 5 発電所および本店の緊急時組織の改編	43
4. 6 対策 6 平常時の発電所組織の見直しと直営技術力強化	44
4. 7 全体目標および目標達成のために目指すべき組織・個人の状態の設定 ..	45
4. 8 達成度・到達状況の評価	45
4. 9 原子力安全改革を推進し、フォローアップする体制の強化	46
おわりに	47
添付資料	48
参考 福島原子力事故における未確認・未解明事項の調査状況	68

はじめに

福島原子力事故および最近の汚染水問題等により、発電所周辺地域のみなさまをはじめ、広く社会のみなさまに、大変なご迷惑とご心配をおかけしておりますことを、改めて心より深くお詫び申し上げます。引き続き全社一丸となって、「賠償の円滑かつ早期の貫徹」「福島復興の加速」「着実な廃炉の推進」「原子力安全の徹底」に取り組んでまいります。

当社は、2013年3月29日に「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」（以下、「原子力安全改革プラン」という）をとりまとめ、現在原子力安全改革を進めているところです。その進捗状況については四半期ごとに確認し結果をお知らせすることとしており、今回は2013年度第4四半期（2014年1月～3月）の進捗と2013年度全体の総括および2014年度に向けての改善について報告します。

なお、第4四半期における「福島原子力事故における未確認・未解明事項の調査状況」については、本報告の末尾の「参考」に記載しています。

1. 各発電所における安全対策の進捗状況

1. 1 福島第一原子力発電所

(1) 4号機使用済燃料プールからの燃料取り出し

1～4号機の原子炉建屋最上階にある使用済燃料プールからの燃料取り出しは、福島第一のリスクを低減するための重要な作業の一つである。

4号機では、原子炉の隣にある使用済燃料プールで保管中の燃料の取り出しを昨年11月18日から開始し、廃炉に向けた中長期ロードマップの第2期に移行した。

取り出した燃料は、敷地内の別棟の施設である「共用プール」へ移送し、集中的に保管している。使用済燃料プールに保管していた新燃料202体、使用済燃料1331体のうち、本年3月31日時点で新燃料22体、使用済燃料528体の取り出しが終了しており、燃料取り出し作業の完了は2014年末を予定している。

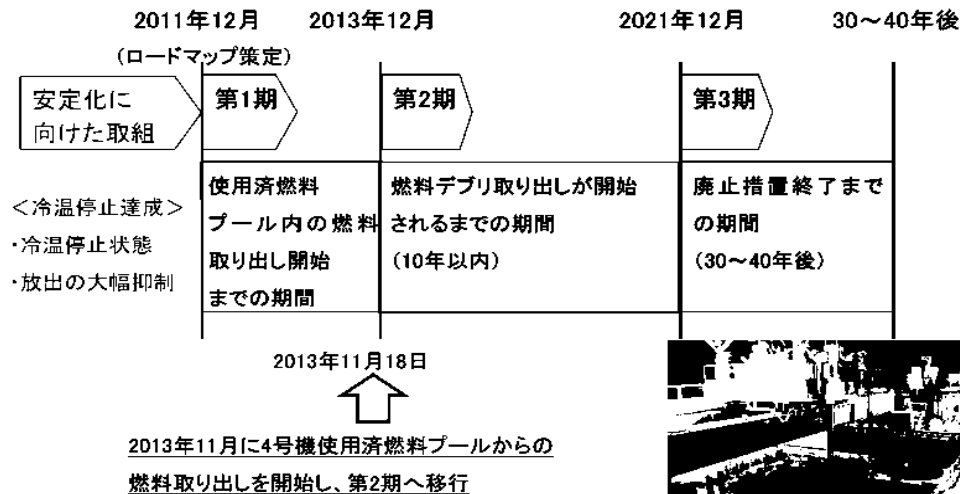
取り出し作業を開始するまでには、燃料取扱装置、キャスク移動のためのクレーン、それらを支える構台などを新たに恒久設備として構築するという設備面の十分な準備を行った。

燃料取り出し自体は従前から実施されている馴染みのある作業であるが、汚染された現場環境や瓦礫取り出し作業など新たに状況に適応することが必要で、作業者はモックアップ設備を用いて訓練を重ね技量を高めるなど、慎重に準備を行った。

また、内外からの作業に対する不安や懸念の声を踏まえて、外部のアドバイザーも加わった安全面のレビューに時間を掛け、指摘された懸念事項に対して必要な改善措置を図った。

これまで取り出しが順調に進んでいる背景には、以上の様な入念な準備によるところが大きい。

さらに、作業の様子についてCGを活用した分かりやすい動画で対外発信するとともに、毎週月曜日に燃料取り出しの進捗状況をホームページでお知らせするなど、注目されていた燃料取り出しに対する社会の関心にお応えする努力を行っている。



(2) 汚染水問題への取り組み状況

福島第一の発電所港湾内への汚染水流出やタンクからの汚染水漏えい問題に対し、状況を緊急かつ抜本的に改善するため、体制を強化（汚染水・タンク対策本部を設置）し各種対策に取り組んでいる。主な取り組みは下記の通り。

- ・徹底したリスクの洗い出しと組織的な対策の実施によるリスク低減
- ・現場作業者の声を反映した労働環境改善
- ・全社的なリソースの投入と国内外の知見・ノウハウを積極的に導入
- ・安全意識の一層の向上と現場力の育成強化

本年4月に発足した福島第一廃炉推進カンパニーにおいても、引き続き強力に推進していく。

汚染水・タンク対策本部の活動内容(2014年3月26日公表)

1	地下水調査分析	<ul style="list-style-type: none"> ・地下水測定データ取得 ・地下水放射性物質の流動解析
2	海水調査分析・影響評価	<ul style="list-style-type: none"> ・海水の流動解析 ・港湾外海水モニタの設置
3	汚染水・タンク総合リスク管理	<ul style="list-style-type: none"> ・汚染水漏えいリスクマップ作成 ・追加対策（予防・重層）の策定
	緊急対策	<ul style="list-style-type: none"> ・4 m盤地盤改良
4		<ul style="list-style-type: none"> ・建屋東側トレンチ対策 ・排水路の暗渠化、ルート変更 ・海側遮水壁
	各種汚染水対策検討	<ul style="list-style-type: none"> ・地下水バイパス設備の設置 ・サブドレン設備の復旧
5		<ul style="list-style-type: none"> ・陸側遮水壁の設置 ・滞留水の処理 ・建屋の止水
6	対策効果確認・流動解析	<ul style="list-style-type: none"> ・解析モデルによる予測 ・地下水調査
7	長期対策検討	<ul style="list-style-type: none"> ・タンクリプレース後の撤去タンク処理
	タンク運用強化	<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい監視（パトロール）
8		<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい監視（水位計設置） ・漏えい監視（雨水の運用等）
9	タンク建設管理	<ul style="list-style-type: none"> ・タンク建設
	タンク信頼性向上	<ul style="list-style-type: none"> ・タンク周囲の堰嵩上げ等
10		<ul style="list-style-type: none"> ・タンク上部雨どい設置 ・排水路モニタ
	汚染水処理強化	<ul style="list-style-type: none"> ・多核種除去設備（既存）の運用
11		<ul style="list-style-type: none"> ・ ” （高性能）の設置 ・ ” （増設）の設置
12	広報	<ul style="list-style-type: none"> ・国内外への情報発信の強化
	機動力強化	<ul style="list-style-type: none"> ・品質管理強化、トラブル対応強化、
13	現場、現物、現実を重視した横串機能	<ul style="list-style-type: none"> ・設備高信頼化に対する改善計画の取りまとめ

	<p>1. 現場作業の円滑化・信頼性向上に向けた労働環境の抜本改善。</p>
作業安全	<p>○作業員の被ばく低減のため、<u>敷地内の除染を実施中</u>。</p> <p><u>2年以内（2015年度末まで）に敷地内の平均線量率を5μSv/hまで低減を目標。</u> (→参考)</p> <p>○1～4号機海側の車両ガレキを全25台中24台を撤去。</p>
事務棟 休憩所	<p>○新事務棟（社員＋協力会社用）を本年6～9月日途で、建設中。</p> <p>○構内<u>大型休憩所（1200名）</u>を建設中。仮設休憩所（1000名）を設置。</p> <p>○<u>給食センター</u>を建設中。</p>
作業員 の労働 環境	<p>○中長期の作業員確保に配慮した長期契約の適用等の<u>請負工事発注方式の見直し</u></p>

組織

- 汚染水・タンク問題対策関係組織の整理・強化。
 - ・本年4月1日、福島第一廃炉推進カンパニーの設置
- 社内外総動員体制による汚染水・タンク対策関係要員の強化（約220名増）。
 - ・社内火力・工務・土木・配電部門等、およびグループ会社からの配置（約130名）
 - ・他電力等からの配置（約20名）
 - ・福島第一内の再配置、福島第二・柏崎刈羽等からの配置（約70名）

要員

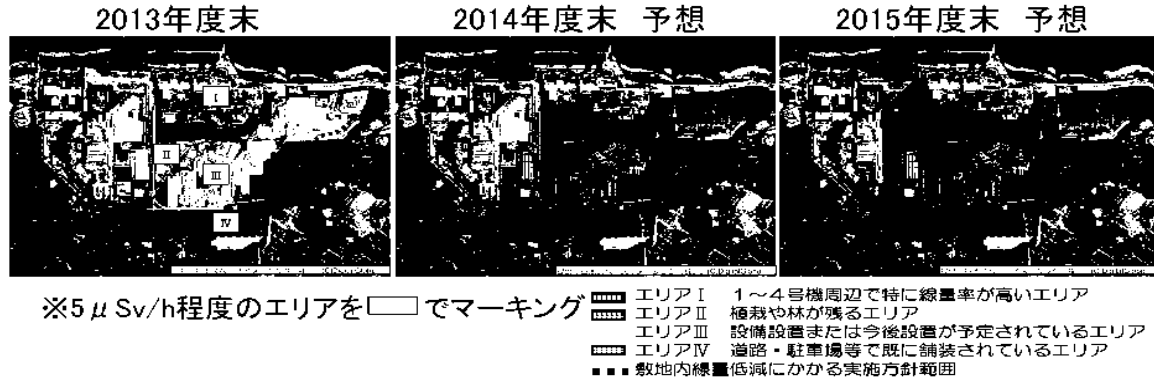
※要員強化の内訳

- ①タンク新設・リプレース等：約110名
- ②タンクパトロール：約60名
- ③安全・品質管理：約30名
- ④放射線管理（分析要員含む）：約20名

○電源設備、構内インフラ設備等の恒久化工事を順次実施中。

- フランジ型タンク全数への水位計設置を完了。
- 溶接型タンクへのリプレースを3月より開始。
- 汚染水タンクを増設中。
- 多核種除去設備(ALPS)の増設工事を実施中。

【参考：5 μ Sv/hエリアの拡大イメージ】



(3) 外部からの評価

【技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）国際顧問】

◎放射性物質核種の移行解析について

- ・ 基本モデルを早急に確立すべき。地下水バイパスや遮水壁などの各種対策が始まると、地下水の流れが変わるため、変化を追跡調査する作業が必要。
- ・ 全体像を把握するため、地下水の汚染状況のマップを作成し、トレンド解析も実施して、現象の理解に努めること。

◎汚染水貯留タンクからのオーバーフロー問題について

- ・ 客観的にリスク評価を実施し、その管理システムを導入すべき。

◎全ベータ及びストロンチウムの測定問題について

- ・ 外部機関によるチェックを活用し、より早期に発見すべきであった。
- ・ クロスチェックの依頼先として JAEA に加えて国内外の大学等の活用も検討すべき。

【原子力改革監視委員会】

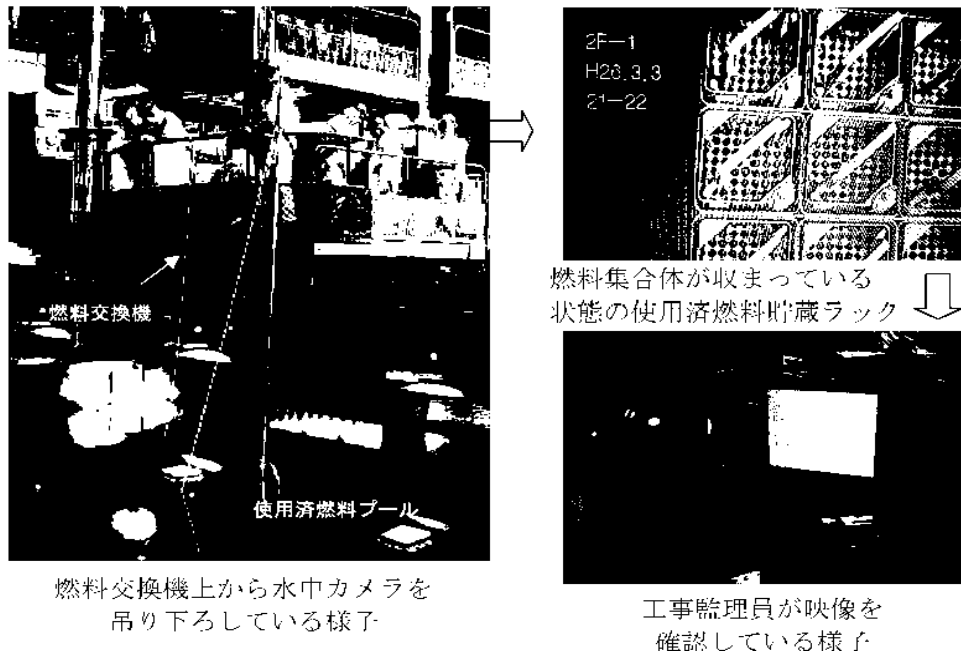
- ・ 福島第一と柏崎刈羽ではやるべきことが全く異なるため、原子力安全に関しても異なる管理が必要である。福島第一においては、廃炉・汚染水対策の経験が豊富な海外の外部専門家を積極的に活用すべき。
- ・ 4号機の燃料取出し作業については、本格的な作業開始前に、独自にレビューを行うなど、安全文化の向上の兆しが見られる。今後も安全最優先に慎重かつ丁寧な作業を進め、進捗状況については透明性をもって国内外に情報発信すること。
- ・ 福島での作業環境（食事、設備、交通手段等）が改善されたことは大きな進捗。

1. 2 福島第二原子力発電所

(1) 1号機における燃料移動準備

福島第二では、設備の維持管理簡素化の観点から原子炉内にある燃料を使用済燃料プールへ移動し、一括管理することとしており、現在、1号機で準備を進めている。その作業の一つとして、本年3月3日から6日にかけて、原子炉から移動した使用済燃料を保管するためのラック(使用済燃料貯蔵ラック)の点検を行い、燃料を安全に保管できることを確認した。

点検は、同プール上の燃料交換機から水中カメラを吊り下ろし、使用済燃料貯蔵ラックや据え付け用のボルトなどをカメラで撮影、その映像を工事監理員がチェックするという手順で行った。本点検でプール内にワイヤー付きのフック等異物を確認したが、全て回収した(2014年3月18日公表)。今後も燃料移動に関わる設備について、事前の点検を進めていく。



(2) 4号機の原子炉格納容器圧力抑制室の点検

福島第二は、引き続き安定した冷温停止を維持しているところであるが、このたび、4号機の原子炉格納容器圧力抑制室の点検・補修を完了した。

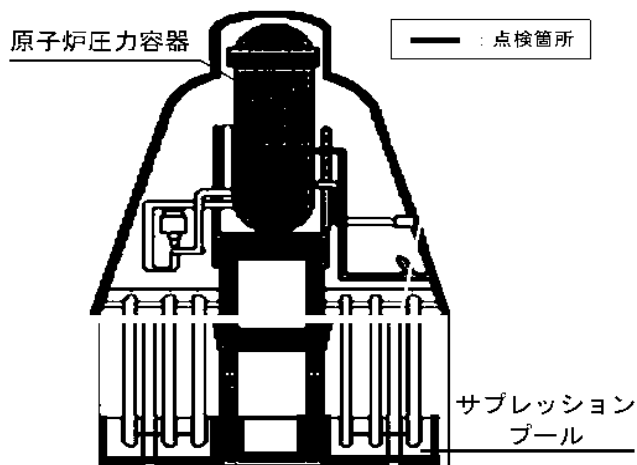
福島第二 1、2、4号機は、震災時に原子炉の圧力が上昇したため、原子炉内の蒸気を原子炉格納容器の下部にある圧力抑制室に逃がして対応した。

その際、同室内は100度以上の高温に至ったことから、4号機を代表号機として影響を評価することとし(1、2号機については今回の調査を踏まえ別途検討)、昨年2月～3月、同室内の各設備やその周辺の壁面、床面の一部に対して、水中カメラを用いた目視点検を実施した。その結果、一部にさびや塗装の剥がれたところがあった。

前回の点検結果を踏まえ、本年1月20日より、点検範囲を同室内の水中部（サブプレッションプール）の壁面と床面の全面に拡大し、水中カメラを用いた目視点検を実施し、2月21日に点検が完了した。この期間中に、今回の点検で確認された塗装の剥がれた箇所を補修した。

○点検方法

ダイバーが水中カメラで点検対象箇所を撮影し、当社監理員が撮影した映像を確認する。



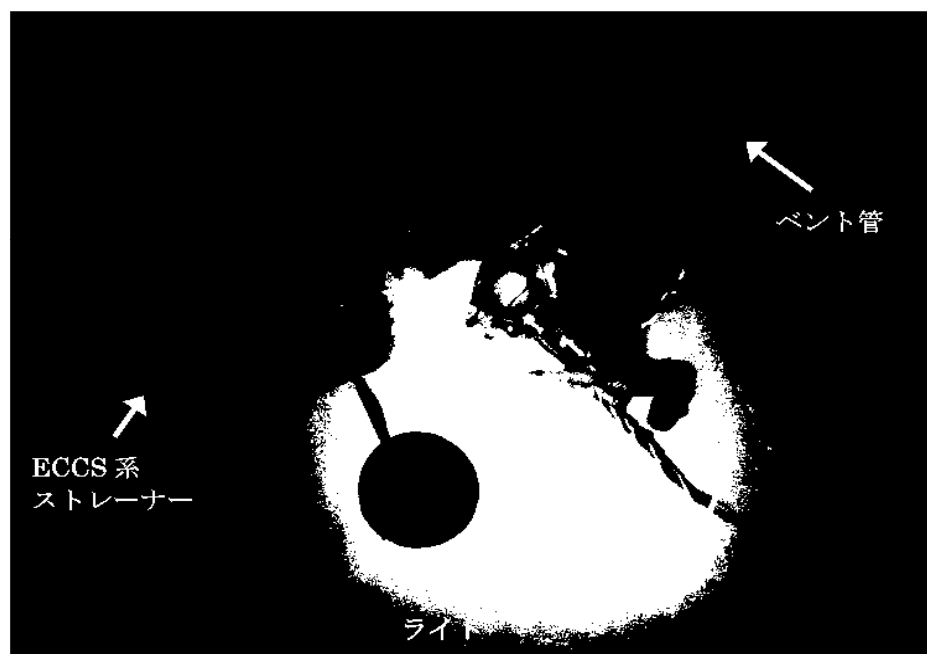
原子炉格納容器断面図（概略図）

圧力抑制室の役割

原子炉格納容器の下部にあり、原子炉圧力容器等の圧力が上昇した場合に、その蒸気を圧力抑制室内に貯蔵している水に導き冷却することで、原子炉圧力容器等の圧力を低下させる設備。

また、原子炉冷却材喪失事故時の非常用炉心冷却系の水源として水を貯蔵する役割もある。

それらの水を貯蔵しているプールをサブプレッションプールと呼ぶ。



4号機 サブプレッションプール点検の様子
(撮影日 2014年2月17日)

(3) 重大事故に備えた取り組み（電源車等配備による電源強化）

震災時の福島第一における全電源喪失事故を受け、原子炉や使用済燃料プールの冷却の維持に必要な電気を供給するため、電源車(9 台)と大容量のガスタービン発電機車(2 セット)を配備している。

電源車は、主に原子炉等に注水するポンプの電源として、プラントの近くへ移動して使用する。

ガスタービン発電機車は、通常、高台(海拔約 46m)に配置し各プラントとケーブルで接続してあり、原子炉の冷却を維持するための系統など、比較的大容量の電気を必要とするものに使う。必要に応じて移動できるよう、トラックに発電機等を積んでおり、機動力を持たせている。また、高台には、約 7 日分の燃料を保管する地下タンクを設置している。



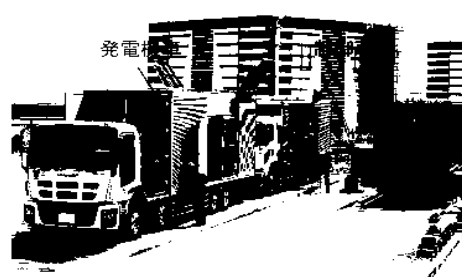
電源車からのケーブル引き出し



ガスタービン発電機車の起動操作



電源車：発電容量(500kVA)は、一般家庭約160軒分の消費電力に相当



ガスタービン発電機車：
発電容量(4,500kVA)は、一般家庭約1,500軒分の消費電力に相当

電源車やガスタービン発電機車を使用した訓練の様子

(4) 消防車を使った火災訓練による消火技能の向上について

2007 年の新潟県中越沖地震の事例を踏まえ、火災が発生した際の初動対応を迅速に行えるよう自衛消防隊を組織し、日頃から訓練に取り組んでいる。また、所内に消防用資機材(消防車 2 台、防火服、空気ボンベ等)を配備し、消火活動を実際に行えるよう備えている。

本年3月19日、自衛消防隊の消火技能の向上をはかるため、所員約40名が参加し、富岡消防署と合同で火災訓練を行った。訓練は、火災発見者による119番通報(模擬)から開始し、自衛消防隊による消防車出動から放水まで、一連の消火活動を展開した。これらの訓練を富岡消防署と連携して行うことで、より実践的な訓練となった。引き続き訓練を重ね、状況判断・対応力の向上に努めていく。



消火器による初期消火訓練(自衛消防隊)



消火訓練(自衛消防隊)



消火訓練(富岡消防署)



富岡消防署による講評

(5) 福島第一廃炉作業の支援

福島第二では、福島第一の廃炉作業の支援を行っている。

2013年度は汚染水タンクのパトロールや除染ロボット試運用(福島第二にて実施)を実施している他、現場の放射線測定や試料の分析等の放射線管理、汚染水タンク増設に関わる溶接検査への助勢、4号機使用済燃料プールからの燃料取出し作業支援、当直支援等を実施した。

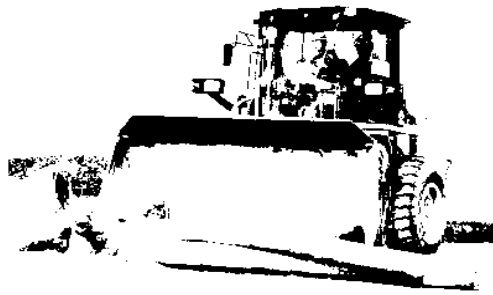
こうした福島第一の課題に対して福島第二が支援を行うことにより、より多くの社員が廃炉作業に取り組むことで、福島第一の厳しい現場作業を支えている。

当社は、今後も全社一丸となって廃炉作業の着実な実施に取り組んでいく。

1. 3 柏崎刈羽原子力発電所

(1) 各種訓練の実施状況

柏崎刈羽では、福島第一の事故を踏まえて、より安全な発電所となるように様々な訓練を繰り返し実施している。福島原子力事故以降、総合訓練を22回実施したほか、緊急時の様々な状況（夜間や降雪時など）を想定した個別訓練を、今年3月末までに延べ約2,740回実施した。



がれき除去訓練



ガスタービン発電機車の
操作訓練



衛星通信車の操作訓練

(2) 安全対策の実施状況

柏崎刈羽では福島原子力事故における教訓を踏まえた、津波による浸水防止対策や、電源と冷やす機能の確保、事故の拡大防止対策など、様々な安全対策に取り組んでいる。教訓と実施している安全対策およびその進捗状況は次の通り。

【福島原子力事故の教訓】

- ・ 津波に対する備えが不十分だった →①
- ・ すべての電源を失った場合の電源復旧や原子炉等への注水、冷却のための手段が不十分だった →②
- ・ 原子炉が損傷したときに発生する水素や放射性物質の放出を減らす手段が十分に整備されていなかった →③

① 津波による浸水を防ぎます

想定している津波の高さ：発電所取水口前面で最高6m（遡上は最高8.5m）

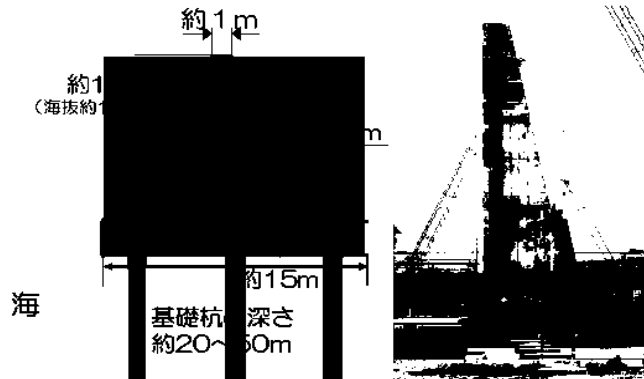
平成25年7月に施行された新しい規制基準に示された考え方や趣旨を踏まえ、これまでの3.3mから見直しました。



敷地の海側に海拔1.5mの防潮堤を建設しました

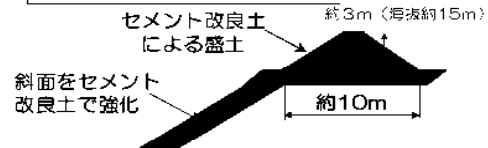
1～4号機側と5～7号機側で敷地高さが異なるため構造が異なります

1～4号機側 防潮堤



海拔約5mの敷地に、高さ約1.0m（海拔約1.5m）の鉄筋コンクリート製防潮堤を設置しました。

5～7号機側 防潮堤

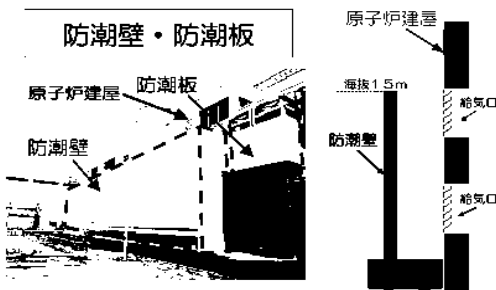


海

海拔約12mの敷地に高さ約3m（海拔約1.5m）のセメント改良土の盛土による防潮堤を設置しました。



敷地が浸水しても
原子炉建屋の中は浸水しない
ようにしました



原子炉建屋の側面の給気口を防潮壁で覆うなどして海拔15m以上から空気を取り入れるような構造に変更しました。

重要な設備のある部屋が
浸水しないようにしました

水密扉



重要な機器がある部屋の扉を水密扉にするなどして浸水を防ぎます。

配管貫通部の
止水処理



配管やケーブルなどが壁を貫通している部分をシリコンゴム材で止水処理しています。

浸水を防げなかった場合などでも
② 電源と冷やす機能を確保します

電源を多様に準備しています

プラント本来の非常用電源（外部電源、非常用ディーゼル発電機）が使えない際の対策として緊急用高圧配電盤を設置し、2箇所の高台（海拔約35m）に、速やかに電源供給が可能な空冷式ガスタービン発電機車、さらにそのバックアップとして機動性のある多数の電源車を配備しました。

空冷式ガスタービン発電機車（GTG）



高台で、軽油の燃焼ガスでタービン（羽根車）を回して電気を作ります。制御車と発電機車で1セット。

3セット配備済

電源車



高台から各号機へ電源供給できます。機動的に各号機に出動して電源供給も可能です。

23台配備済

緊急用高圧配電盤

高台から各号機へ電気を送ります。



地下軽油タンク

GTG専用5万リットルタンク3基で軽油を貯蔵しています。



注水と冷却手段を多様に準備しています

原子炉と使用済燃料プールへの注水手段として、多様な設備や手段を確保しました。

①緊急用電源を用いた既設のポンプによる注水 ②消防車による淡水注水 ③消防車による海水注水

消防車



電源がない場合でも原子炉等へ注水が可能です。

42台配備済
 （消火用3台含む）

代替海水熱交換器車



原子炉等の冷却水を海水で冷やす設備の代わりとなります。

7台配備済

貯水池

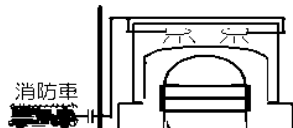


非常時に原子炉などを冷やすために、容量約2万トンの淡水貯水池を作りました。

水素爆発と放射性物質の拡散を防ぎます

格納容器頂部水張り設備

外部から格納容器頂部外側に注水して冷却し、水素の漏えいを防ぎます。



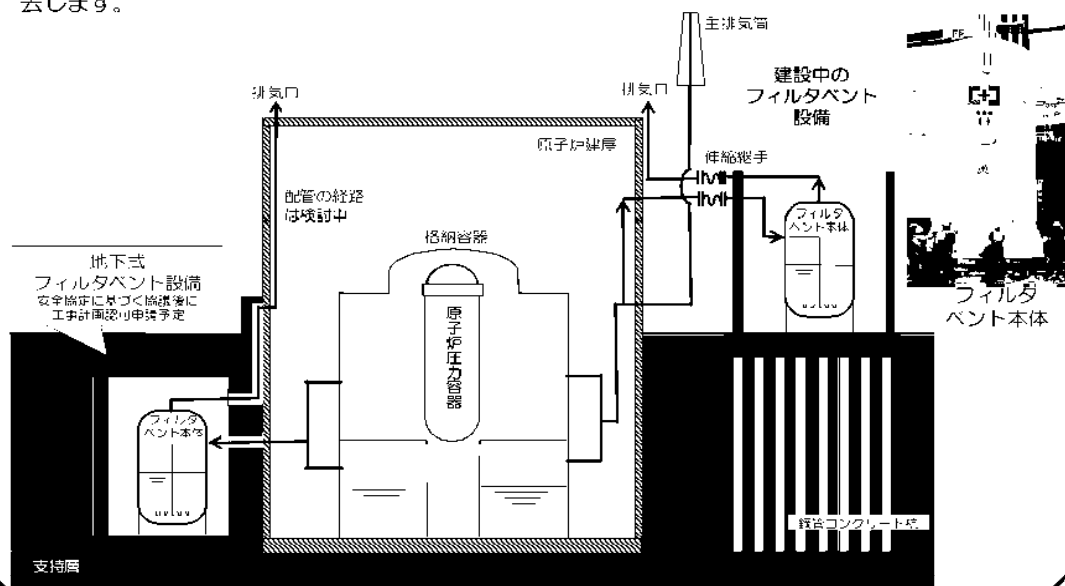
原子炉建屋水素処理設備



格納容器から漏えいした水素を電気を使わず触媒により処理して水素濃度を低減します。

フィルタベント設備

格納容器内圧力が上昇し、発生した水蒸気や水素を外部に出さねばならない際に、長期的な土地汚染を防ぐため、フィルターを通して粒子状の放射性物質（放射性セシウム）を99.9%以上除去します。



事故対応拠点を整備します

免震重要棟の改善

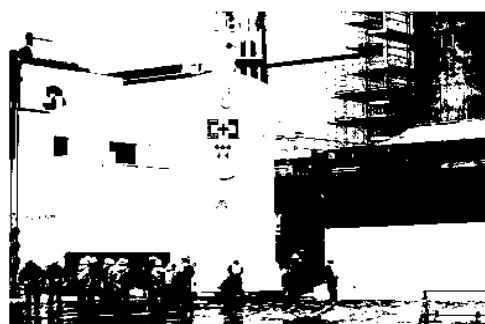


緊急時対策室（訓練時）

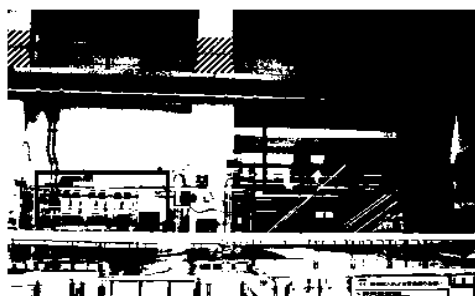
中越沖地震の反省を踏まえ設置した免震重要棟は、震度7クラスの揺れを1/3～1/4程度に低減でき、事故時の対応拠点となります。

福島事故対応を踏まえ、建物内の汚染拡大の防止や人員の被ばく防止対策などを実施しています。

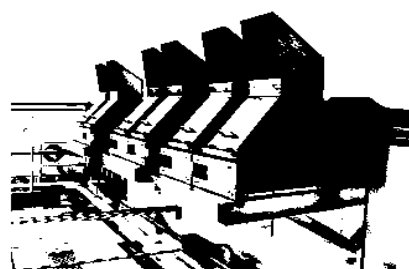
なお、第4四半期の主な進捗としては、6号機のフィルタベント設備¹の容器本体設置工事を開始。その他、5、6号機の原子炉建屋水素処理設備²の設置完了などを実施した。



6号機 フィルタベント本体設置工事



6号機 原子炉建屋（最上階）



6号機 原子炉建屋水素処理設備



対策前



対策後

1号機 ケーブルトレイ止水対策（浸水防止対策の信頼性向上）

¹ 原子炉格納容器内の蒸気や水素を排出して炉心損傷を防止する役割と、炉心損傷に万一至ってしまった場合に、原子炉格納容器内の蒸気や水素がフィルタ装置を通過する過程で希ガスなどを除く粒子状放射性物質を99.9%以上取り除いて敷地外の土壌汚染を大幅に抑制する役割を持った設備。

² 原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素を、電気を使わず、触媒の働きにより酸素と結合させ水素濃度を低減させる設備。

柏崎刈羽原子力発電所における安全対策の実施状況

2014年3月末現在

項目	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機
I. 防潮堤（堤防）の設置	完了				完了		
II. 建屋等への浸水防止							
（1）防潮壁の設置（防潮板含む）	完了	完了	完了	完了	海拔15m以下に開口部なし		
（2）原子炉建屋等の水密扉化	完了	検討中	検討中	検討中	完了	完了	完了
（3）熱交換器建屋の浸水防止対策	完了	完了	完了	完了	完了	－	
（4）開閉所防潮壁の設置※	完了						
（5）浸水防止対策の信頼性向上（内部治水対策等）	工事中	検討中	検討中	検討中	工事中	工事中	工事中
III. 除熱・冷却機能の更なる強化等							
（1）水源の設置	完了						
（2）貯留堰の設置	完了	検討中	検討中	検討中	完了	完了	完了
（3）空冷式ガスタービン発電機車等の追加設備	完了						
（4）－1 緊急用の高圧配電盤の設置	完了						
（4）－2 原子炉建屋への常設ケーブルの布設	完了	完了	完了	完了	完了	完了	完了
（5）代替水中ポンプおよび代替海水熱交換器設備の配備	完了	完了	完了	完了	完了	完了	完了
（6）高圧代替注水系の設置※	工事中	検討中	検討中	検討中	工事中	工事中	工事中
（7）フィルタベント設備の設置	工事中	検討中	検討中	検討中	工事中	工事中	工事中
（8）原子炉建屋トップベント設備の設置	完了	完了	完了	完了	完了	完了	完了
（9）原子炉建屋水素処理設備の設置	完了	検討中	検討中	検討中	完了	完了	完了
（10）格納容器頂部水張り設備の設置	完了	検討中	検討中	検討中	工事中	工事中	完了
（11）環境モニタリング設備等の増強 ・モニタリングカーの増設	完了						
（12）高台への緊急時用資機材倉庫の設置※	完了						
（13）大湊側純水タンクの耐震強化	－				完了		
（14）コンクリートポンプ車等の配備	完了						
（15）アクセス道路の補強	完了	－	－	－	－	－	－
（16）免震主要棟の環境改善	完了						
（17）送電鉄塔基礎の補強※・開閉所設備等の耐震強化工事※	工事中						
（18）津波監視カメラの設置	工事中						

※当社において自主的な取組として実施している対策

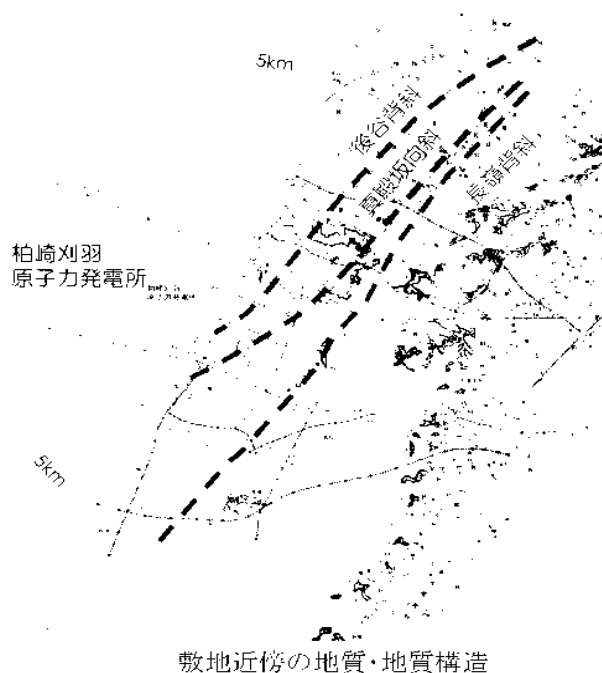
(3) 新規制基準の適合性審査の状況

6、7号機について新規制基準への適合性確認の審査を受けるため、昨年9月27日に原子力規制委員会に対して、原子炉設置変更許可、工事計画認可および原子炉施設保安規定変更認可の申請を行っている。その後、原子力規制委員会による本格的な審査が開始され、本年1月24日には6、7号機に関する敷地近傍および敷地の地質・地質構造について審査会合が開かれている。また、原子力規制委員会による現地調査が2月17、18日に実施された。今後とも、当社は審査に真摯に対応し、評価していただく。

a. 敷地近傍および敷地内の地質・地質構造に関する当社の評価

①敷地近傍の地質・地質構造

柏崎刈羽原子力発電所敷地および敷地近傍には褶曲³構造が認められ、後谷背斜、真殿坂向斜、長嶺・高町背斜の3つが分布している。これら褶曲構造については反射法地震探査⁴やボーリング調査等の地質調査を行い、褶曲構造を覆う中期～後期更新世の地層に変位や変形がないことを確認しており、少なくとも活断層と認定される基準である後期更新世以降（約12～13万年前）の活動性はないため、これらは活断層ではないと評価している。

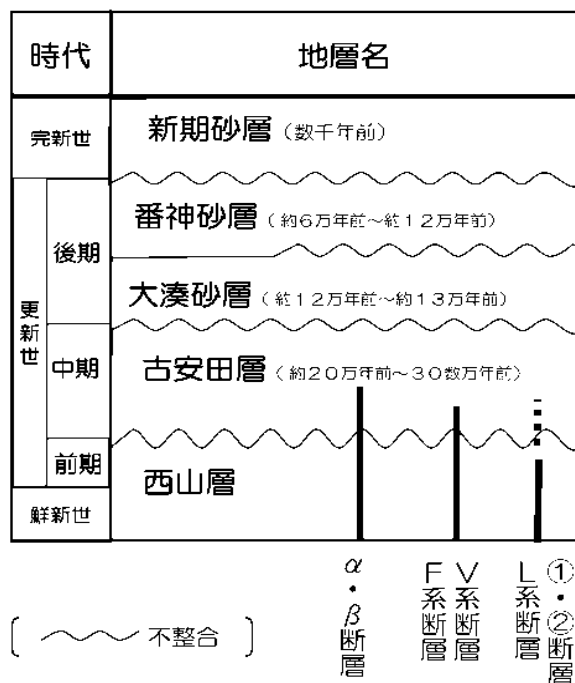


³ 褶曲とは、地層の側方から力が作用し、地層が曲がるように変形したもの。曲がった地層のうち山にあたる部分を背斜、谷にあたる部分を向斜という。

⁴ 反射法地震探査とは地表で人工的に震動や音波による波を発生させ、地下から反射してくる波を測定・解析することで地下構造を探索する方法。

②敷地内の地質・地質構造

敷地内には、高角度の α ・ β 断層およびV系断層、低角度のF系断層、L系断層などの小規模な断層が分布している。これらの断層については、建設時および中越沖地震後に実施した試掘坑やボーリング調査、さらに昨年実施した追加ボーリング調査等により、断層を覆う中期更新世に堆積した古安田層までにとどまり、大湊砂層（約12～13万年前に堆積）に達しておらず、古安田層の堆積終了以降（約20万年前）より新しい時代の活動性はないことから、これらの断層は活断層ではないと評価している。

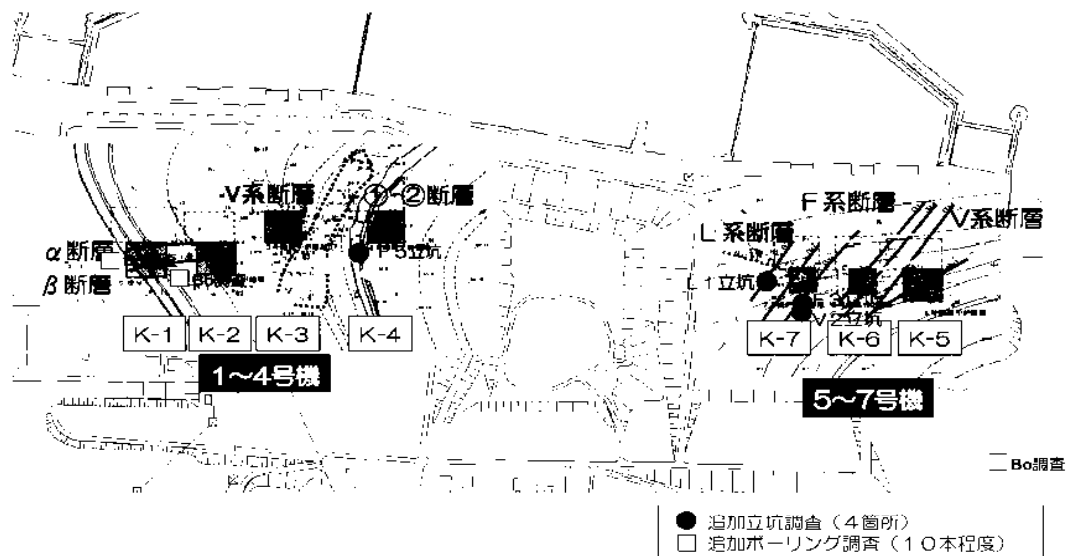


敷地の地質層序と既往評価

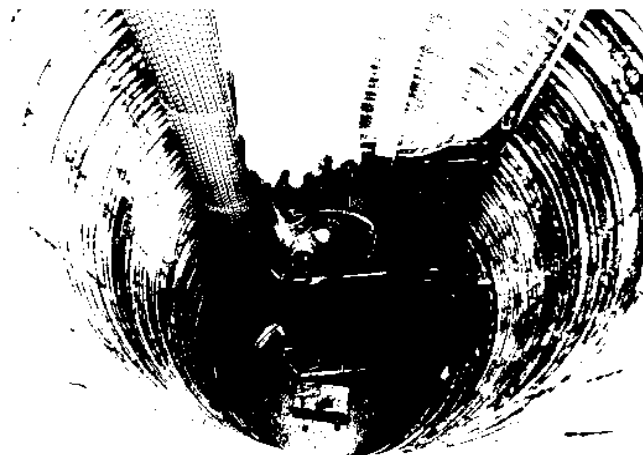
b. 追加地質調査

本年1月24日に開催された原子力規制委員会の審査会合において、さらなるデータの拡充を求められている。当社は、これを受けて敷地近傍の褶曲構造の活動性に関わる追加地質調査計画および敷地内断層の直接確認に関わる追加調査計画を策定し、2月17、18日に行われた原子力規制委員会の現地調査において、その内容が概ね妥当とされている。

追加調査については、引き続き原子力規制委員会とよく相談して十分なデータが得られるように対応していく。



敷地内の断層分布および追加地質調査計画



F3 立坑の追加掘削状況

(4) 外部からの評価

【原子力改革監視委員会】

- ・ 緊急時対応のための全体演習、個別設備の訓練が繰り返し行われており、これまでの訓練を踏まえて多くの改善がなされている。
- ・ 今後は、多種多様な条件を設定した訓練や外部との共同実施に取り組むことが必要。
- ・ 福島第一事故の教訓を踏まえた多重、多層の安全対策が着実に進められており、安全性が向上してきている。

2. 2013 年度の主な事故トラブルの振り返り

2. 1 事故トラブル原因と対策

2013 年度は、主に福島第一において以下に示す事故トラブル⁵が続いた。

- A： ネズミによる停電事故に伴う使用済燃料プール冷却停止（2013 年 3 月 18 日発生）
- B： ネズミによる停電事故に対する再発防止作業中に地絡停電事故（2013 年 4 月 5 日発生）
- C： 地下貯水槽からの汚染水の漏えい（2013 年 4 月 5 日確認）
- D： タービン建屋東側地下水から高濃度のトリチウム等を検出（2013 年 6 月 19 日公表）
- E： 汚染水の発電所港湾内への流出に関する公表問題（2013 年 7 月 26 日公表）
- F： H4 エリアタンクのフランジ型タンクから約 300 トンの汚染水漏えい（2013 年 8 月 19 日確認）
- G： B 南エリアのタンク上部天板部からの汚染水漏えい（2013 年 10 月 2 日確認）
- H： 汚染水処理設備淡水化装置（逆浸透膜装置）R0-3 からの漏えい（2013 年 10 月 9 日発生）
- I： ストロニウム 90 の分析結果の公表遅れ（2014 年 1 月 8 日公表、2 月 5 日調査結果公表）および数え落とし（2014 年 2 月 6 日公表）
- J： 2 号機原子炉圧力容器温度計に誤った電圧をかけたために当該温度計が故障（2014 年 2 月 18 日発生）
- K： H6 エリアタンク上部天板部から約 100 トンの汚染水漏えい（2014 年 2 月 20 日確認）
- L： 埋設ケーブル損傷による 4 号機使用済燃料プール冷却停止（2014 年 2 月 25 日発生）
- M： 多核種除去設備（B）系出口水の放射能濃度上昇に伴う J1 エリア処理水タンクの汚染（2014 年 3 月 18 日確認）

これまで、この状況を解消するための組織的な対応として、以下の対応をとった。

◎ 「福島第一信頼度向上緊急対策本部」

2013 年 4 月 7 日に社長を本部長とする「福島第一信頼度向上緊急対策本部」を設置し、徹底的な現場調査に基づく設備リスクを把握するとともに、運営管理上の問題点を洗い出し、対策を検討して優先度を定め計画的に実施している。

⁵ 個々の事故トラブルの詳細と具体的な対策については東京電力ホームページを参照
http://www.tepco.co.jp/index_j.html

配管やケーブル類への防護といった設備改善等については、引き続き 2014 年度においても計画的に実施していく。

◎ 「汚染水・タンク対策本部」

2013 年 8 月 26 日に社長直轄の「汚染水・タンク問題対策本部」を設置し、体制の強化を図り、プロジェクト管理リーダーの指導・助言を受けながら、対策本部内の各チームが目的・目標、スコープ、スケジュール等を明確にしたプロジェクト管理を行っている。

この体制は、「既存の枠（限界意識）にとらわれず」に現状を改善するための基盤となり、組織力を発揮して汚染水問題に関する全般的なリスクの洗い出しと予防的、重層的な対策を着実に実施している。

○徹底したリスクの洗い出しと組織的な対策の実施によるリスク低減

・1 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し作業の被ばく低減

遮へい体を設置し平均被ばく線量を約 56%低減

燃料交換機トリップ上は 0.055mSv/h から 0.025mSv/h に約 55%低減

○現場作業者の声を反映した労働環境改善

・労働環境を抜本的に改善し、現場作業の円滑化と信頼性を向上

敷地内の除染：平均 $5\mu\text{Sv/h}$ を目指し、敷地南側エリアを除染

伐採、表土剥ぎ、天地返し、アスファルト施工等を実施中

新事務棟や大型休憩所の設置

作業員労務費の割増分の増額

○全社的なリソースの投入と国内外の知見・ノウハウを積極的に導入

・社内外総動員体制による対策要員の増強（220 名増）

○安全意識の一層の向上と現場力の育成強化

・安全・品質管理部門を統括する「安全品質担当」の設置

◎ 「福島第一廃炉推進カンパニー」

両対策本部は、本年 4 月 1 日から「福島第一廃炉推進カンパニー」に吸収される形で発展的に解消したが、その機能は本店と現場が一体となったプロジェクトマネジメント体制の強化として継承されている。

廃炉作業の多種多様な課題に的確に対応するため、カンパニー経営層は「プロジェクト定義書」によりプロジェクトの目的・目標・成果の仕様等を示し、各プロジェクトの責任および責任範囲を明確化する。

また、部門横断的なプロジェクトによる業務遂行体制を有効に機能させるため、設備単位で管理する部やグループ等の組織とは別に、プロジェクトの目的を達成するように工程、リスク、予算を管理・調整し、責任を持ってプロジェクトを推進する「プロジェクトマネージャー」をカンパニープレジデントが任命する。

◎ 全社支援体制

福島第一信頼度向上緊急対策本部および汚染水・タンク対策本部において、福島第一の現場に残っているリスクの抽出のため、対象となる設備に応じて、工務、配電、建設、火力の各部門による現場調査チームを結成して現地調査を行った。

さらに、昨年9月以降、汚染水対策のため220名の要員強化を実施しており、このうち、工務、配電、建設、火力等の社内各部門および協力会社から約130名を原子力部門への応援に配置している。

このように、福島第一の廃炉作業は全社をあげて取り組んでおり、この体制はカンパニー設立後も継続し、全社一丸となって進めていく。

2. 2 事故トラブルの背後要因

福島第一は、放射線量が高い厳しい環境下で、複数の原子炉を同時に廃炉にするというかつてない作業を行っている。事故直後の1～2年間は、応急的に新たな設備を多数持ち込み、多くの作業が錯綜する中で工程に追われて作業を実施してきた。そのため、新たな設備に対して十分な設計レビューや運転に習熟するための訓練などが十分に行えていなかった状況があった。

しかしながら、2013年度は事故後2年を経過し、火事場のような状態から脱却し、原子力設備本来の安全管理のレベルに復帰すべき年であったが、前記の様な事故トラブルが続いてしまっている。

これらの全ての事故トラブルに共通して、現場・現物・現実を見極めて対応していくことができておらず、その結果、管理が十分に行き届いていなかった。

さらに、管理が十分に行き届かなかった背後要因について、福島原子力事故を防げなかった背後要因と考えている「安全意識」「技術力」「対話力」の3つの観点から分析してみると、以下の様にそれぞれに同様の問題があることが示された（添付資料1、添付資料2）。

「安全意識」

福島第一では、事故以降の厳しい作業環境と限られた時間的制約の中で、応急的な設備形成や運営から抜け出すことができず、あるべき姿を求める余裕がなかった。しかしながら、経営層や原子力リーダー⁶は、事故トラブルが繰り返し発生することにより、いつまでも余裕がない運営が続くという悪循環を断ち切ることができなかった。このため、自身はもちろん組織全体の「安全意識」を高めて、福島第一は特殊な状況であるため通常の原子力設備よりも劣った安全レベルでもやむなしという考えを、もっと早期に一掃せねばならなかった。

⁶ 原子力担当執行役・執行役員、福島第一廃炉推進カンパニープレジデント兼CEO、福島第一安定化センター所長（2014年3月31日まで）、原子力発電所長・建設所長、本店（コーポレート）および福島第一廃炉推進カンパニーにおける原子力関係部長および同等以上の職位の者（フェローを除く）

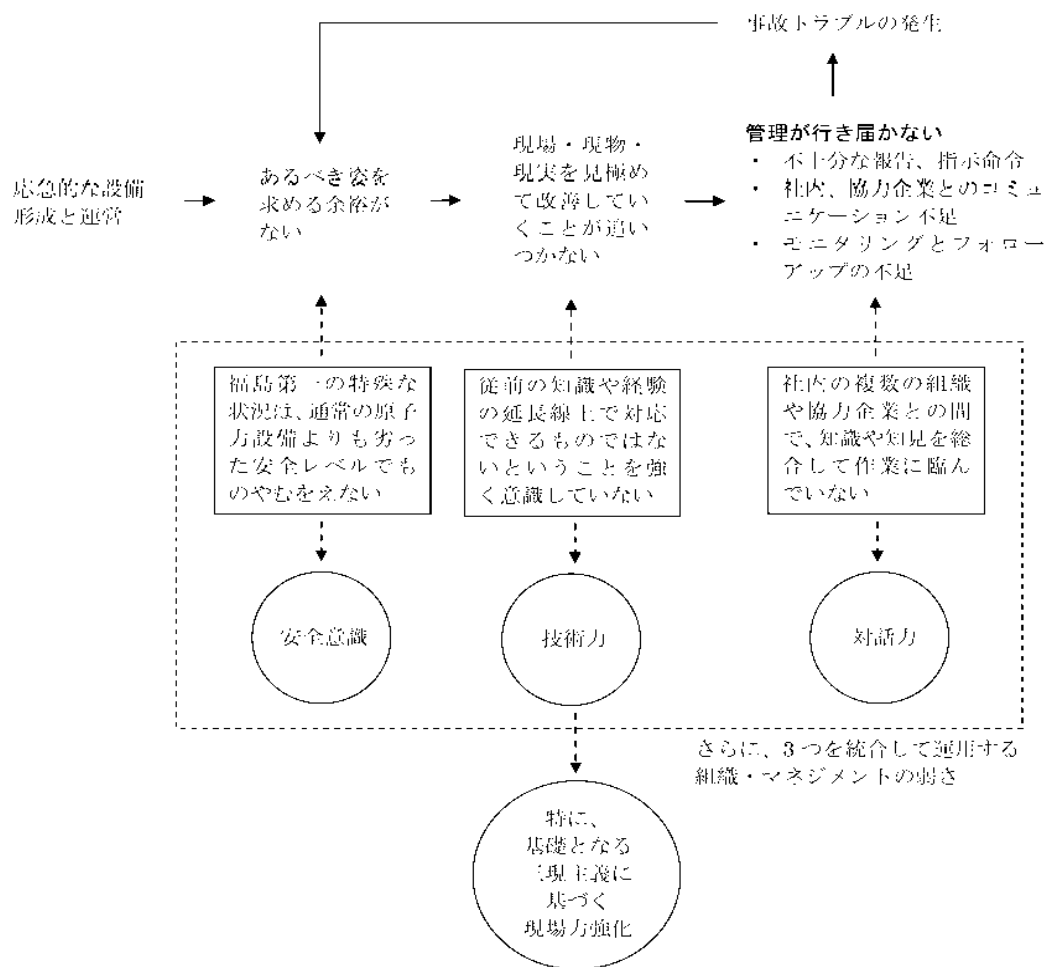
「技術力」

設備が整っている通常の発電所と異なり、福島第一は原子炉建屋の水素爆発や放射性物質の放出の影響が残る中、外部冷却、汚染水の発生といった過去に経験したことのない課題が数多く発生する廃炉作業に取り組んでいる。また、仮設設備の早期設置を余儀なくされる等、過去の建設・発電所運営で長年培った経験知が通用しない状況がある。

こうした中、新たな設備に対して自らの「技術力」の不足を認識しながらも、計画的な準備が十分にできないまま、作業を進めざるを得ないこともある。

したがって、現在建設したり運用したりしている設備は、従前の知識や経験の延長線上で対応できるものではないことをあらためて強く認識し、福島第一の特異な現場環境に応じた、現場・現物・現実をよく見極めて基本に忠実に対応していく、一人ひとりの技術力であるところの「現場力」を備えていくことが必要である。

これは、一朝一夕にできることではなく、組織を挙げて地道に取り組んでいかなければならない。



事故トラブルの背後要因分析

「対話力」

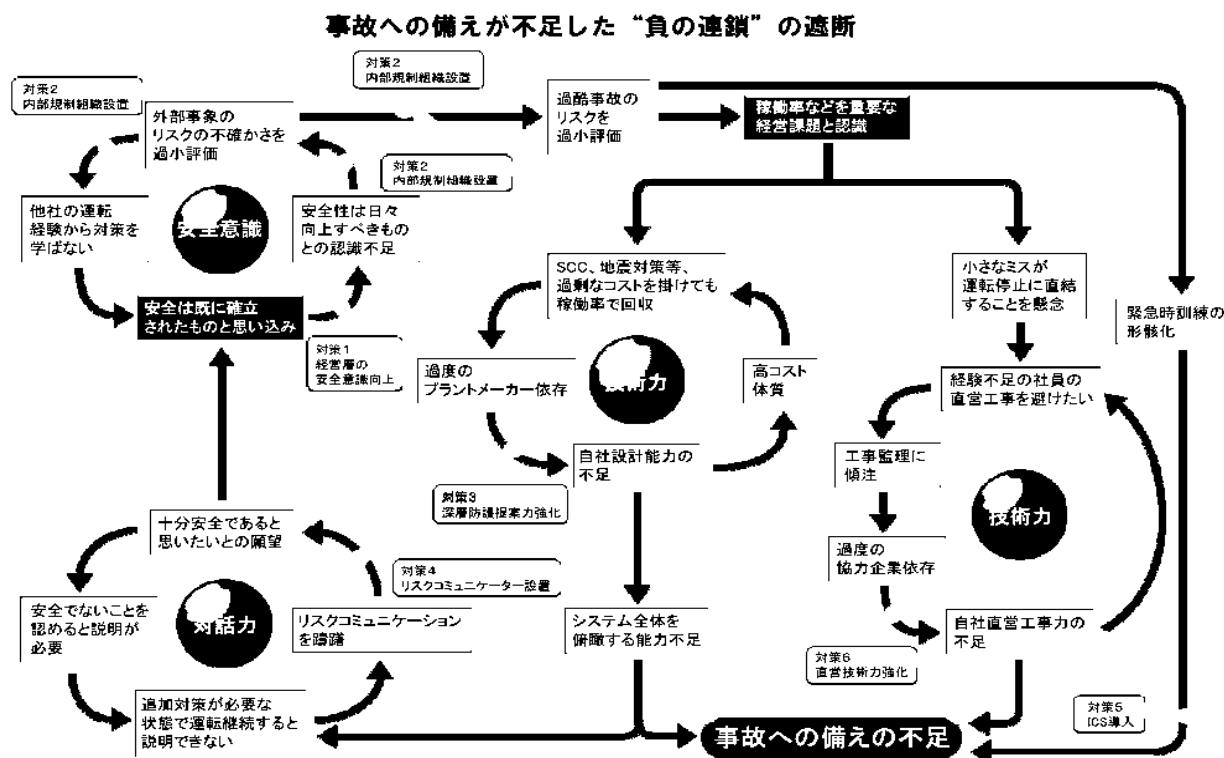
福島第一原子力事故の背後要因として、当社に不足している対話力を挙げている。これは、対話力のなさが、社会に対して安易に安全を押しつけて「安全神話」を生み出した原因と考えたためである。そこで、社会の目線に立って全てのリスクを公表する姿勢と分かりやすい説明を行うことに取り組んでいる。

それに加えて、福島第一原子力発電所での事故トラブルを振り返ると、社外への対話力不足に加えて、社内組織間や発電所の協力企業の方達との対話力が足りないことが見いだされる。

即ち、福島第一では、日々状況が変化する新しい設備に対し、社内外の力を結集して対応する必要があるが、そのために、協力企業を含めて複数の組織間で、知識や知見を共有し緊密に連携して作業に臨むための十分な「対話力」が必要であったが、これが不足していた。

3. 原子力安全改革プラン（マネジメント面）の進捗状況

原子力安全改革プラン（マネジメント面）の進捗状況については、原子力部門がもつ構造的な問題を助長する、いわゆる「負の連鎖」を断ち切るための6つの対策ごとに、それぞれ2013年度「第4四半期の実施事項」、「2013年度の自己評価」としてまとめた。なお、対策1～6の具体的なアクションプランの評価と課題については、添付資料3に示す。



3. 1 対策1 経営層からの改革

(1) 第4四半期の実施事項

- 原子力リーダーに対する「行動指標に関する360度評価」（評価対象期間：昨年10月1日～12月31日）を本年1月に実施。上司、同僚、部下による行動観察結果を集約し、行動指標と本人意識のギャップを認識するよう本人へフィードバック。
- 2月17日に、原子力リーダーによるグループ討議を実施。アウトプットとして、各自「原子力安全に対する決意表明」を宣言。主な決意表明は、以下の通り。

- ・ 進むべき方向を明示し、その動きを加速させまた継続的に改善する。
 - ・ 日々、安全レベルを高め続け、世界最高の安全意識、技術力、対話力を持つ原子力事業者になる。
- 原子力リーダーによる決意表明に続いて、2月から3月にかけて管理者層、各グループでのグループ討議を順次実施し、原子力部門全職員が原子力安全に対する決意表明を実施。主な決意表明は、以下の通り。
- ・ 業務に際し、常に安全の観点を忘れずに強く意識した上で、問いかける姿勢と学習していく姿勢を発揮し、安全を最優先に実践する。
 - ・ 私の業務が原子力安全に繋がっていることを意識し、責任を持って業務に取り組む。
- 経営層と各発電所ミドルマネジメントとの直接対話を2月から開始。原子力経営層とミドルマネジメントとの直接対話では、
- ・ 「原子力安全改革プラン」を「読む」ということと「理解する」ということはレベルが異なる。今回、あらためて原子力経営層から時間をかけた説明を聞いて理解が進んだが、もっと早くやって欲しかった。
 - ・ 失敗すれば非難される。これではチャレンジする気にならない。
 - ・ 原子力安全改革が重要であることは分かるが、改革プランと自分の業務の関係が薄いものをどのように業務計画に落とし込めるかは不安。原子力改革特別タスクフォース事務局のサポートが欲しい。
- といった意見が出ており、改善ポイントとして着目し取り組む。
- 廃炉推進カンパニーの対象者に対して、原子力リーダーに必要な安全に関する知識を高めるための研修（福島第一の原子力防災等）を実施（3月28日）。

（2）2013年度の自己評価

4月以降、福島原子力事故の総括について経営層および原子力リーダー間での討議を通じて共通認識を醸成する活動を実施した。また、原子力防災に関する知識習得やIAEAによる安全文化セルフアセスメントの手法等の習得のための研修を実施した。

その結果、経営層や原子力リーダー間の議論は従来よりも活発になったものの、組織全体の安全意識の向上までには至っていない。

原因としては、原子力リーダー間で、「原子力安全改革プラン」や福島第一で繰り返し発生している事故トラブルの背景と安全意識、技術力（現場力）、対話力との関連などについて、徹底した議論が足りなかった。

さらに、経営層や原子力リーダーから組織全体に向けて、安全文化向上のための期待事項を明確に発信できていなかった。

3. 2 対策2 経営層への監視・支援強化

(1) 第4四半期の実施事項

- 本年1月に原子力安全監視室から発出された、福島第一1号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しおよびマネジメント面に関する改善提言に対して、原子力部門は改善を図った。具体的には、燃料取り出し作業エリアに追加の遮へいを設置し被ばく低減の改善を行った。また、マネジメント面に関する提言に対しては、原子力経営層によるミドルマネジメントとの直接対話、安全に関する議論を行う会議体（原子力発電保安委員会、原子力リスク管理会議等）の活発化等の改善を行っている。
- 3月7日、原子力安全監視室長より、過去半年を観察し評価してきた内容を取締役会に報告。主な内容は以下の通り。

現在、多くの分野で改善の「萌芽」が見られつつあるが、世界のトップクラスの原子力安全とはまだ乖離があり、引き続きやるべきことは多い。

 - a. 福島第一における安全を管理するための枠組みが定義されておらず、安全ハザードに関わる作業の優先順位の付け方や、承認プロセスが未だに明確になっていない。
 - b. 福島第一の廃炉ロードマップについて安全に関するリスク（特に被ばく線量）が評価されておらず、被ばく線量を抑制しようとするロードマップ達成が遅れるリスクとなり得る。
 - c. 変更管理に関する明確な手順（チェンジマネジメントプラン）が適用されておらず、現在進められている組織改編にも適用されていない。その結果、福島第一廃炉推進カンパニー設置目的の達成状況の評価方法、組織改編に伴うリスクとその対策が定まっていない。
 - d. 原子力安全文化とパフォーマンスを向上させるためのアクションプランがシニアマネジメント（原子力リーダー）により引き続き構築され、主導されるべきである。
- 2013年度第4四半期において原子力安全監視室は、主に以下の項目について監視活動を実施。
 - a. 福島第一1～4号機の安定化への取り組み（海水配管トレンチ汚染水対策、放射線防護、自然災害対策）
 - b. 柏崎刈羽の安全性向上への取り組み（重大事故対策の実効性、個別対策適用状況、運転部門の体制）
 - c. 原子力部門における原子力安全最優先への取り組み（「原子力安全改革プラン」の効果的推進（安全文化浸透度、安全情報を活用するプロセス）、原子力安全に関するマネジメントとガバナンス（国際的な専門機関による第三者評価のフォローアップ活動））



福島第一職員へのインタビューの様子



原子力安全監視室による柏崎刈羽
緊急時訓練の観察の様子

(2) 2013 年度の自己評価

原子力安全監視室（室長：ジョン・クロフツ）を設置し、監視室要員の教育訓練を重ね、同室による監視活動の実施および指摘・提言を開始した。

原子力部門は同室からの安全文化や組織マネジメントに関する改善提言事項の実践を開始したが、世界のトップクラスの原子力安全を達成している組織との差はまだ大きく、引き続きやるべきことが多いとの評価を受けている。

3. 3 対策3 深層防護提案力の強化

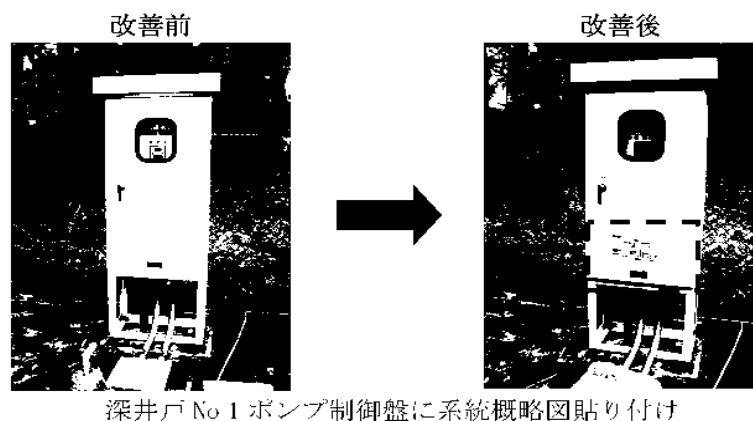
(1) 第4 四半期の実施事項

➤ 安全性向上コンペ

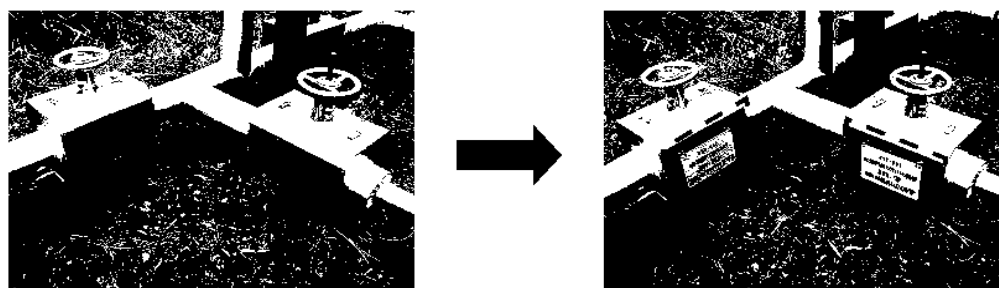
優良提案（12 件）の実現に向けた取組みを各発電所にて順次開始。これまでに実現させた優良提案は、福島第二の1 件で以下の通り。

- ・ 原子炉冷却等に必要な冷却水（淡水）を河川から取水する設備が事故時に喪失した場合に、地下水を的確に取水できるよう、地下水取水設備のポンプ・弁に表示札を設置した。

また、本活動の名称を、活動の目的である技術力強化に見合うように「安全向上提案力強化コンペ」に変更。さらに、現場で改善が望ましい事柄に気付くこと自体が技術力を強化する上で重要と捉え、新たに「改善した方が原子力安全の向上に繋がると考える事柄（ニーズ）」を募集する仕組み（ニーズの募集）を試験的に追加導入。2014 年度第1 回の募集を開始（3 月）。



深井戸 No 1 ポンプ制御盤に系統概略図貼り付け



深井戸バックアップライン弁銘板取付け
地下水取水設備への表示札設置（福島第二）

➤ 国内外の運転経験（OE：Operation Experience）情報

2013 年度分の情報の内、第 4 四半期までに 505 件（第 1 四半期：108 件，第 2 四半期：69 件，第 3 四半期：157 件，第 4 四半期：171 件）について分析を完了。影響評価が必要と判断された 12 件の内、7 件の影響評価を完了し発電所へ対策を指示（例：2012 年 1 月 30 日、米国バイロン 2 号機で 3 相交流電源の 1 相開放故障が発生。この故障を検知できなかったため、非常用電源各相の不平衡が継続し、安全系機器が停止。当社では当該故障を検知する継電器が設置されているが、検知できない場合に備えた操作手順の追加を指示）。

また、2012 年度以前の運転経験情報については、283 件全ての分析を完了。影響評価が必要と判断された 21 件の内 17 件について、影響評価を完了し発電所へ対策を指示（例：2011 年 3 月 11 日、女川 1 号機で吊り下げ型遮断器が地震による揺れにより損傷し、短絡・地絡によるアーク放電で火災発生。当社の同タイプの遮断器に対して、揺れ止め用の架台の設置、横置き型真空遮断器への交換、当該遮断器の使用不可のいずれかの処置を実施することを指示）。

➤ ハザード分析

第2四半期に策定した分析計画に基づき、分析対象として抽出した約30件の事象について、設計基準を超えるハザードが発生した場合の原子力発電施設への影響等を順次分析し、有毒ガス、妨害破壊行為の新たに2件（累計13件）の分析を完了。その分析と対策の検討状況は、以下の通り。

- ・ 有毒ガスについては、事故を起こしたケミカルタンカーが発電所に接近するようなケースが考えられるが、クリフエッジ⁷になりにくいと推定。ただし、有毒ガスの対策（検知方法、防護装備等）については引き続き検討。
- ・ 一方、妨害破壊行為については、設計基準のレベルでは発電所への影響はないが、設計基準を超える強度の攻撃が発生した場合、クリフエッジになり得ると推定。妨害破壊行為の対策については引き続き検討。

➤ セーフティレビュー

柏崎刈羽におけるプラントウォークダウン、運転経験情報活用、事故時対応の手順書策定、緊急時訓練等の保安活動を対象に、セーフティレビューを1月より11回実施。発電所の組織的な弱点は確認されなかったが、プラントウォークダウンを継続的に実施するための改善点や、手順書策定時に使用するチェック項目に対する海外ガイド類等を参考にした改善点を抽出。

➤ エビデンス偏重⁸等に起因した業務負担の軽減

業務負担軽減効果が大きいと考えられた保全業務の設計管理と調達管理の業務プロセスについて見直しを検討。設計管理については、マニュアルが要求する以上の過剰な業務を実施することのないよう運用に関する事例集を作成する等の改善を実施。調達管理については、過剰な業務と考えられるものはなくマニュアル上の改訂点はないと判断。

➤ 保全業務プロセスのIT化

保全業務の基礎となるデータベース整備、不適合管理および作業管理プロセスの合理化を目的としたMAXIMO⁹（フェーズ1）を2013年度中に導入完了。さらに、保全プロセス全体の合理化（点検計画の立案、調達、検査・検収等の一連の業務のIT化）を目的としたMAXIMO（フェーズ2）の導入を2016年度上半期までに実現すべく検討開始。

（2）2013年度の自己評価

深層防護提案力の強化のために諸対策として、「安全性向上コンペ」、国内外の運転経験のレビューおよびレビュープロセスの見直し、徹底した自然ハザード分析を実施した。

⁷ 設計上の想定を大きく上回る津波のように、ある大きさ以上の負荷が加わったときに、共通的な要因によって安全機能の広範な喪失が一度に生じるようなこと

⁸ 業務実施過程やその結果の証拠を確保することを過度に重視してしまうこと

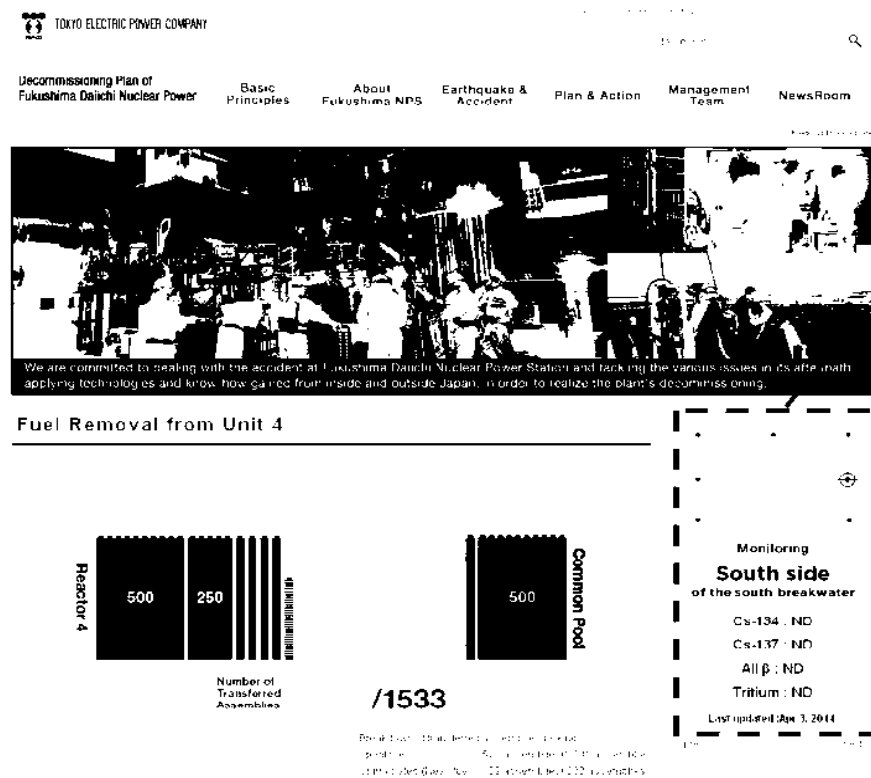
⁹ 戦略的なアセットマネジメントを実現するITソリューション

ただし、これらの諸対策の取りまとめ箇所が、対策実施の主体となりがちであり、組織全体の取り組みとなっていない。

3. 4 対策4 リスクコミュニケーション活動の充実

(1) 第4四半期の実施事項

- 原子力部門のリスク情報を収集し、経営層や原子力部門に対して対応方法等の提言を継続して実施。
- ソーシャル・コミュニケーション室は、リスクコミュニケーターに対する研修を計画的に実施しレベルアップを図るとともに、各発電所のリスクコミュニケーターは講師として、所員に対する迅速な情報発信、社会の目線等リスクコミュニケーションに関する研修を主催し、啓発活動として実践。
- 第3四半期に引き続き、分かりやすい情報発信の取り組みとして、以下を実施。
 - ・ ホームページの改善については、引き続き実施。第4四半期では、海外向けのホームページのリニューアルを実施。風評被害対策として、特に海外から関心の高い海洋の放射能測定結果を可視化し、グラフィックスなどにより分かり易く掲載。企業サイトと廃炉専用サイトを分け、必要な情報へ簡便にアクセスできるよう配慮。
 - ・ CGを活用した動画等わかりやすい資料を順次作成し、ホームページ等で発信。第4四半期では、汚染水問題への取り組みの一つである「地下水バイパス」について作成、公開。



海洋の放射能
測定結果

海外向け廃炉専用サイト

- 汚染水問題は、国際的な関心の高まりに対応するため、国内はもとより海外への情報発信を強化。汚染水問題をはじめ福島第一の状況について、リスクコミュニケーションによる在日大使館への説明を第2四半期から引き続き実施。新たに第4四半期では、福島原子力事故に関する未確認・未解明事項に関する調査・検討状況（2013年12月13日公表）について在日大使館への説明を実施。
- 福島原子力事故の記憶と記録を残し社内外に伝えていくこと、膨大かつ長期間にわたる廃炉事業の過程を体系的に資料化することは、当社が果たすべき責任の一つであり、国内外の英知の結集と努力を継続させていく上で重要であるため、これを担う「福島原子力事故・廃炉資料館（仮称）」の設立に向け、検討を開始。
- 福島原子力事故後3年目の3月11日を迎えるにあたり、当社10万人派遣プロジェクト（帰還者のみなさまのご自宅の清掃、除草、線量測定等の取り組み）の状況を示す写真パネルと映像を作成。福島への責任を全うするという社員全体の意識・一体感をさらに強めるために、各事業所に掲示。

（2）2013年度の自己評価

ソーシャル・コミュニケーション室（室長：榎本知佐）を設置し、リスクコミュニケーションを任用・配置し、活動を開始した。広く会社全体（特に原子力部門）から、一元的にリスク情報を収集・分析を行い、組織的な相談窓口となるとともに必要な指示・助言を行っている。このような活動を通じて、原子力部門やその他の部門からも、ソーシャル・コミュニケーション室への積極的なリスク情報の提供も実施されるようになってきている。

しかしながら、「汚染水の発電所港湾内への流出に関する公表問題（2013年7月26日公表）」では、同年6月19日に1、2号機タービン建屋東側の地下水から高濃度のトリチウム検出を公表した際の内容やその後の公表姿勢（港湾内への流出について約1か月間判断を留保）等について、その危うさへの忠告や是正の迫及が十分ではなかった。あらためて、ソーシャル・コミュニケーション室およびリスクコミュニケーションの設置目的に則って、組織および個人の啓発やリスクコミュニケーションの実践によって、立地地域や社会との信頼関係を醸成することを徹底する。

また、迅速な情報公開を徹底するために、福島第一原子力発電所では、新たに通報基準と公表方法を策定し（2013年9月13日公表）、事故トラブルの発生を確認してから概ね1時間以内を目安に公表するように運用している。その他、リスクコミュニケーションの第一歩は、分かりやすい情報発信であり、この取り組みの一環として、会社としてのメッセージや公表するデータの持つ意味・解釈を加えて発信するなど、プレス発表やホームページ等の改善を開始した。特に、汚染水問題や4号機燃料取り出しの解説については、動画やCG等の活用、英語による情報発信を強化した。

3. 5 対策5 発電所および本店の緊急時組織の改編

(1) 第4四半期の実施事項

- 柏崎刈羽の緊急時組織は昨年1月から、福島第一、福島第二の緊急時組織は昨年10月から ICS¹⁰に基づく体制で緊急時組織を運用中。
- 本年3月18日に実施した柏崎刈羽の総合訓練（本店も参加）では、外部組織である原子力緊急事態支援組織との連携を確認・検証するとともに、同組織から輸送したロボットを活用した操作訓練を実施。訓練の結果、原子力緊急事態支援組織との連携が機能することを確認。また、今回初めて行政機関（柏崎市、刈羽村）や実際のオフサイトセンター等の発電所外に要員を派遣し、緊急時対策本部との情報共有方法の有効性を確認。



緊急時対策本部の様子



柏崎市消防と合同で負傷者移送訓練



遠隔操作ロボット操作訓練

柏崎刈羽原子力発電所訓練風景（2014年3月18日）

- 福島第一では ICS に基づく体制を導入以降、初めての本格的な総合訓練を本年3月13日に実施。訓練には約160名の所員および協力企業作業員約50名が参加。大型竜巻の来襲に伴う設備の複数同時被災を想定し、構内作業員の避難実

¹⁰ Incident Command System（米国等で標準的に採用されている災害時現場指揮システム）

働訓練、汚染水タンク漏えい対応および原子炉注水設備復旧の実動訓練を実施し、対応能力を検証。訓練の結果、現在の緊急事態下での訓練のあり方、緊急時対応要員の基本的な行動(指示命令時の発話、受け答え等)などについて、改善点を抽出。



汚染水タンク漏えい対応訓練



緊急時対策本部の様子

福島第一訓練風景(2014年3月13日)

- 福島第二では電源車による電源供給訓練、重機操作訓練などの個別訓練を継続的に実施し、緊急時対応力の改善が進捗。個別訓練は約90回実施し、のべ約280名の所員が参加。
- 本店の緊急時組織は、昨年3月からICSに基づく体制で運用中。本店のICS体制導入当初は、立地自治体との連絡や広報体制等、対外対応に課題等があったが、実効的な体制見直しや訓練の繰り返し等により改善中。



本店訓練風景(2014年3月18日)

- 米国で体系化されているICS研修プログラムの調査を実施。日本語版資料の作成が予定されており、具体的な活用方法を検討中。

(2) 2013 年度の自己評価

ICS に基づく緊急時体制を整備し、外部専門家からの助言等を受けながら訓練を繰り返し、課題の発見と改善を実施している。

柏崎刈羽では、従前の訓練と比較すると、指示命令系統の明確化、地元自治体を含めた情報共有の迅速化に加え、意思決定の考え方の整理が図られたこともあって、緊急時組織の運用能力については一定の向上が見られる。

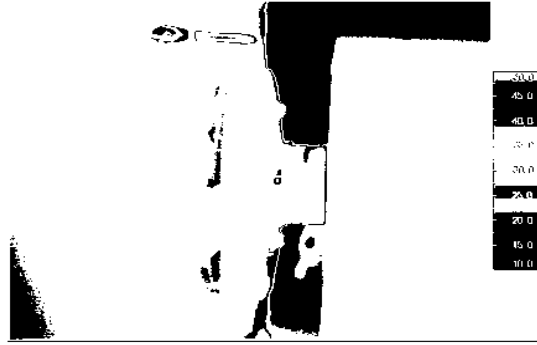
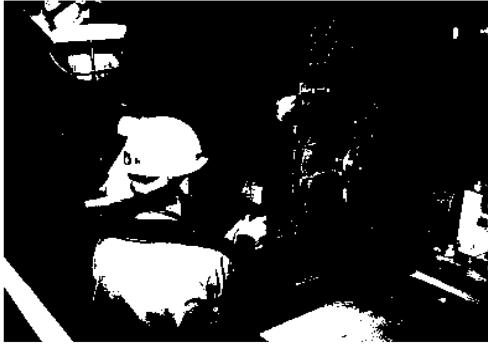
一方、本店、福島第一、福島第二の状況は、ICS の習得がまだ十分とは言えず、個人や班単位での練習が不足しており、緊急時対応の能力が向上し難い状況にある。

また、実際の事故の状況を想定して、外部機関との連携能力を確認することも必要である。

3. 6 対策6 平常時の発電所組織の見直しと直営技術力強化

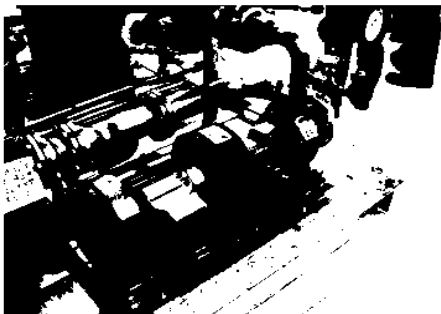
(1) 第4四半期の実施事項

- 昨年9月1日に見直しを実施した福島第二、柏崎刈羽の組織（平常時の組織）について、有効性評価を実施。放射線計測や放射線安全に関する組織を一つの部門に集約した放射線安全部などについては、組織改編の効果を確認。今後、組織改編の目的やねらいに沿った業務スキルを持った人材の育成や、組織実態に応じたリソースの再配分、業務の合理化等が課題。
- 昨年9月1日に柏崎刈羽に20名規模のシステムエンジニアリンググループを設置（システムエンジニアの専任職としては4名配置）し、当面の活動計画・養成計画を策定した上で活動を展開。さらに今後システムエンジニアとして系統レベルのプラント監視活動を開始するために準備中。なお、3年後までに35名程度の専任職を育成する計画。
- システムエンジニアは、プラント監視活動として安全上重要な系統を含む主要系統に対し、その系統が期待する機能・性能を発揮していることを、これまでの機器単位での監視に加えて、系統単位の広い視点で性能を監視。2015年1月の本格運用開始予定。
- 柏崎刈羽の運転員は、7月から緊急時組織が実施する電源車の接続訓練に参加（3月末現在の6、7号機における訓練受講者は、配置目標人数35名に対し11名）。また、消防車の接続訓練については、10月から開始（3月末現在の6、7号機における訓練受講者は、配置目標人数35名に対し41名）。また、運転員による設備診断については、6、7号機の回転機器について11月よりシステムエンジニアリンググループ支援のもと順次実施中。

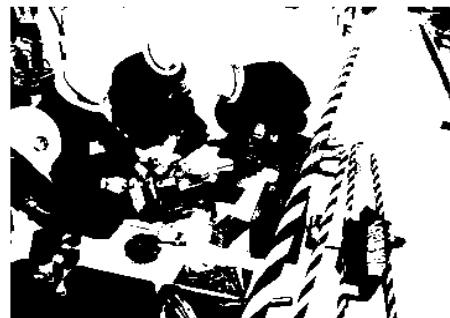


運転員による設備診断（例：赤外線サーモグラフィ診断）

- ▶ 保全員に対しては、昨年7月から各発電所において、基礎技能の強化（番線・ロープの取扱い訓練等）や直営作業を通じた訓練（電源車・ガスタービン発電機車・代替熱交換器車等の点検、緊急対策用仮設ホース引出し・電気ケーブル接続訓練、電動機交換、ポンプ軸受分解・組立、重機による整地等）を実施（本年3月末現在、3発電所合計で延べ2,629名受講：福島第一では延べ73名、福島第二では延べ1,564名、柏崎刈羽では延べ992名）
- ▶ 柏崎刈羽では技能訓練設備を用い、協力企業の指導のもとポンプ・電動機の分解、組立て、計器校正の直営作業訓練を実施。



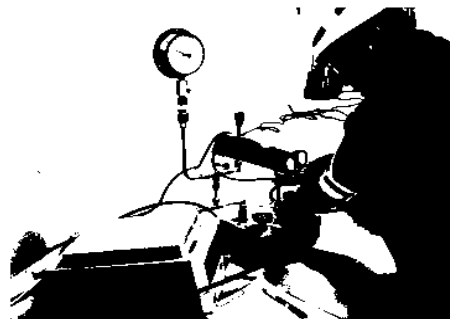
訓練対象設備



ポンプ分解・部品手入れ



電動機分解



計器校正

技能訓練設備を用いたポンプ・電動機分解・組立て訓練の状況（柏崎刈羽）

(2) 2013 年度の自己評価

昨年 9 月に、人材育成の所管箇所の強化、安全関連の部門の原子力安全センターへの統合、システムエンジニアリング力や直営技術力強化のための組織の新設など、平常時の発電所組織の見直しを行った。

また、各発電所の状況に応じたシステムエンジニア教育や直営作業の訓練により、個人の技術力およびチームの組織力を向上させている。一方、この取り組みは、福島原子力事故の教訓に基づき、直営作業を通じた緊急時対応力の強化に重点を置いているが、本来の目的は原子力安全を向上させるための改善を積み重ねていけるようになることであり、直営作業にとどまらず幅広く技術力を強化する必要がある。

3. 7 改革についての外部からの評価

原子力安全改革への取り組みについては、原子力改革監視委員会、原子力安全監視室、国際的な専門機関が第三者的な立場から評価しており、これまでに以下の指摘・提言等をいただいている。

【原子力改革監視委員会】

- ・ これまでに監視結果または委員長コメント、副委員長コメントを 5 回いただいているが、至近のもの（2014 年 2 月 3 日）¹¹は以下の 4 点である。
 - a： 期待していたよりも遅いペースではあるが、東京電力の原子力改革は、着実に進捗している。原子力安全改革は長い旅路であり、一朝一夕に改革できるものではない。原子力安全監視室の監視活動が軌道に乗ってきており、東京電力が同監視室からの改善提言を真摯に受け止め実施し始めていることは評価できる。
 - b： 東京電力は、4 号機からの使用済燃料取り出しを開始し、長期にわたる廃炉作業の大きな節目を迎えた。今後も安全最優先に慎重かつ丁寧な作業を進め、進捗状況については透明性をもって国内外に情報発信すること。汚染水問題については、予防的・重層的な対策を順次実施している他、廃炉・汚染水対策の責任体制明確化を目的とした、廃炉カンパニーへの移行を決定したことは評価できる。ただ、汚染水問題を根本的に解決するためには、汚染水・地下水の状況の全体像を的確に把握した上で、統合的なマネジメント・プランを国や立地地域と連携しつつ策定していく必要がある。
 - c： 東京電力は、公表するデータについて、そのデータにどのような意味があるのかメッセージとして発信するようになってきている。また、動画や CG を活用するなどわかりやすいコミュニケーションに努めていることは評価できる。今後とも、東京電力は透明性を重視し、何かを隠していると思われないよう留意する必要がある。

¹¹ 他のものについては、原子力改革監視委員会のホームページ参照

- d：東京電力は、原子力改革の実効性を継続的に上げることが求められる。そのためには、改革の項目ごとに進捗を計測する定量的な目標管理を行うことが必要である。

【原子力安全監視室】

- ・ 「原子力安全改革プラン」を着実に進めるため、変革管理のためのプロセス（現状をモニターし分析する仕組み、サイトの実態に即した実行計画、理解浸透計画を含む）を至急構築し、これらのプロジェクトを効果的に推進すべき（第3四半期進捗報告）。

【国際的な専門機関】

- ・ 経営層をはじめ本店と発電所の原子力リーダーのリーダーシップや安全文化の浸透、原子力安全改革の実行・浸透、本店と発電所のパフォーマンスの監視・監督について不十分である（第3四半期進捗報告）。

以上の評価や提言を踏まえて、必要な見直しを加えつつ、原子力安全改革のアクションプランを加速、推進する。

4. 2014 年度に向けての改善方針

この1年間は、原子力安全改革プランの対策1～6を着実に実施することに注力し、プレス発表やホームページ等の改善、緊急時対応力の向上や直営作業による技術力の向上といった比較的分かりやすい分野については具体的な成果として現れてきている。

しかしながら、リーダーシップ、安全文化の浸透については、具体的な成果が現れるまでに至っておらず、外部からの評価においても、リーダーシップ、安全文化、目標管理について不十分であるとの指摘を受けている。

また、「原子力安全改革プラン」を原子力・立地本部全職員が十分に理解したかという点については、昨年末の調査で「原子力安全改革プラン」を読了していない者が3～4割を占めることが判明し、とても十分とは言えない状態であった（本年3月末には全員の読了を確認済み）。

この原因は、「原子力安全改革プラン」の内容を組織全体に浸透させる努力が足りず、改革の進捗状況のモニタリングも不十分であったことによる。これについては、原子力経営層および原子力改革特別タスクフォース事務局（以下、「TF 事務局」）が、改革推進役としての役割を十分に果たしていたとは言えず、その責任は大きい。

立て直し対策として原子力経営層からの理解活動の反復とその状況をモニタリングし、理解を徹底させる体制の強化が必要である。

一方、福島第一では「安全意識」「技術力」「対話力」の不足を背後要因とする事故トラブルが続いており、特に技術力強化については、組織全員の現場力の強化につながる対策を講じる必要がある。

なお、2014 年度以降の対策1～6の具体的なアクションプランの見直しについては、添付資料4に示す。

4. 1 対策1 経営層からの改革

今後、安全意識の向上、技術力の強化、対話力の強化に向けて、経営層をはじめ本店と発電所の原子力リーダー¹²は、リーダーの期待事項の明確化、モニタリングと改革推進体制の強化、社内コミュニケーションの促進等のマネジメントを改善していく。

特に注力する事項は以下の通り。

➤ 経営層

- ・ 原子力発電が有する特別なリスクを強く認識し、その責任を負うことを深く自覚し、「安全が第一」という基本を徹底する。そのために、原子力安

¹² 原子力担当執行役・執行役員、福島第一廃炉推進カンパニープレジデント兼 CEO、福島第一安定化センター所長（2014 年 3 月 31 日まで）、原子力発電所長・建設所長、本店（コーポレート）および福島第一廃炉推進カンパニーにおける原子力関係部長および同等以上の職位の者（フェローを除く）

全文化7原則¹³⁾に沿って行動することで自らの安全意識を高め、その結果として組織全体の安全意識を高める。

- ・ 安全文化の8原則目として、経営層自ら自組織の原子力安全文化の状態を継続的に点検し、原子力事業者間のピアレビューや他組織とのベンチマークを積極的に活用して、必要な改善を迅速に行う。
- ・ 高い安全意識、技術力、対話力を有する人材育成に努め、自主的に継続して原子力安全を向上することができる組織を創り出す。
- ・ 人材育成計画を業務計画に組み入れるため、本店、発電所、グループ企業、協力企業と連携した人材育成のための計画を作成し、技能向上のためのリソースの適正な配分を行う。
- ・ ミドルマネジメントおよび現場第一線に向けて、期待事項（添付資料 5 参照）や管理者層が果たすべき役割を明確にする。
- ・ 現場第一線の職員と直接対話を繰り返し実施する。
- ・ 「原子力安全改革プラン」の実施状況をフォローし、安全文化の定着、技術力の強化、対話力の強化の状況に関わるモニタリングを強化する。
- ・ WANO の「パフォーマンス目標と基準」を活用し、自らの活動を評価し、基準に適合しているか、何を改善するかを考え実行する。
- ・ 協力企業は、当社にとって大切なパートナーであり、全ての安全規則に従い、安全行動、安全文化および価値観を共有するための、より緊密な信頼関係を構築する。

➤ 原子力リーダー

経営層の実施事項に加え、以下の5つの行動指標に沿って行動する。

- ・ 継続的な安全性の向上を最優先の経営課題に位置付ける。
- ・ 設計は想定通りにならないことを前提とし深層防護の備えを奨励する。
- ・ 自然現象のリスクに謙虚に向き合い、それを過小評価しない。
- ・ 安全性を向上させる技術力育成に努め、チャレンジしたことは失敗しても評価する。
- ・ 原子力の残余のリスクを社会に誠実に伝え、安易に安心を押し付けない。

➤ ミドルマネジメント（部長級・課長級）

- ・ 安全に対する自己の責任を十分に自覚し、原子力リーダーとともに、その

¹³⁾ 原子力安全文化7原則：安全文化とは、原子力施設の安全性の問題がすべてに優先するものとして、その重要性にふさわしい注意が払われることが実現されている組織・個人における姿勢や特性

原則1：全ての職員が原子力安全に関与していることを自覚する

原則2：リーダーが自ら安全文化の原則を率先垂範する

原則3：社内外の関係者の間に信頼関係を醸成する

原則4：原子力安全を最優先した意思決定をする

原則5：原子力発電に固有のリスクを強く認識する

原則6：常に問いかける姿勢を奨励する

原則7：日々組織的に学習する

責任を果たすための実行力を身に付ける。

- ・ 自身の役割を規定された職責の範囲内にとどめず、組織の壁を越えて積極的に改善・改革のための提言行なうこと。
- ・ 原子力安全文化7原則+1、原子力リーダーの5つの行動指標に加えて、以下の点を心掛ける。

- ① 高感度：常に問題意識を持ち世界中の情報に敏感になる。
- ② 積極性：自身の業務の前工程・後工程はもとより、関連する組織全般の役割を理解し、自組織の成果の質を高める。
- ③ 自己研鑽：専門知識・経験を深く持つとともに、日々向上が認められるよう、自ら学び続ける。
- ④ コミュニケーション：社内外に原子力安全に関する事項の発信を積極的に行い、常に外部からの刺激を得て、安全意識、技術力向上の機会を増やす。

- 原子力・立地本部および福島第一廃炉推進カンパニー全員
一人ひとりが原子力安全に深く関わっていることを自覚し、自身の安全意識の向上に努める。

4. 2 対策2 経営層への監視・支援強化

原子力安全監視室は引き続き、福島第一の安定化への取り組み、柏崎刈羽の安全性向上への取り組み、原子力部門における原子力安全最優先への取り組みを中心に監視活動を実施する。

また、経営層及び原子力リーダーは、積極的に「原子力安全監視室」の評価・助言を求めて、自らの原子力安全の意識を高めるとともに、組織全体の原子力安全の意識を効果的に高めることに努める。

4. 3 対策3 深層防護提案力の強化

深層防護提案力の強化のために「安全性向上コンペ」や国内外の運転経験のレビュー、ハザード分析などを実施しているが、今後は、原子力・立地本部および福島第一廃炉推進カンパニーの全職員がこれらの対策の結果を共有し、現場第一線が積極的にさまざまな安全性向上に対する取り組みにチャレンジしていくことが必要である。

特に注力する事項は以下の通り。

- 原子力安全の基本となる深層防護の意味を全社員が正しく理解し、多様性があり費用対効果の大きい安全対策を実現する技術力を強化する。
- 組織を横断した提案を推奨し、安全対策の立案、実施が日常の業務として定着することを目指し、優れた改善提案が不断に採り上げられるという状態を組織の慣行とする。
- 国内外の運転経験情報、新たな学術的な知見、他産業の技術開発の情報を積極

的に収集分析し、問題の本質を洞察し、学ぶべき点を拾い上げる姿勢を貫く。

- 質にこだわる対策と多様性や適用のスピードを重視する対策のバランスを図り、リスクを長期間放置しない。
- 安全向上提案力強化コンペは、2013年度の優良提案（11件）について半年以内を11月に順次実現する。また、2014年度第1回の提案を第1四半期に集約する。
- 柏崎刈羽におけるセーフティレビューは、抽出された指摘事項等に対する関係箇所へのフィードバックとフォローアップを実施する。福島第一廃炉推進カンパニーおよび福島第二におけるセーフティレビューについては、柏崎刈羽の実績をもとに、体制、実施方法を検討し実施する。
- 本店マニュアルを本来の要求事項のみに絞込み、発電所マニュアルにはノウハウ・手順を記載するように区別し、現場第一線のニーズに応じて後者の制定・改訂を容易にする。
- 保全プロセス全体の合理化により、業務負担の軽減およびリソース不足を解消するために、MAXIMO（フェーズ2）導入に向けた業務適合性検討を進める。

4. 4 対策4 リスクコミュニケーション活動の充実

「最終的な拠り所となるデータや事実が出るまでは、リスクを公表する判断を保留すべき」といった考え方を是正し、「明確な根拠が十分に示せない評価結果であっても、より幅広くリスクを想定し、その反響をいたずらに恐れずに、迅速に率直に言及する」との基本方針を徹底して活動していく。

特に注力する事項は以下の通り。

- リスクコミュニケーションの目的（リスクを公表し、そのリスクに対する原子力発電所の安全性向上対策の強化について説明・対話を行い、対策内容について一定の理解を得ること）を共有し、その過程を通じて、当社と立地地域や社会との間の信頼関係を構築する。
- 経営層や原子力リーダーは、「原子力に絶対安全はない」という考えのもと、立地地域の方々や社会の方々との疑問・不安に正面から向き合い、リスク情報を積極的かつ迅速丁寧に公表し、立地地域や社会の皆様とのリスクコミュニケーションを推進する。
- リスクコミュニケーションにあたっては、会社全体の考え方や判断の尺度が社会とずれていないかを絶えず確認・是正し、当社内の意識を啓発していく。
- ソーシャル・コミュニケーション室とリスクコミュニケーターは、社外の目線からのリスク情報の収集・分析、迅速かつ適切な情報開示を支援・協力する。
- 福島第一については、ステークホルダーのご不安に対し、事前にお応えできるようにリスクコミュニケーションを実施する。そのために、福島第一廃炉推進カンパニーの設置にあたり、リスクコミュニケーターを増員し、事故トラブル時の情報伝達機能、リスク検知機能を強化する。

- 柏崎刈羽については、深層防護に基づく安全対策の説明に加えて、これまで十分に実施できていなかった住民避難に関わるリスクコミュニケーションについても実施する。
- データ公表にあたっては、以下の基本姿勢を再徹底する。
 - ① 迅速に公開する。
 - ② データが持つ意味、解釈を加える。
 - ③ データが持つ意味、解釈を検討するために時間が必要な場合には、その理由および想定されるリスクを付して公表し、いたずらに時間を費やさない。

4. 5 対策5 発電所および本店の緊急時組織の改編

本店、福島第一、福島第二の状況は、ICSの習得がまだ十分とは言えず、個々人や班単位での練習が不足しており、緊急時対応の能力が向上し難い状況にある。

このため、今後、本店、福島第一、福島第二においては、四半期毎の総合訓練に加えて個人や班単位でのICSの規定の学習と反復訓練を重ねて、社内および外部機関との連携能力を含めて、緊急時対応能力の向上を図る。

特に注力する事項は以下の通り。

- 広域の自然災害に端を発した福島第一、第二の事故対応時の教訓を踏まえ、事故発生後72時間は当社発電所所員により緊急時作業を実施できる体制、能力の強化を図る。
- 運転員および宿直者で実施する、事故発生後1時間以内を目標とした原子炉注水再開や、電源および最終ヒートシンクの復旧をそれぞれの役割に応じて定期的な訓練を通じて習熟する。
- ICSの基本的な考え方や規定を学習し、監督限界の設定、災害規模に応じた拡張可能性、指揮命令系統の明確化、地域関係機関を含む情報共有の効率化により、訓練や演習を繰り返し、課題をみつけて改善し、組織と個人の対応力を高める。
- 休日・夜間に事故が発生した場合の対応力を持つために、組織や宿直体制を整備する。
- 事故の進展を予測し、対策を迅速に立案できる人員を養成する。
- 多量の放射能が系外に放出された状況を前提に、放射線量測定、被ばく管理、除染作業を行える人員を大幅に増員する。
- 本店緊急時対応組織は、発電所に備えた人員や資機材のみでの対応が困難な状況が発生した場合に備え、現場のニーズを迅速に把握し、不足している人員や資機材を迅速に調達し、現地に輸送する能力を付ける。
- 国内外の他発電所（原子力以外の組織を含む）の緊急時対応のための備えや訓練について情報収集し、長所を取り込む。
- 国内外の原発立地地域の防災計画を調査し、迅速で丁寧な通報連絡のための工

夫、地域の避難計画に資する技術支援を行う。

- 原子力改革監視委員会からの提言を踏まえ、広範囲の関係機関と合同訓練を計画・実施する。

4. 6 対策6 平常時の発電所組織の見直しと直営技術力強化

対策6については、引き続き訓練対象者を拡大していくとともに、習得した技術力を現場で実践する機会を作り、確実に習熟することを目指す。

さらに、2013年度の事故トラブルに関する振り返りを踏まえ、三現主義に基づく現場力強化の対策を追加する（添付資料4参照）。

なお、現場力については、【行動指針4：個の力の育成強化】として以下のとおり定めている（添付資料5）。

現場・現物・現実に基づき、

- ① 現場の状況を徹底的に把握・解明し、評価できる力
- ② 計画や対策を策定し、徹底的に実践実行できる力
- ③ 対策を実践実行後も継続的に改善改革を続け、安全・品質をより高めてゆける力

この現場力は、深層防護や確率論的リスク評価（PRA）等の原子力安全技術をはじめ全ての技術力の基礎となる基盤技術である。また、この現場力の育成強化は、個人の努力によるのみならず、組織的な取組みによって推進する。

以上を踏まえて、対策6において、特に注力する事項は以下の通り。

- 現場・現物・現実を踏まえて、潜在的なリスクや課題を的確に分析評価する力、迅速な解決策を考案し実行する力、創意工夫と柔軟な発想で継続的に改善を継続する力を育成する。

＜展開方法＞

- ・ 個人および業務にとって必要な現場力を定義
- ・ Off-JT、OJTでの個の力の向上（幅広く社内外の知識や経験を活用し、実践と確認、改善を繰り返していく）
- ・ 組織的な取り組みによるサポート、国内外の良好事例をベンチマーク
- 想定を超えた事故に対応する応用力や原子力安全に関する俯瞰機能を強化するため、原子力発電所全体に精通したシステムエンジニアを計画的に育成する。そのために、運転経験者の増員を図るとともに、彼らをシステムエンジニアの核として、保全その他の部門に展開し、安全性向上、設備の改善の提言の能力を高める。
- 設備診断技術を習得し、設備の異常の早期検知能力を高めると同時に、保全の合理化を推進する。
- 人材育成、リソース再配分や中長期の人事ローテーションの枠組みを検討し、

運用を開始する。

- これまで発電所内の設備保全等の現場工事は、プラントメーカーや協力企業に頼ってきたが、一部を直営化する他、協力企業に出向して技術の習得・習熟を図る。

4. 7 全体目標および目標達成のために目指すべき組織・個人の状態の設定

福島原子力事故の背後要因に「安全は既に確立されたものという思い込み」があったと分析した。このため「原子力安全改革プラン」では、安全にゴールがあるかのような意識になることを防ぐために、あえて達成目標を設定せず、原子力安全を向上し続けていくことを考えた。また、アクションプランについては、「安全意識」「技術力」「対話力」を高めるための具体例として掲げたものであり、それぞれがアクションプランを発展させることを期待した。

しかしながら実際には明示されたアクションプランだけを実施するにとどまっている。今後は、改革の目標設定（添付資料6参照）を階層ごとに「安全意識」「技術力」「対話力」に対して行い、各対策の進捗状況・課題をモニタリングしながら、PDCAを回していくこととする。これは「新・総合特別事業計画」および「2014年度 東京電力グループ アクション・プラン」の考え方等と全く同一である。

その出発点として、経営層は原子力安全に対する自組織への期待事項を明確化し、これを原子力リーダー内で共有してミドルマネジメントに展開する。

4. 8 達成度・到達状況の評価

原子力安全改革の実行・浸透が不十分との指摘に対しては、原子力改革監視委員会からの改革プランの目標管理に関する提言を踏まえて評価の仕組みを整え、本年度当初に初期状態を確認し、1年間の達成状況を年度末に報告する。

また、継続的に安全評価を実施するためのKPI（Key Performance Indicator）を開発し、KPIを共通のツールを活用することによって経営層、原子力リーダー、ミドルマネジメントの各階層の会議や、本店と発電所・建設所内の会議へのインプット情報とし、原子力安全の向上度合いおよび課題と改善策を確認する。

各対策の効果については、可能な限り定量的な評価ができるように、3種類の測定方法を準備する。

- ① アンケートによる自己評価
- ② 結果指標による評価
- ③ 原子力安全監視室、原子力改革監視委員会、国際的な専門機関等による第三者評価

それぞれの達成度・到達状況の目標は、基本的に前年度より向上していることとするが、単に評価結果が良くなっているか、悪くなっているかということだけにとどまらず、評価結果をインプット情報として

- ・ アンケートによる自己評価における上司（自分）と部下の評価結果のギ

ャップの原因は何か？

- ・ 自己評価が高いにもかかわらず結果指標が伴わない場合、その理由はなぜか？
- ・ 第三者評価で新たな指摘を受けたのはなぜか？

という視点が重要であり、階層別の重層的な議論を積み重ねていく。

4. 9 原子力安全改革を推進し、フォローアップする体制の強化

原子力安全改革は、TF 事務局と原子力部門が協働して推進する体制とし、これまででは実働部隊として活動する原子力部門側に比重を置いていたが、自己評価および第三者評価等を踏まえ TF 事務局をあらためて改革推進役として位置付け、以下の 2 点の強化を図る。

- ・ TF 事務局のメンバーは、原子力部門の内部に入って改革を推進することとし、昨年 7 月以降順次兼務化を進めていたが、再度数名を専任化してプロジェクト体制を確立し、兼務者と協働しながら改革推進役として機能させる。
- ・ 一方、原子力安全改革を TF 事務局だけの仕事としないために、原子力部門（本店および発電所）の企画、計画業務を担当する箇所や原子力安全改革の担い手となり得る中核者を新たに TF 事務局として任用し、改革推進役として裾野を広げて機能させる。

この体制の強化に加えて、原子力部門の業務計画においてはアクションプラン 1～6 を織り込み、各アクションプランの進捗状況・課題を把握しつつ（モニタリング）、PDCA を回していくこととする。なお、対策 1～6 のアクションプランを織り込んだ業務計画を作成するために、TF 事務局がサポートを実施する。

さらに、原子力経営層および TF 事務局は、このような体制の強化に加えて、原子力リーダー、ミドルマネジメント、メンバーのそれぞれの階層別、階層間のコミュニケーション活動を充実させ、原子力安全改革のねらい等の浸透に向けて理解活動を徹底していく。本年 2 月から、経営層によるミドルマネジメント（発電所および本店）との意見交換会を順次実施しており、経営層はミドルマネジメントの思いを受け止めるとともに、ミドルマネジメントへの期待事項、役割を指示していく。

おわりに

今回の進捗報告では、2013 年度第 4 四半期（2014 年 1 月～3 月）の進捗状況と 2013 年度全体の振り返りおよび 2014 年度に向けての改善について取りまとめました。

各原子力発電所の設備面・運用面の安全対策について一定の進捗があり、「原子力安全改革プラン」の各対策もアクションプランに従った活動が進んでいます。しかしながら、本来原子力安全改革が指向している「人智を尽くした事前の備え」ができるようになるための

- ① 安全意識・安全文化
- ② 技術力（現場力）
- ③ 対話力

の向上に関する改善スピードは十分とは言えず、「原子力安全改革プラン」の原点に立ち返って、再度経営層をはじめ本店と発電所の原子力リーダーから改革を推進していく必要があります。

また、福島第一の事故トラブルに共通する「管理が十分に行き届いていない」という原因の背後には、「安全意識」「技術力」「対話力」の課題があります。これらの弱さは、福島第一のみならず原子力部門全体の課題として捉えており、特に技術力の基礎となる現場力を「現主義（現場・現物・現実）」に基づいて強化することを第一歩として原子力部門全体で取り組みます。

今回、2014 年度に向けて必要な改善方針を立案しましたが、特に重要なポイントは、設定した目標に対して各アクションプランの具体的な展開状況の把握し、その実践の進捗状況および課題をモニタリングして PDCA を回していくことと考えております。

原子力事業者として、社会のみなさま、福島県のみなさまからの信頼を取り戻すべく「**福島原子力事故を決して忘れることなく、昨日よりも今日、今日よりも明日の安全レベルを高め、比類無き安全を創造し続ける原子力事業者になる**」という決意の下、原子力改革監視委員会による客観的な評価を受けながら、引き続き原子力安全改革に取り組んでまいります。

本改革に関するみなさまのご意見・ご感想がございましたら、東京電力ホームページ等にお寄せください。

以 上

添付資料

添付資料 1

福島第一原子力発電所の 2013 年度に発生した事故トラブル

安全意識	技術力	対話力
A：本設設備に順次更新中だった仮設電源設備の一つにネズミが侵入し、短絡事故が発生。停電により使用済燃料プール冷却が停止したが、水温が制限値に達するまで約 4 日間の時間的余裕があることから、翌朝から本格的復旧作業を開始。		
単一の短絡事象から広範囲の長時間の停電に至ってしまったのは、停電に備えて非常用電源を予め備えておくなど、深層防護の考え方に則って、迅速に使用済燃料プールの冷却を復旧させるといった安全意識が弱かった。	電源系の異常が発生した際に、速やかにその原因箇所を特定し、復旧するための環境や体制の整備が不十分であった。	停電が発生後、冷却不全に至るまで時間的余裕があるという技術的な判断はあるものの、施設の電源が長期間失われているという状況が、社会に不安を与えるという意識が足りず、事前のリスクの解説や事故時の状況説明が不足した。
B：事故 A の再発防止対策としてネズミ侵入防止用の金網設置工事を実施したが、活線状態で作業したため、金網取り付け用針金が端子台に触れ、地絡発生。		
作業担当部署は電気を専門としていなかったため、電気工事作業に伴う設備、人身安全についての認識が低かった。しかしながら、電気保安に関する知識などは全ての作業者が基本的な常識として身につけるべきものである。	電源盤内の作業を充電状態で実施する際に採らなければならない安全処置などの技術知識が不十分であった。	組織内に電気工事の知識を有する者から適切な助言や支援を得るための対話ができなかった。
C：多核種除去設備で浄化された水を保管するために地下貯水槽を設置したが、多核種除去設備の竣工遅れ、汚染水を保管するタンク容量の逼迫により、やむなく汚染水を保管。地下貯水槽は遮水シートを二重にしたり、漏えい検知孔、水位計を設置したりしたが、結果的に漏えいが発生。また、漏えい検知も遅れ。		
汚染水の貯蔵管理は、通常の原子力設備であれば管理区域内で厳格に行われるものであるが、事故後の応急設備として地下貯水槽を設置するという状態が続いていた。 貯蔵設備が不足していたとはいえ、放射性物質の拡散を極力避けるという高い安全意識の下、深層防護の観点に立ち、漏えい監視の質を高め、万一の漏えいに備えて移送が可能なように鋼製タンクの設置をさらに加速するなど、リスク低減策を用意すべきであった。	予定外に汚染水を蓄えている状況と早期の漏えい監視が難しくなっている状況を踏まえ、新たな漏えい監視方法や体制を整えて、漏えいが生じた際の影響を抑制する技術力およびそれを実現する力が足りなかった。	本来、貯水槽には多核種除去設備で浄化した後の水を貯蔵する計画であったことから、高濃度汚染水を蓄えることの是非を検討する際には、設計施工の担当部署と汚染水全体の管理の責任箇所の間で、地下貯水槽に求められる仕様や性能の点で、共通認識が持てるまで対話を十分に行うべきであった。 全体的なリスクを最小化する方針を、規制当局や福島県のみなさまへの丁寧な説明を通じて共有し、合理的な優先順位に従って、設備の運用や改善を進めることが必要であった。

安全意識	技術力	対話力
D: 1、2号機タービン建屋東側のトレンチ内に高濃度汚染水が滞留していることを認識しつつも、具体的な対策を準備できず。		
トレンチ内の高濃度汚染水は海への漏えいリスクと認識されていたのであるから、漏えいの早期検知能力の強化や汚染水の除去方法の早期の確立など、高い優先順位をつけて、この課題に取り組むべきであった。	漏えい防止については海側遮水壁を恒久対策と考えていたが、単一の対策に頼るのではなく、当該対策が間に合わない場合や期待通りの効果を発揮しない場合に備えて、効果が限定的であっても多様な対策を柔軟に準備するべきであった。	トレンチ内に滞留している高濃度汚染水の処置のように解決が困難な課題については、リスクの存在について規制当局や地元自治体などの関係機関と共有し、問題解決のために衆知を結集するコミュニケーションが必要であった。
E: 2013年6月19日に1、2号機タービン建屋東側の地下水から高濃度のトリチウムを検出したことを公表したが、その後港湾内への流出については「データを収集して評価しているところ」との態度を継続し、同年7月22日になってようやく流出に言及。		
		「海への漏えいがあることの最終的な拠り所となるデータや事実が出るまでは、不確実な事柄を公表することは控えるべき」といった考え方から脱却できていなかった。
F: フランジ型タンク底板の継ぎ手から汚染水の漏えいが発生。漏えいが発生した場合に備えて堰を設置していたが、堰内に溜まる雨水を排水するために、ドレン弁を開運用。このため、漏えいした汚染水が堰外に流出。		
堰内の雨水を排水するために、常時ドレン弁を開運用していた。この前提は堰内が乾燥した状態を維持した方が、漏えいを早期に発見できるとの考えであったが、実際は雨水が乾かない場所が多くあり、大量に漏えいするまで判別がつかなかった。このように元々の管理の前提が崩れているのであれば、早期にドレン弁の開運用ができるように代替の対策を立てるべきであったが、実際に漏えいが発生するまで改善がなされなかった。	堰内に雨水が溜まることを防止でき、且つ短期間に実施できる対策として有効な方法を見つけないことができなかった。また、単一の対策に頼るのではなく、効果が限定的であっても、迅速に施工可能な対策を組み合わせるなどの工夫をすることが必要であった。	タンクのパトロール員はタンクの管理責任者に、雨水だまりによって、早期の漏えい発見が難しくなっているとの報告を行って、強く状況の改善を求めるべきであった。

安全意識	技術力	対話力
G：タンク容量が逼迫する中、台風による降雨で堰から雨水が溢れることを防止するため、タンク高さギリギリまで堰内の雨水を受け入れ。5つのタンクを連結して運用していたが、当該エリアは緩やかに傾いていたにもかかわらず、上流のタンクで水位を監視したために、下流のタンクの天板から溢水。		
Bエリアのタンクは、そもそも汚染水を貯蔵する目的で設置されたものではないが、貯水容量が逼迫し、これに汚染水を貯めることとした過程で、傾斜した地面に設置されていることなどの問題点が十分検討されなかった。	タンク群の中で最も水位が低くなるタンクを代表として水位を計測したため、当該タンクの天板からの漏えいを計測値から検知できなかった。また、タンクの傾斜のため、天板から漏えいすると、直接堰外に出る恐れがあることを予見できなかった。	協力企業の作業員から、漏えいがあるとの連絡を2度受けたが、いずれの時も当社社員は漏えいを確認できなかった。漏えい箇所や漏えいの様子など協力企業と当社社員の間で、必要な情報を的確に伝達していれば、漏えい量を小さく抑えることができた。
H：汚染水処理設備淡水化装置（逆浸透膜装置）R0-3の耐圧ホースをPE管に交換する工事を実施しようとしたところ、誤った箇所の耐圧ホース接続部を外したため汚染水が漏えい。その際、作業員が不十分な装備のまま、止水作業を実施。		
内包するものが汚染水であり、これに直接触れる可能性があるため、作業にあたってはより慎重に確認するべきであった。	応急的に形成された設備で識別表示がない機器に対して、作業する対象を間違えるリスクについて検討されず、このためリスクに対する備え（安全処置）として設備停止だけでは不足していた。	協力企業と当社の間で被ばく防止、汚染拡大防止、作業対象の確認、作業に伴うリスク、トラブル発生時の連絡等について十分なコミュニケーションができておらず、見過ごされた。
I：一部の海水試料の全ベータ測定結果とストロンチウム90の測定結果の逆転現象が発生（原因は検出効率の過小評価と数え落とし）。約半年間にわたって、その状況を公表せず。		
	福島第一では、通常の発電所では見られないレベルの放射能の測定を行っている。そのため、装置の検出効率、高濃度のベータ線源を測定する際の適切な希釈レベルなど、放射線計測技術について、より高いレベルの技術を習得して測定に当たる必要がある。	測定結果に整合性がなく、異常と判断される場合でも、その原因分析に時間を要する場合には、結果に疑問があるとのコメントを付してでも早期に公表するべきであった。
J：当該温度計の絶縁抵抗測定を実施しようとした際に、本来100Vの電圧をかけなければならぬところ、250Vの電圧をかけたため当該温度計が故障。		
新しい設備に対しては慎重な取扱が必要であり、仕様の詳細が不明な設備について、類推で電圧を判断するのは不適切。この事例では、影響は設備の破損にとどまったが、同様の行為は大きなリスクを顕在化させることもあり得る。		試験の担当者は、設備の詳細が不明な場合は、設置時の担当者、設置メーカー、装置の製造者などとコンタクトして、必要な情報を入手するべきであった。

安全意識	技術力	対話力
K：汚染水をE エリアタンクに移送していたにもかかわらず、当該タンクの水位が上昇していないことに気付かず、また H6 エリアタンクの水位高警報が発生したが、それを誤警報と判断。		
<p>高い放射能を内包している汚染水の移送や貯蔵では、漏えいを生じさせないように慎重な管理が必要である。</p> <p>事故後の混乱した状態に作られた設備に対しても、現状を把握するための図面等は早急に整備すべきであった。</p> <p>また、水位高の警報が発生した場合、実際の状況を確認することなく警報を安易に誤信号と断じてはならなかった。</p>	<p>汚染水の移送が問題なく行われていることを監視するためには、タンク水位の変化トレンドを適切なスケールに拡大して確認する必要がある。しかしながら、監視業務の委託先である協力企業が、監視画面の拡大方法などの操作手順を習得できるような訓練や必要なマニュアルが用意されていなかった。</p>	<p>当社は、協力企業に委託している作業について、問題点がないかどうか頻繁に意見交換などを通じて把握し、改善を図る努力が必要であった。</p>
L：事前の情報収集が十分に行なわれないまま、掘削工事に着手。試掘を実施したが、震災後の盛土程度の範囲。さらに本掘削中に別の地中埋設物を確認したが、いったん立ち止まらず、位置を変えて掘削した結果、電線ケーブルを損傷。停電により 4 号機使用済燃料プールの冷却が停止。		
<p>福島第一の構内には予期しない埋設物がある可能性が高く、掘削によって埋設物を損傷することがないように、慎重な事前調査が必要であった。</p>	<p>掘削に先立っての試掘が適切に行われていなかった。過去の同様のトラブルを踏まえた対策が、組織全体に展開されていなかった。</p>	—
M：多核種除去設備（B）系出口水の放射能濃度を測定した結果、異常を確認。測定と移送を並行して実施していたため、処理水を保管する J1 エリア処理水タンク 9 基が汚染。		
<p>適切な設備設計や運転管理によって、広範囲な汚染の拡大を防ぐべきであった。</p>	<p>多核種除去設備のような水処理設備の設計・建設・運転は未知の領域の技術ではあるが、設備に異常が発生した際に、その影響範囲を限定するために必要な機能について、的確に要求できる技術力が必要であった。</p>	

福島第一原子力発電所の第 4 四半期に発生した事故トラブルの詳細

1. ストロンチウム 90 の分析結果の公表遅れおよび全ベータ分析結果の数え落とし
< 事象概要 >

ストロンチウム 90（ベータ核種）を含む主なベータ核種を測定する全ベータ測定とストロンチウム 90 のみの測定結果を比較すると、一般的には全ベータ測定結果の方が大きくなる。

ところが、昨夏の港湾内の海水試料の測定において、ストロンチウム 90 の測定結果の方が全ベータ測定結果よりも大きいという結果が散見された。

この原因究明のため、6 月～9 月の試料についてはストロンチウム 90 の測定結果の確定作業を保留したが、さらに社内でその情報が共有されず、約半年間にわたってその状況を公表しなかった。

昨年 9 月には新たな計測装置（ベータ核種分析装置）によるストロンチウム 90 の測定開始を決定し、こちらの測定結果については信頼できると考えていたが、先の逆転現象の原因が判明するまでの間、この新装置での測定結果の公表も遅れた。

また、昨年 7 月に採取した高放射能濃度の試料を測定した際にも、ストロンチウム 90 の測定結果が全ベータの測定結果を上回るものがあった。

この結果については、海水試料の逆転現象の原因を公表した翌日に、同じ原因による逆転現象ではないので問題ないとして、その原因を十分に解説しないまま公表してしまった。

◎ 技術力

海水試料のケースの直接的な原因は、ストロンチウム 90 の測定に使用した 5、6 号機ホットラボに設置している放射能測定装置の検出効率¹⁾を過小に設定していたためである。これにより、ストロンチウム 90 の測定結果を過大に評価してしまった。

検出効率を過小に設定した原因は以下の通り。

- ・ 当該装置の導入時（2003 年）に 4 回にわたって検出効率の確認試験を行ったが、4 回の試験で得られた効率には 50%～70%の範囲でばらつきがあった。
- ・ 3 回目と 4 回目の結果が同程度であったため、4 回目の試験結果を採用した。
- ・ その結果、当該装置の効率が旧装置の効率よりも小さくなったが、その差

¹⁾ 放射能強度が判明している標準線源を使用して放射能測定を行い、測定結果から得られた放射能強度と標準線源の放射能強度の比（標準線源の放射能強度を 100 とし測定結果から得られた放射能強度を 70 とすると検出効率は 0.7 となる。その後、この測定装置を使用した測定結果を検出効率 0.7 で割り戻すと真値が得られる）

については機器固有の特徴と判断して、深く追求しなかった。

- ・ その後は、効率の確認試験は行われず、過小評価した検出効率を使用し続けた。

一般的に、機器の校正作業はその後の測定精度を決定する重要な作業であり、慎重に実施されるべきものである。得られた結果にばらつきがあった場合や、従前との変化があった場合は、さらに慎重に確認しなければならなかった。

2003 年に機器を導入した当時の発電所においては、測定結果が検出限界値以下であることを確認するためのものであり、測定値の精度について十分な注意が払われていなかった可能性もある。

一方、高放射能濃度の試料では、全ベータの分析結果に数え落とし¹⁵⁾があった。

高放射能濃度の試料に対しては、希釈して測定するか、補正するのが原則であるが、昨年 10 月に 1000cpm 以上の試料については希釈して測定することを明文化するまで、高放射能濃度かどうかについての具体的な基準が定められておらず、適切な測定ができていなかった。

現在の福島第一では、通常の発電所では見られない高いレベルの放射能の測定を実施しており、測定装置の検出効率や高濃度放射能の測定手順などについて、これまでの延長線ではなく、測定に関わる基本的な事項について確実に確認を行っていくこととする。

そうすることによって、放射性物質の測定全般について、組織全体がより高いレベルの技術を習得することも期待できる。

◎ 対話力

測定結果に合理性がなく、異常と判断される場合でも、その原因分析に時間を要する場合には、結果に疑問があるというコメントを付してでも早期に公表すべきであった。

問題が発生した場合に、当社の技術者はその原因と対策を同時に説明したいと考えがちで、また報告を受ける側も、当該問題に対する原因と対策を同時に求めがちである。

この結果、社内の情報共有が遅れ、時間の経過とともに益々原因と対策の公表が同時に必要な状況に追い込まれ、さらに公表が遅れてしまうという悪循環が生じている。

対話力は、立地地域や社会のみなさまとのコミュニケーションと捉えがちであるが、本件は社内での対話力（コミュニケーション）にも課題があった。

¹⁵⁾ 放射線が検出器に入射すると、その後一定時間、放射線が入射しても計測できない状態となり、測定結果が過小に評価される現象

情報の送り手は、原因と対策の分析が未了の段階でも情報共有する姿勢を、情報の受け手は、不完全な情報の速報を容認する姿勢を強める必要がある。

また、情報の受け手は、ただ情報が到着するのを待つのではなく、定期的に、情報の送り手の状況を確認するなど、相手方に問題が生じていないかに常々留意しておく必要がある。

一方、「数え落とし」があったデータの公表に際しては、社会のみなさまにとっては、測定結果に合理性がなければ、その原因如何に関わらず不信を持たれることは当然であり、それを防ぐために十分な解説をすべきであった。

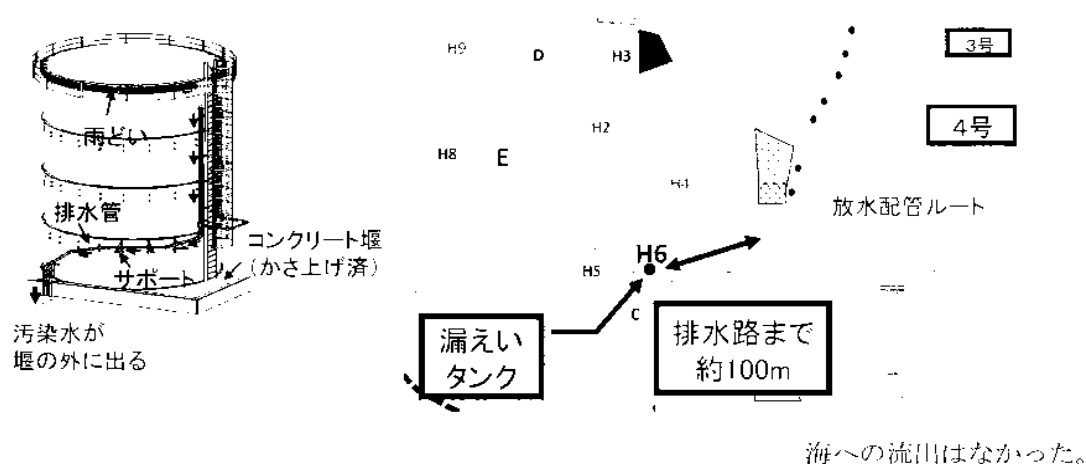
また、当該公表データは7か月前に採取した古い試料であったものの、過去最高値であり、その点を強調しなかったことも配慮に欠けていた。

今後、より一層社会の目線に立った配慮をして丁寧な情報公開に努めていく。

2. H6 エリアタンク上部天板部から約 100 トンの汚染水漏えい

< 事象概要 >

汚染水をEエリアタンクに移送中に、何らかの原因でH6 エリアタンクへの移送に切り替わったことに気づかず、堰外に汚染水が漏えいした。漏えいに至るまでの過程で、H6 エリアタンクの水位高警報が発生したが、これを異常と判断できなかった。また、Eエリアタンクへの移送が順調かどうかは、移送先のタンク水位を確認することで行えるが、監視が不十分であったため、異常の早期の発見につながらなかった。なお、移送作業に関する弁の操作については、引き続き調査中である。



◎ 安全意識

通常の原子力発電所の施設は放射性物質を閉じ込めておくために、設備が何重にも設けられているが、福島第一では、事故後の応急的な設備形成の結果、放射性物質と外部環境がタンクの壁1枚でしか仕切られていない状態である。

この様な状況であることを強く認識し、汚染水の移送や保管では、通常の発電所の運転時を上回る慎重さをもって管理する必要がある。

現在、脆弱な設備の改良を図っている途上であるが、信頼性の高い設備に入れ替わるまでにはまだ時間を要する。この間は、当社社員と協力企業の作業員全員が高い安全意識を持って、人的な管理に取り組むことで漏えい防止に努めなければならない。

事故後の混乱した状態に作られた設備に対しても、現状を把握するための図面等は早急に整備すべきである。

また、水位高の警報が発生した場合、実際の状況を確認することなく警報を安易に誤信号と断じてはならない。

◎ 技術力

汚染水は、本来 E エリアタンクに向けて移送していたが、移送先の E エリアタンクの水位が汚染水の移送量に対応して上昇していることを確認するためには、監視システムのトレンド画面を適切なスケールに拡大して監視する必要があった。しかしながら、監視業務の委託先の協力企業はスケール拡大の操作手順を知らず、早期に異常を認識できなかった。

この原因は、慌ただしい設備形成に迫られて、監視画面の拡大方法などの操作に習熟するための十分な訓練が行えなかったこと、詳細な操作マニュアルを用意していなかったこと、運転に入ってから技能向上の努力が不十分であったことなどである。

また、H6 エリアタンクの水位高の警報が発生した際には、当該タンクの実水位を目視確認等するべきであり、安易に計器の異常と断じてはならなかった。

今後は、設備をより深く理解、把握するために、手順書や図面等の整備に努めるとともに、訓練などにより技量の向上や確認を行う必要がある。

◎ 対話力

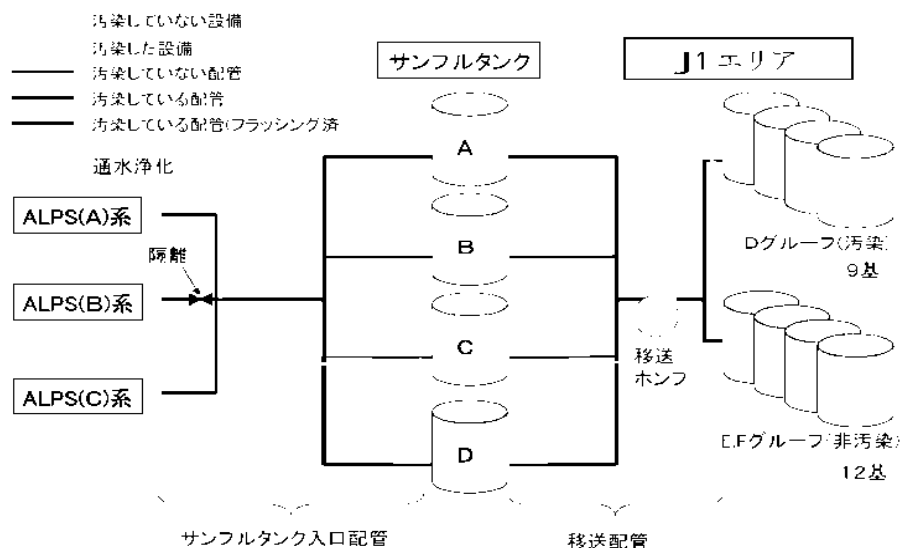
当社は、協力企業に委託している作業について、実際の作業の状況を確認したり、困っていることがないかどうか日頃から頻繁に意見交換を実施したりして把握し、改善を図る必要があった。

3. 多核種除去設備（B）系出口水の放射能濃度上昇に伴う J1 エリア処理水タンクの汚染

< 事象概要 >

多核種除去設備（ALPS）によって処理された水（以下、処理済水）は、一旦サンプルタンクを経由した後に、処理済水受入タンク（今回は J1 エリア処理水タンク）へ移送される。

しかしながら、サンプルタンクから採取した処理済水の放射能濃度測定と処理済水受入タンクへの移送を並行して実施する運用としていたため、サンプルタンクでの汚染が分かった時に処理済水受入タンクまでの汚染拡大を防げなかった。



◎ 安全意識

外部環境への流出がなかったとはいえ、系統内での汚染拡大は、汚染水の処理という重要なリスク低減作業の遅延をもたらす。従って、多核種除去設備の故障や所定の能力を発揮しなくなった場合に備えて、適切な監視システムを設置し、早期の異常検出と拡大防止が可能な設備設計を行う必要があった。

◎ 技術力

多核種除去設備の性能が劣化した原因は、前処理設備（クロスフローフィルタ）で除去すべきストロンチウム 90 等を含む炭酸塩が、十分除去されないまま透過したため¹⁶⁾である。

過去の運転記録を確認すると、炭酸塩が吸着塔に流入した兆候は本年 1 月中旬ごろ吸着塔の差圧の上昇として検知されていたが、これを除去性能の劣化につながる異常とは想像できなかった。

多核種除去設備のような水処理設備の設計、建設、運転は、当社にとって経験が少ない領域の技術ではあるが、そうであればこそ設備に何らかの異常が発生した場合には、設備に精通した社外の専門家の見解を仰ぐなど、慎重

¹⁶⁾ クロスフローフィルタ自身の不具合の原因については調査中

な対応が必要である。

そしてゆくゆくは、様々な異常が示す原因を特定できる技術力も備えなければならない。

なお、本年3月28日には「基礎杭補修作業中の作業員の死亡災害」が発生している。本災害は、固体廃棄物貯蔵庫関連施設内の空コンテナ倉庫において、東北地方太平洋沖地震で破損した建物基礎杭を補修するため、事前準備作業として杭の損傷状況確認のため、地盤の掘削（災害発生場所では地盤面より約1.7m）を実施していたところ、基礎下部の掘削時に発見された均しコンクリートのはつり作業を行っていた際に、均しコンクリートと土砂が崩落し、作業員が下敷きになり被災したものである。当社はこの事実を厳粛に受け止め、再発防止に全力を挙げる。

本災害に対する、「安全意識」「技術力」「対話力」の観点からの背後要因の分析は、次回の四半期報告で実施する。

アクションプランに関する評価と課題

現行アクションプラン		2013 年度評価と課題
対策 1	対策 1-1 経営層の安全意識の向上	研修等を継続して実施するとともに、経営層および原子力リーダー内の議論を深め、組織全体に浸透させることが必要。
	対策 1-2 原子力リーダーの育成	教育訓練、研修、360 度評価を通じて、育成を強化することが必要。 特に、安全性向上について、具体的にどのような成果を上げたかを評価することが必要。
	対策 1-3 安全文化の組織全体への浸透	経営層、原子力リーダーの期待事項を組織全体に展開するため、その明文化と発信の繰り返しが必要。 原子力安全に関する議論を効果的に実施するためのファシリテーターを置くなどの改善が必要。 また、議論の過程や結果をモニタリングし、継続して改善を図ることが必要。
対策 2	対策 2-1 内部規制組織の設置	原子力安全監視室の設置は完了。 同室による監視活動の継続および提言を実践するとともに、実践状況を確認するためのモニタリングが必要。
	対策 2-2 ミドルマネジメントの役割の向上	自主的な意識・行動の改革を期待したため、ミドルマネジメントへの直接の働きかけが弱く、「安全意識」「技術力」「対話力」の向上をリードする役割につなげていない。経営層との直接対話などの機会を増やすことが必要。
	対策 2-3 原子炉主任技術者の位置付けの見直し	原子力安全監視室と兼務での配置が完了。 原子炉主任技術者としての安全意識や活動状況の確認が必要。
対策 3	対策 3-1 深層防護を積み重ねることができる業務プロセスの構築	安全性向上コンペは、提案する仕組みについては一定の成果が得られた。一方、選抜された優良提案の実施に時間を要しており、改善が必要。
	対策 3-2 安全情報を活用するプロセスの構築	運転経験情報の処理は計画通り進捗。本処理と並行して評価プロセスの改善も実施中。今後、得られた情報を一部の者だけでなく、本店および発電所で広く共有し、日々の管理項目として常に意識するレベルにまで引き上げていくことが必要。
	対策 3-3 ハザード分析による改善プロセスの構築	分析対象として抽出した約 30 件の事象については、計画通り進捗。今後、それぞれにクリフエッジ性があるかどうかの評価、対策実施の要否の意思決定が必要。
	対策 3-4 定期的な安全性の評価のプロセスの改善	柏崎刈羽で、セーフティレビュー活動を開始。今回のレビュー活動の反省点や海外の最新知見を他発電所にフィードバックすることが必要。

現行アクションプラン		2013 年度評価と課題
対策3	対策 3-5 業務のエビデンス偏重の改善	マニュアルの記載に、明確に過剰と言えるルールは見つからなかった。 厳守すべき要求事項とノウハウ・手順を区別し、後者の変更・改訂を容易にすることが必要。これに合わせてアクションプランを変更する。
	対策 3-6 原子力安全に関わる業績評価の一元管理	業績評価の仕組みに織り込み済み。確実な実施とフォローが必要。
	対策 3-7 組織横断的な課題解決力の向上	保全業務プロセスの IT 化については、計画通りに進捗。
	対策 3-8 部門交流人事異動の見直し	部門交流人事異動の仕組みに織り込み済み。
対策4	対策 4-1 リスクコミュニケーターの設置	リスクコミュニケーターについては、予定数の配置が完了。リスクコミュニケーターに対する研修と計画的な登用および育成が課題。
	対策 4-2 リスクコミュニケーションの実施	プレス発表やホームページ等の情報発信の改善が図られつつある。汚染水問題や廃炉作業については、社会的関心も高く、引き続き適時適切な情報発信が必要。
	対策 4-3 「SC 室」の設置	「SC 室」の設置は完了。引き続き SC 室は、会社全体の考え方や判断の尺度が社会とズレていないかを絶えず確認、是正していくことが必要。
	対策 4-4 規制当局との対話力の向上	規制当局との対話を実施する前提として、自らの原子力安全に関する技術力を向上させることが先決。
対策5	対策 5-1 緊急時組織の改編（ICS の導入）	3 発電所および本店における緊急時組織の改編（ICS の導入）は完了。さらに ICS の細部を学習し、それに応じて各組織の機能を明確にすることが必要。
	対策 5-2 緊急時対応の運用面の強化	教育、個別訓練、演習を繰り返し、課題の抽出と改善を継続的に実施して、緊急時対応力を向上させることが必要。
対策6	対策 6-1 平常時の発電所組織の見直し	組織改編は昨年 9 月に実施したが、本年 3 月に年度末評価が終了。今後の組織改編に備えて、見直し後の組織の活動状況を把握し、必要な改善点の有無を確認することが必要。システムエンジニアについては、引き続き育成に努めることが必要。
	対策 6-2 緊急時対応のための直営作業の拡大	訓練により事故時の直営での対応力を養成中。 さらに事故時の対応力に加え、原子力安全の向上のために継続的に改善を進めることができるように現場力の強化を図ることが必要。

全体として、各アクションプランは着実に進捗していると評価でき、後述する社内外の監視・評価機関からの指摘や提言を踏まえ、改善を図っていくことが必要である。

2014 年度以降の「原子力安全改革プラン」の見直し

2013 年 3 月 29 日公表「原子力安全改革プラン」		2014 年度以降の「原子力安全改革プラン」	
対策 1 経営層からの 改革	対策 1-1 経営層の安全意識の向上	対策 1 経営層からの 改革 【AP22】	対策 1-1（変更） 経営層および組織全体の安全意識の向上
	対策 1-2 原子力リーダーの育成		対策 1-2（継続） 原子力リーダーの育成
	対策 1-3 安全文化の組織全体への浸透		対策 1-3（継続） 安全文化の組織全体への浸透
対策 2 経営層への監 視・支援強化	対策 2-1 内部規制組織の設置	対策 2 経営層への監 視・支援強化 【AP22】	対策 2-1（変更） 原子力安全監視室による監視活動の実施および指摘・提言事項に対する改善
	対策 2-2 ミドルマネジメントの役割の向上		対策 2-2（継続） ミドルマネジメントの役割の向上
	対策 2-3 原子炉主任技術者の位置付けの見直し		対策 2-3（継続） 原子炉主任技術者の位置付けの見直し 年度末に原子炉主任技術者の活動状況について評価
対策 3 深層防護提案 力の強化	対策 3-1 深層防護を積み重ねることが できる業務プロセスの構築	対策 3 深層防護提案 力の強化 【AP23】	対策 3-1（変更） 安全向上提案力強化コンペの実施
	対策 3-2 安全情報を活用するプロセス の構築		対策 3-2（継続） 安全情報を活用するプロセス の構築
	対策 3-3 ハザード分析による改善プロ セスの構築		対策 3-3（継続） ハザード分析による改善プロ セスの構築
	対策 3-4 定期的な安全性の評価のプロ セスの改善		対策 3-4（継続） 定期的な安全性の評価のプロ セスの改善
	対策 3-5 業務のエビデンス偏重の改善		対策 3-5（変更） 本店と発電所のマニュアルの 役割の見直し
	対策 3-6 原子力安全に関わる業績評価 の一元管理		対策 3-6（継続） 原子力安全に関わる業績評価 の一元管理 年度末に実施状況の評価
	対策 3-7 組織横断的な課題解決力の向 上		対策 3-7（継続） 組織横断的な課題解決力の向 上
	対策 3-8 部門交流人事異動の見直し		対策 3-8（継続） 部門交流人事異動の見直し 年度末に実施状況の評価

2013 年 3 月 29 日公表「原子力安全改革プラン」		2014 年度以降の「原子力安全改革プラン」	
対策 4 リスクコミュニケーション活動の充実	対策 4-1 リスクコミュニケーターの設置	対策 4 リスクコミュニケーション活動の充実 【AP24】	対策 4-1（変更） リスクコミュニケーターの計画的登用・育成
	対策 4-2 リスクコミュニケーションの実施		対策 4-2（変更） リスクコミュニケーションの実施（情報発信手段の改善も含む）
	対策 4-3 「SC 室」の設置		対策 4-3（変更） リスクコミュニケーション活動の推進および支援
	対策 4-4 規制当局との対話力の向上		対策 4-4（完了） 技術力向上が先決であり（対策 6-3、対策 6-4 で対応）、管理項目からは削除（必要に応じて将来再設定）
対策 5 発電所および本店の緊急時組織の改編	対策 5-1 緊急時組織の改編（ICS の導入）	対策 5 発電所および本店の緊急時対応力（組織）の強化 【AP23】	対策 5-1（完了） 完了済み
	対策 5-2 緊急時対応の運用面の強化		対策 5-2（継続） 緊急時対応の運用面の強化
対策 6 平常時の発電所組織の見直しと直営技術力強化	対策 6-1 平常時の発電所組織の見直し	対策 6 緊急時対応力（個人）の強化および現場力の強化 【AP23】	対策 6-1（完了） 完了済み
	対策 6-2 緊急時対応のための直営作業の拡大		対策 6-2（継続） 緊急時対応のための直営作業の拡大
			対策 6-3（追加） 現場力の強化
			対策 6-4（追加） 現場力のうちのエンジニアリング力の強化

表中、【AP24】は「2014 年度 東京電力グループ アクション・プラン（2014 年 3 月 31 日公表）」の項目番号を示す。

なお、新たに追加する対策 6-3 および対策 6-4 については、次頁に詳細を示す。

＜対策 6-3 現場力の強化＞

緊急時対応力の強化のために直営作業を取り入れている（対策 6-2）が、これにとどまらず幅広く技術力全般の底上げが必要であり、この基礎として現場力を強化する。現場力の強化のためには、設備の設計、建設、運転、保守といった一連の業務の中で、設備や人に密着して、すなわち現場・現物・現実を忠実に見極めていくことがスタートポイントとして重要であり、安全管理のポイントを把握したり、設備や作業手順の改善箇所を発見したりする能力を高めること等が必要で、これを踏まえて現場力を以下の行動指針 4 に示す 3 つの力として定義する。

また、現場力は個人の努力だけに期待するのではなく、組織的な取り組みによって、一人ひとりの育成計画を立案・実行していく。

【行動指針 4：個の力の育成強化】

現場（サイトの設備と人および社会）に対する感性を高め、問題の本質を見抜いて解決する力を磨く。とりわけ現場・現物・現実を常に重視し、以下の現場力（個の力）を強化する。

現場・現物・現実に基づき、

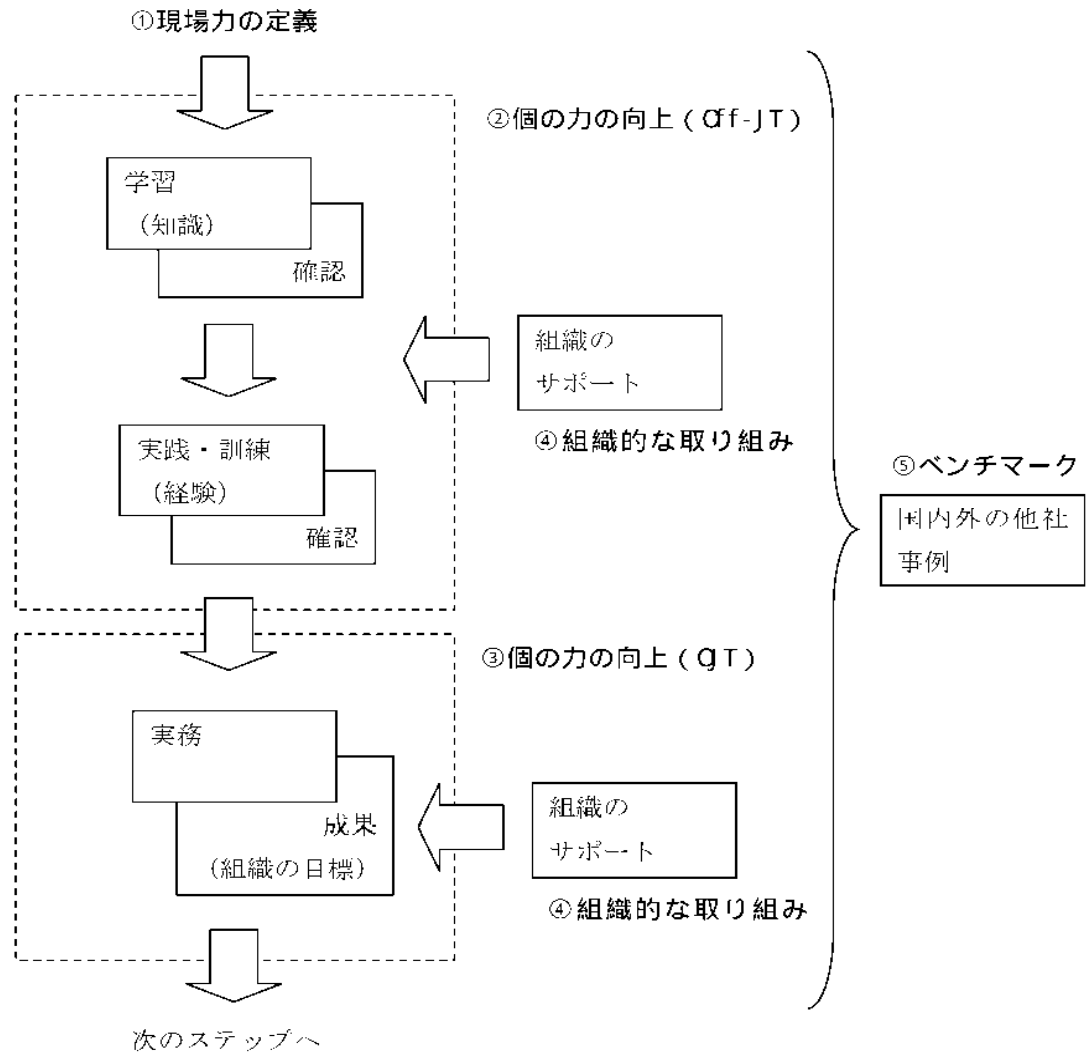
- ① 現場の状況を徹底的に把握・解明し、評価できる力
- ② 計画や対策を策定し、徹底的に実践実行できる力
- ③ 対策を実践実行後も継続的に改善改革を続け、安全・品質をより高めてゆける力

この現場力は、深層防護や確率論的リスク評価（PRA）等の原子力安全技術をはじめ全ての技術力の基礎となる基盤技術である。また、この現場力の育成強化は、個人の努力によるのみならず、組織的な取り組みによって推進する。

現場力の強化にあたっては、今後具体的なアクションプランを策定するが、以下の 5 点を基本的なプロセスとして展開する。

- ① 個人および業務にとって必要な現場力を定義すること
- ② Off-JT でしっかり知識と経験を付与すること
- ③ OJT で実践の機会を増やし、技術を定着させるとともに、更なる改善に取り組むこと
- ④ 現場力強化に関する組織の責任と権限を明確にし、内部および周囲とのコミュニケーションを活性化させ、お互いに協力して取り組み、個人任せにしないこと
- ⑤ 国内外の他社事例をベンチマークし、優れた活動を採用入れること

さらに、発電所ごとの状況の違いを活用して技術力（現場力）強化・人材育成のための人事異動を積極的に実施する等の総合的なプログラムを策定する。



現場力育成のための基本的なプロセス

<対策 6-4 現場力のうちのエンジニアリング力の強化>

現場力のうちの知識・経験・組織等を横断する総合力を必要とするエンジニアリング力については、特に強化していく必要がある。エンジニアリングの分野でも現場・現物・現実に基づくことが基盤として重要であることは言うまでもないが、ここで言うエンジニアリングに求められる現場力には自社技術として

- ・ 過度にプラントメーカー等に依存しない設計力、分析評価力
- ・ 一定以上の業務品質を維持しながら、業務を的確に進めるためのマネジメント力

の 2 種類がある。自らの設計力、分析評価力を高めることで設備や運用の弱点を知り、マネジメント力を高めることで業務を的確に進めて必要なリソースを有効に配分し、原子力安全を高めていく。

原子力部門における行動指針

(原子力・立地本部長、福島第一廃炉推進カンパニープレジデント)

2014年3月11日制定※

【行動指針1：妥協のない安全・品質の追求】

法令・ルールの遵守はもとより、事故の教訓や新たな知見から弛まず謙虚に学び、柔軟な発想と強い意志により、妥協することなく、世界最高水準の安全とそれを支える品質を目指してあらゆる対策を講じる。

原子力事業が有する特別なリスクを強く認識し、原子力安全文化7原則に沿って行動し安全意識を高める。あらゆるリスクを洗い出し、その顕在化の可能性と顕在化した場合のダメージの最小化に向けた継続的な対策の強化を進める。

また得られた教訓や知見・経験を世界に発信し共有することで、世界の原子力安全に貢献する。

【行動指針2：社会の皆様との信頼関係の構築】

社会の安全を守り抜くため、原子力に対する皆様の疑問・不安に正面から向き合う。とりわけ、「原子力に絶対安全（リスクゼロ）はない」という考えのもと、社会の皆様とリスクコミュニケーションをすすめ、積極的かつ迅速な情報公開と、皆様の立場・目線に沿った丁寧な説明に努め、皆様との信頼関係を深める。

とりわけ、単なるデータや事実を公表するだけでなく、立地地域や社会目線から見たレベル感や相場感を伝えること、また計画や対策による我々の安全確保に向けた覚悟を伝えることが重要である。

【行動指針3：創意工夫による改善・改革の断行】

従来のやり方にとらわれず創意工夫で改善・改革を断行する。

原子力部門の全社員は、「原子力安全改革プラン」で策定された6つのアクションプラン（AP）をそれぞれの役割に応じて適合・発展させ、それらを着実に実行する。

併せて「原子力安全改革プラン」の内容を三現主義（現場・現物・現実）に基づき継続的に見直し、より現実的で実効性のあるものに高めてゆく。

【行動指針4：個の力の育成強化と組織力の向上】

現場（サイトの設備と人および社会）に対する感性を高め、問題の本質を見抜いて解決する力を磨く。とりわけ現場・現物・現実を常に重視し、以下の現場力（個の力）を強化する。

現場・現物・現実に基づき、

- ① 現場の状況を徹底的に把握・解明し、評価できる力
- ② 計画や対策を策定し、徹底的に実践実行できる力
- ③ 対策を実践実行後も継続的に改善改革を続け、安全・品質をより高めてゆける力

この現場力は、深層防護や確率論的リスク評価（PRA）等の原子力安全技術をはじめ全ての技術力の基礎となる基盤技術である。また、この現場力の育成強化は、個人の努力によるのみならず、組織的な取組みによって推進する。

また、組織力をより有効に機能させるため以下の点を強化する。

- ① 情報の選別と情報品質の向上、そしてより迅速な共有化
- ② 各組織の業務分担と組織長の責任・権限の明確化

自身の役割を小さな範囲に止め、周囲のグループや他部門との協力が消極的になることは、現在の原子力部門の弱点であることから、グループ長や部門長は、積極的に他所の課題解決を支援することを奨励すること。

- ③ 各ラインの効果的な業務遂行と部門目標の確実な達成のために担当職や専門職の業務分担の明確化とプロジェクトマネジメント方式の活用

※2014年3月31日改訂

制定時は原子力・立地本部長のみ、2014年4月1日の福島第一廃炉推進カンパニー設立に伴い、福島第一廃炉推進カンパニープレジデントを追加。

全体目標及び目標達成のために目指すべき組織・個人の状態（赤字は「新・総合特別事業計画」の記載事項）

【全体目標】

私たちが、福島原子力事故を決して忘れることなく、昨日も今日も、明日も安全レベルを高め、信頼できる安全を創造し続ける原子力事業者である「私たちの決意」、原子力施設の設備面及び運用面の安全性を向上させている（結果）

	本店	発電所	安全意識 安全文化	技術力	対話力	
現場第一線		メンバー + GM	【対策1】 安全文化 について、何か特別なモノと考える事は、日常の業務と結び付けて、自分自身で語った実践した事とする。これによって、組織および個人が常に原子力安全を意識し、改善にチャレンジしている。	【対策6】 直営作業を通じて現場に必要事故時の対応力を養成するとともに、個人および業務によって必要を現場力を整理し、その育成計画を立案・実施する。これによって、組織及び個人が原子力安全を向上させるために、能動的に改善を進めることができる技術力を有している。	【対策4】 技術力を強化することによって、発電所の設備面および運用面のリスクを適時適切に認識し、複数の対策を提案・実行する。これによって、リスク情報は意思決定者に報告、問題意識が共有され、対話力の基礎が築かれている。	【対策2】 原子力安全監視室に、現場から経営層までの安全活動・安全文化を監視し、直営執行部門に対し改善を促している。これによって内部規程組織として原子力安全監視室が機能し、原子力安全を向上させている。
ミドルマネジメント		部長 + GM 部長 副所長 U所長	【ミドルマネジメント】 ① 原子力リーダーの企画・意図を理解し、現場第一線に対し自分の言葉で翻訳して伝え、具体的な行動（業務計画）として落とし込ませている。 ② 現場第一線の積極的な安全性向上の取組を奨励し、FACI を確実に把握して改善活動的な確に活性化させることと、原子力リーダーが現場第一線の間のコミュニケーション・ギャップを解消している。 ③ 技術力を高め、人材を育成すること（自分自身の責任であること認識し）、特に自社技術としてのエンジニアリング（安全評価、耐震設計、設備診断・計測、防災、QA/QC等）に対する現場力を向上させている。 ④ WANO（UNO）PO&Cを活用したならプロセスメントや階層別・組織別の原子力安全に関する議論により、定期的に個人および組織の振り返りと改善を実施している（GMを含む）。			
原子力リーダー		部長 所長	【対策1】 原子力リーダー等に対する安全意識向上のために研修・訓練、行動指針に対する360度評価のフィードバックを行う。また、WANO（UNO）PO&Cを活用し、安全文化やリーダーシップ、コミュニケーション等に関するセルフアセスメントを実施。これによって、原子力リーダーは、自分自身の安全意識を高めるとともに、その結果として組織全体の安全意識を高め、原子力安全を向上させている。	【対策3】 全社員を対象とした安全向上提案力強化セッションによる深層意識型能力の強化や、国内外の運転経験情報に関する評価に基づく必要な対策の発電所への普及等を行っている。これによって、原子力リーダーは、深層防護の積み重ねの組織的かつ効果的、体系的に実施し、原子力安全の向上に常に取組む、原子力安全の向上に関する組織全体の改善活動の活性化している。 【対策5】 発電所および本店に、ICSという緊急時組織の運用を開始し、漸次総合訓練を実施している。これによって、発生時人員は、スムーズなる場合でも緊急事態への対応を迅速・的確に実施できる自信を持っている。	【対策4】 原子力リーダー等は、さまざまな課題に対して複数の考え得る限りの対策を準備しながら、全体的なリスクを最小化するために合理的な優先順位を付けていく。これによって、原子力リーダーは、立地地域の住民の方々や社会の方々の信頼関係を構築していく。また、立地地域の住民の方々や社会の方々の信頼を失うようなことをしない、といった意識を全社員が常に持っている。	【対策4】 インシデント・コミュニケーション室およびリスクマネジメント室に、潜在リスク情報や日常的な収束・分析、迅速かつ適切な情報照会を促進を行っている。
		経営層	【トップマネジメント】 経営層は、以下の3点に注力しながら、対策1～6の実行を通じて【全体目標】を達成する。 ① 具体的な対策を実施し、その達成度合いを内部だけでなく外部にも多面的に評価するとともに、効果の評価方法を策定し、詳細スケジュール・マイルストーンを設け、進捗状況・課題を把握（ファロ・レポート）し、PDCAを回していく。 ② 原子力安全改革の実行に責任を持ち、改革を強力に推進（フェード・アウト）する体制を強化する。 ③ 原子力安全改革監視委員会、国際的な専門機関等第三者評価のモニタリング事項に確実に対応していく。			

参考

福島原子力事故における未確認・未解明事項の調査状況

原子力安全改革プラン進捗報告（2013 年度第 2 四半期）でもご報告した通り、福島原子力事故における未確認・未解明な事項の解決に向け、既存の記録・データ等のさらなる分析・再評価や現場調査を継続してきている。今後もその結果を取りまとめ、順次公表していく。

これらの調査結果を広く世界の知見として共有し、原子力技術、原子力安全の向上に資することができるよう、当社は事故を起こした当事者として今後も全力をあげて解明に取り組み責務を果たしていく。

（１）未確認・未解明事項に関する検討状況

この未確認・未解明事項の調査・検討状況については、第 1 回進捗報告¹⁷（以下、未確認報告書という）として別途取りまとめ、昨年 12 月 13 日に公表した。この未確認報告書にて、抽出した未確認・未解明事項全 52 件のうち、以下の 2 件について途中経過を取り纏め、2014 年春の原子力学会にて報告し、広く意見を伺った。

① 消防車による原子炉注水量の精度向上

事故時の冷却のために実施された消防車による注水のうち、一部が原子炉以外に漏出していた可能性については報告書にて既に公表した通りである。この検討において抽出した漏えい経路、原子炉建屋・タービン建屋内の配管の取り回しなどを用いて、実際に原子炉に到達した水の割合を評価した。その結果、2～5 割の水が原子炉に注水されていたとの結果を得ることができた。さらに、この評価では消防車の吐出圧がどの程度であったのかが大きく結果に影響するため、評価の前提条件とした消防車の吐出圧力よりも、実際の吐出圧力が低かった可能性のある一部の時間帯においては、ほとんど原子炉へ注水出来ていなかった可能性があることも判明した。

② 3 号機原子炉隔離時冷却系（RCIC）の停止原因について

3 号機の原子炉隔離時冷却系は、2011 年 3 月 12 日 11 時 30 分頃に停止しているが、この停止原因について調査を実施している。これまでの調査の結果、原子炉隔離時冷却系の現場確認状況や中央制御室での監視・操作状況、必要な電源が使用できていたこと等から、何らかの電氣的な停止信号が入力されたために停止した可能性が高いことが分かった。しかしながら、停止信号となる原子炉水位や原子炉隔離時冷却系の蒸気の圧力・流量等の実測データは、いずれも停止信号が発信される設定値に達しない値であったため、今後も調査を続けていく。

¹⁷ 福島第一原子力発電所 1～3 号機のか心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討
第 1 回進捗報告

(2) 現場調査状況

廃炉作業等によって重要な証拠が失われることがないように注意しながら、工業用内視鏡やロボット等を活用して格納容器内部の調査等の現場調査を計画的に進めている。

① 2号機の圧力抑制室内水位調査結果

本年1月14日～16日の3日間で実施した圧力抑制室(S/C)のロボット調査にて、S/Cの壁の外側からの超音波による非接触測定で、S/C内の水位を測定することができた。測定結果を表1に示すが、この値はS/C内水位がS/Cの半分より少し上程度の位置にあることを意味している。また、格納容器内の圧力は大気圧よりも若干高いことが分かっており、今回測定されたトーラス室とS/C内の水位差はこの圧力差により生じているものと考えている(図1参照)。

格納容器のフラスコ部分(D/W:ドライウェル)の水位は、S/CとD/Wとの連結部であるベント管の位置程度となっていることが分かっており、この水位以上には格納容器に内に水がたまらないこと、S/Cについても、D/Wからの継続的な流れ込みがあるものの、内部の水位はトーラス室の外側の水位と同程度にあり、それ以上に水位が上昇していないことから、S/C内の水面より下の部分に水の漏れ口があることが確認できたと考えており、S/Cの底部近辺もしくは底部に連結された配管を想定している。

表1 2号機の圧力抑制室内水位調査結果

測定日	1月14日	1月15日	1月16日
S/C内水位	約OP3,210	約OP3,160	約OP3,150
トーラス室滞留水 水位(参考)	約OP3,230	約OP3,190	約OP3,160
水位差	約20mm	約30mm	約10mm
測定方法	水中構造物の直接距離計測		

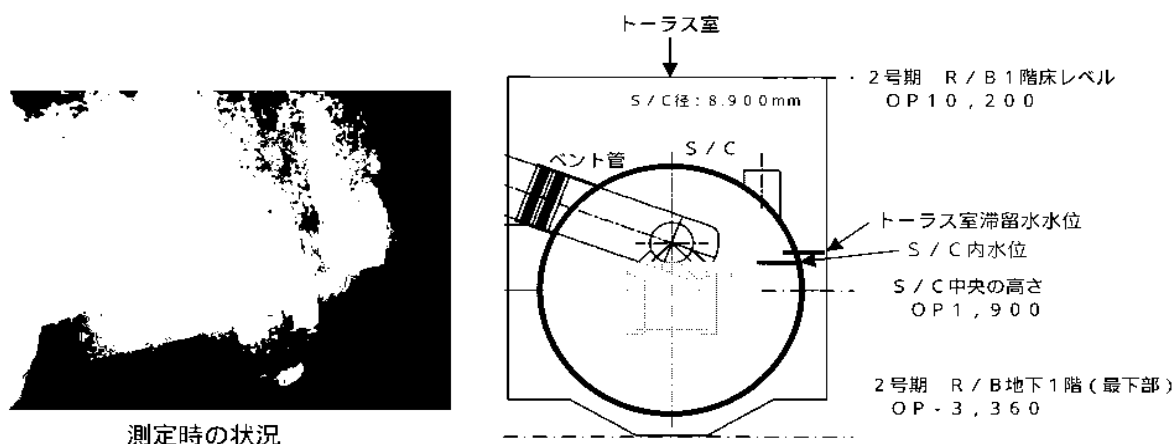
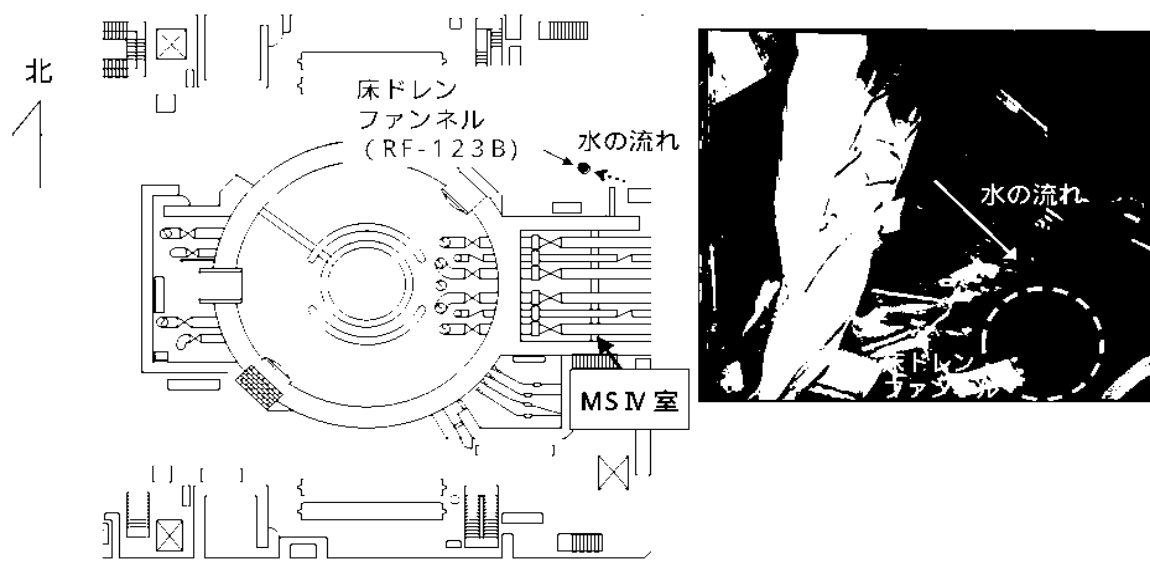


図1 2号機の圧力抑制室内水位調査

② 3号機の原子炉建屋1階主蒸気隔離弁室付近からの水の流れについて

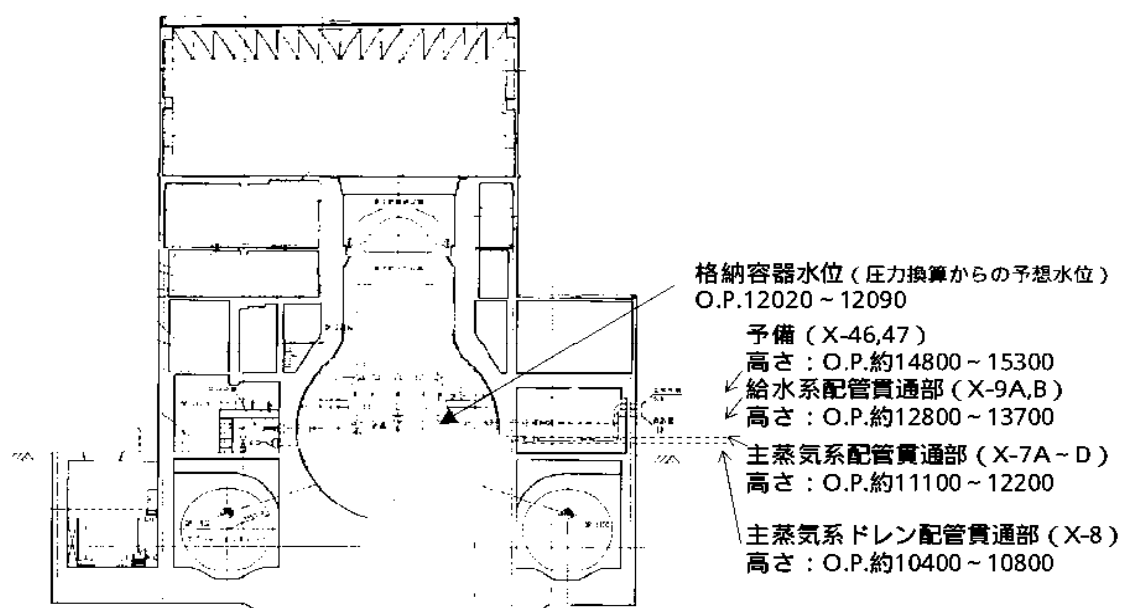
2014年1月18日14時40分頃、3号機原子炉建屋瓦礫撤去用ロボットのカメラ画像を確認していた当社社員が、3号機原子炉建屋1階北東エリアの主蒸気隔離弁室の扉付近から、その近傍に設置されている床ドレンファンネルに向かって水が流れていることを確認した（図2参照）。

確認された水は、その放射能分析の結果から、格納容器内からの漏えい水であると考えている。3号機の格納容器内の水位は、2011年11月30日に公表された報告書「福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心状態について」5.3節に記載のあるように、D/WとS/Cとの差圧により推定し、OP12,000近辺に水位があると予想していた。図3に3号機の原子炉建屋の断面図を示すが、OP12,000程度の高さに主蒸気配管があり、この配管が格納容器を貫通している部分周辺から水が漏れていると考えられることから、格納容器内の水位が同程度の高さにあることが確認されたものと考えている。なお、このことから、3号機については、S/CやD/Wの下部に水位形成に大きな影響を与えるほどの大きさの漏えい孔は存在していないものと考えている。



3号機 原子炉建屋1階 概略平面図

図2 3号機の原子炉建屋1階主蒸気隔離弁室付近からの水の流れ



3号機 原子炉建屋 断面図

図3 水の流れから予想される3号機格納容器内の水位

Norton, Charles

From: Tateiwa, Kenji <tateiwa.kenji@tepco.co.jp>
Sent: Thursday, May 08, 2014 10:03 PM
To: Tateiwa, Kenji
Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, May 9 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for today's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, May 9, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No call next week. Next call will be on **Fri, May 23** at 3 pm.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode:

[Major topics]

1. Contaminated Water Committee (4/28/2014)

(only in Japanese)

1-1. Preventive and Multi-layered Additional Measures

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_03-j.pdf

1-2. Status Report of Land-side Impermeable Wall (Frozen Soil Wall) Task Force

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_04-j.pdf

1-3. Status Report of ALPS Task Force

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_05-j.pdf

1-4. Issues List of Tritium Task Force

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_06-j.pdf

1-5. Status of Contaminated Water Countermeasures

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_07-j.pdf

1-6. Additional Measures to Stop Groundwater Ingress

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_08-j.pdf

1-7. Mitigating Risk due to Implementation of "Facing"

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_09-j.pdf

1-8. Addition and Replacement Plan of Contaminated Water Storage Tanks

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_10-j.pdf

1-9. Additional Public Offering of Projects for FY2013

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_11-j.pdf

1-10. Application Status of Technology Offered Related to Contaminated Water Issues

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_12-j.pdf

1-11. Recent Issues at 1F and Actions Taken

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_13-j.pdf

2. Dose Rate and Gamma Camera Investigation Plan for Units 1-3 Reactor Buildings Upper Floors (4/28/2014)
(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140428_06-j.pdf

3. Gamma Camera Investigation Plan for Units 1-3 Reactor Buildings First Floor (5/8/2014)
(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140508_07-j.pdf

4. Visual Inspection Results of Unit 4 Fuels (5/1/2014)

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2014/201405-e/140501-01e.html>

5. IRID Workshop for R&D on Innovative Approach for Fuel Debris Retrieval (4/25/2014)

http://irid.or.jp/fd/?page_id=352

5-1. Current status at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

<http://irid.or.jp/debris/S1-1E.pdf>

5-2. Status of R&D for Fuel Debris Retrieval

<http://irid.or.jp/debris/S1-2E.pdf>

5-3. Innovative Approach for Fuel Debris Retrieval, Results of Request for Information (RFI)

<http://irid.or.jp/debris/S2-1E.pdf>

5-4. Project Scheme for Decommissioning and Contaminated Water Management and RFP Schedule

<http://irid.or.jp/debris/S2-2E.pdf>

6. Cooperation Statement with Sellafield Ltd. (5/2/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1236097_5892.html

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140502_01-e.pdf

7. Nuclear Safety Reform Plan Progress Report (FY2013 Q4) (5/1/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1236098_5892.html

7-1. Overview

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu14_e/images/140501e0101.pdf

7-2. Attachment-1 (only in Japanese: 16.4 MB)

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140501j0102.pdf

7-3. Attachment-2 (only in Japanese: 881 KB)

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140501j0103.pdf

** If you cannot display Japanese characters, please install the following font packs:*

<http://www.adobe.com/support/downloads/detail.jsp?ftpID=4881>

*(Feel free to forward this email to your colleagues or have them contact me to be added to the distribution list.)
(Let me know if there is a need to call in from outside the U.S. I will check the availability of call-in numbers in other countries.)*

All the best,
Kenji

Kenji Tateiwa
Manager, Nuclear Power Programs

Tokyo Electric Power Company
Washington Office
2121 K Street, NW Suite 910
Washington, DC 20037
tel: +1-202-457-0790 (ext.)116
mobile: (b)(6)

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Friday, April 25, 2014 12:12 AM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, April 25 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for today's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, April 25, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No call next week. Next call will be on **Fri, May 9** at 3 pm.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. J-NRA Contaminated Water Working Group (4/11/2014)

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140411_04-j.pdf

(page 4/153) Groundwater contamination monitoring data

(page 16/153) Seawater contamination monitoring data

(page 31/153) Groundwater flow simulation results

(page 106/153) Options of installing roof on tank farms

(page 135/153) Correction of beta-rich specimen due to "counting loss effect"

2 Working-level Meeting of Decommissioning & Contaminated Water Issues Team (4/24/2014)

(only in Japanese)

2-1. Plant Status

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140424_04-j.pdf

(page 6/8) Weekly trend of contaminated water storage status

2-2. Summary Status of Decommissioning Roadmap

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140424_06-j.pdf

(page 2/19) Unit 4 spent fuel pool: 726/1533 fuel bundles transferred

(page 7/19) Seawater contamination inside the port

(page 8/19) Seawater contamination outside the port

(page 15/19) Unit 1 status

(page 16/19) Unit 2 status

(page 17/19) Unit 3 status

(page 18/19) Circulating cooling water system and groundwater control system

(English translation of Decommissioning Roadmap as of 3/27/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140327_01-e.pdf

2-3. Status of Individual Projects

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140424_07-j.pdf

(page 9/325) Small-scale frozen soil wall

(page 11/325) Status of ALPS
(page 42/325) Status of groundwater bypass system
(page 61/325) Testing Sr-capture performance of apatite and zeolite
(page 76/325) Inadvertent transfer of contaminated water to a radwaste building
(page 93/325) Slightly contaminated water leakage from a temporary storage plastic tank
(page 104/325) Tank storage capacity expansion plan
(page 120/325) Revision of subdrain system restoration plan
(page 136/325) Onsite dose reduction measures
(page 222/325) Unit 3 SPF rubble removal status
(page 268/325) Unit 3 MSIV room inspection
(page 282/325) Suppression chamber inspection plan
(page 300/325) Remote decontamination technology development

All the best,
Kenji

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Thursday, April 10, 2014 9:27 PM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, April 11 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, April 11, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No call next week. Next call will be on **Fri, April 25** at 3 pm.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. On-Site Coordination Meeting on Decommissioning & Contaminated Water Issues (4/7/2014)

(only in Japanese)

1-1. Status of Onsite Work Related to Contaminated Water Issues

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/140407_03-j.pdf

(page 12/64) Contaminated water treatment in Units 2/3 seawater piping trench

(page 34/64) Radioactivity in groundwater bypass wells

(page 40/64) Status of ALPS

1-2. Response to Issues Raised at the Meeting

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/140407_04-j.pdf

(page 4/59) Addition of second layer of wier around tank farms

(page 8/59) Installation of additional tanks

(page 24/59) Groundwater/tritium migration simulation near Unit 1 intake structure

(page 40/59) Water-proofing measures at HTI building

(page 45/59) Installation of subdrain water processing system

1-3. Mid-to-long Term Plan for Solid Waste Storage

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/140407_05-j.pdf

2. Fukushima Prefecture Safety Monitoring Council on Decommissioning (4/9/2014)

(only in Japanese)

2-1. Status of ALPS

<http://www.tepco.co.jp/news/2014/images/140409a.pdf>

2-2. Status of Groundwater Bypass System

<http://www.tepco.co.jp/news/2014/images/140409b.pdf>

3. Groundwater Bypass System to Commence Operation (4/9/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1235426_5892.html

3-1. Photos

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2014/201404-e/140409-01e.html>

3-2. Video Clip

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2014/201404-e/140404-01e.html>

4. Establishment of the Fukushima Daiich Decontamination & Decommissioning Engineering Company (4/4/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1235345_5892.html

4-1. Overview of D&D Engineering Company

http://www.tepco.co.jp/en/decommision/team/images/FukushimaDaiichiDandD_01.pdf

4-2. Action Plan of D&D Engineering Company

http://www.tepco.co.jp/en/decommision/team/images/FukushimaDaiichiDandD_02.pdf

4-3. Video Message from Naohiro Masuda, Chief Decommissioning Officer

<http://www.tepco.co.jp/en/news/library/archive-e.html>

All the best,
Kenji

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Friday, April 04, 2014 1:37 AM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, April 4 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, April 4, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(Next call will be on **Fri, April 11** at 3 pm.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. NRA Special Nuclear Facility Oversight & Evaluation Group (3/31/2014)

(only in Japanese)

1-1. Overview of ALPS System and Issues

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0019_05.pdf

1-2. Overview of Sub-drain System

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0019_06.pdf

1-3. Overview of Frozen Soil Wall System

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0019_08.pdf

2. Development of the "FY2014 TEPCO Group Action Plan" (3/31/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1235151_5892.html

"FY2014 TEPCO Group Action Plan"

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140331j0201.pdf

(page 6/26) Cooperation in developing the "Innovation Coast"

(page 7/26) Tackling contaminated water issues

(page 8/26) Consistently achieving decommissioning roadmap targets

(page 9/26) Enhancing equipment reliability at Fukushima Daiichi

(page 10/26) Nuclear safety at TEPCO

(page 11/26) Safety measures at Kashiwazaki Kariwa

3. Contract worker dies in on-site excavation work accident (2/28/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1235120_5892.html

Reference material

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140328_08-e.pdf

4. TEPCO's Response to Fukushima Fishermen's Association's Requests Related to Groundwater Bypass System (4/4/2014)

(only in Japanese)

<http://www.tepco.co.jp/news/2014/images/140404a.pdf>

All the best,

Kenji

地下貯水槽からのRO濃縮水移送に伴う
タンク類からの直接線・スカイシャインによる
敷地境界線量の見直しについて

平成25年5月7日

東京電力株式会社



東京電力

敷地境界線量見直しの経緯

【平成25年3月末】

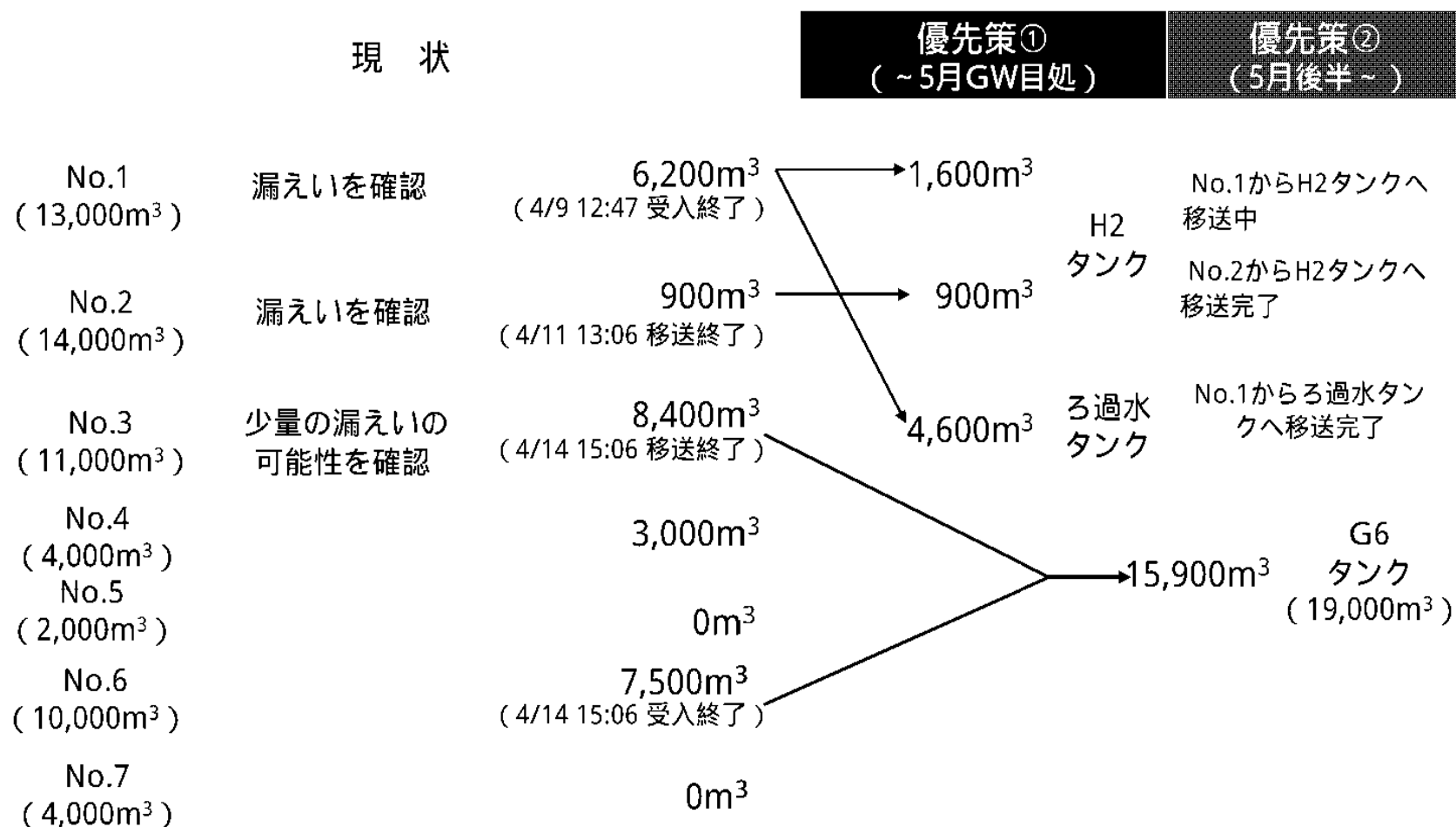
- 南西エリアに設置されているタンクからの直接線・スカイシャイン線による敷地境界線量について、貯留水の核種分析結果を線源条件として評価したところ、Sr-90（Y-90）の制動エックス線の影響が大きく、年間最大0.91 mSvと評価
- 今後のRO濃縮水の増加を見込んで年間1 mSv未滿を保持するため、短期的な対策として敷地境界に近く放射能濃度の高いH5エリアタンクに貯留しているRO濃縮水10,000 m³を地下貯水槽に移送することとし、年間最大0.95 mSvと評価。



【平成25年4月】

- 地下貯水槽からのRO濃縮水の漏えいを踏まえ、H5エリアタンクに貯留しているRO濃縮水を地下貯水槽へ移送できなくなるとともに、これまで地下貯水槽で貯留していた23,000 m³のRO濃縮水を地上設置の鋼製タンクへ移送・貯留
- 新たなタンク増設計画や多核種除去設備の稼働を見込んで、敷地境界線量評価を再度実施（概算評価を実施）

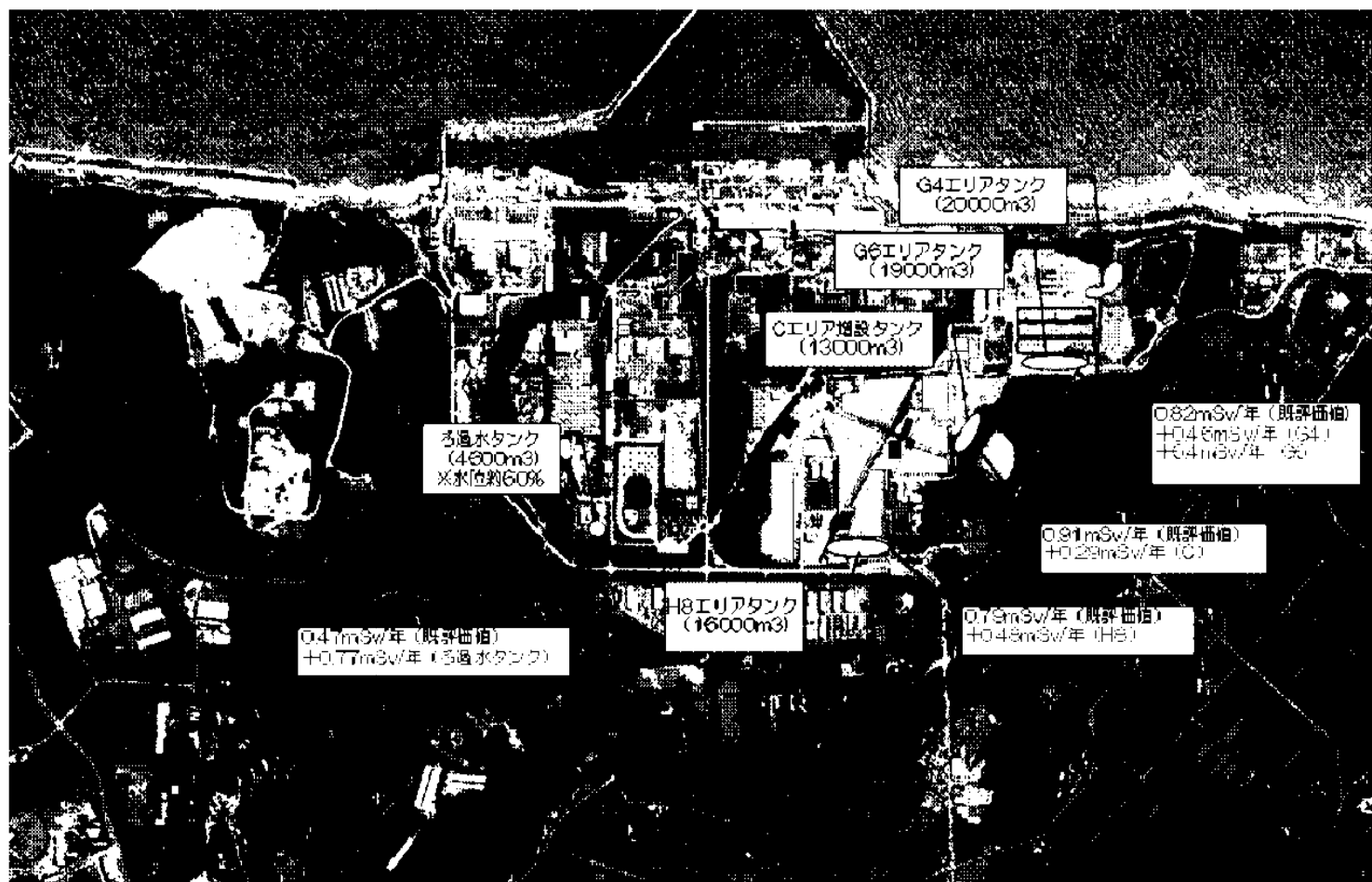
地下貯水槽からの汚染水の移送（概要）



RO濃縮水を貯留する南西エリア，南エリア，西エリアの線量評価結果（概算）

地下貯水槽のRO濃縮水移送先であるH2タンク、ろ過水タンク、G6タンクに加え、追加で発生するRO濃縮水を貯留するH8タンク、Cタンク、G4タンクを評価

追設するタンクの影響としては，G6エリアタンクの影響が最も大きく，南エリアの評価地点に対して年間6.4 mSvの追加となり，年間の敷地境界線量は最大7.8 mSv。



まとめと線量低減対策

敷地の制限から、タンク増設エリアが敷地境界に近く、線量評価値は年間1 mSvを超過（年間最大7.8 mSv）

短期的には年間1 mSvを超えるが、中長期的には多核種除去設備の稼働によりRO濃縮水量を減らすことで敷地境界線量を低減

多核種除去設備の稼働状況により、年間1 mSvを下回る時期が異なるが、ホット試験を確実に実施するとともに、本格運転の早期稼働により100%容量（500 m³/日）以上の処理を実施

→多核種除去設備の稼働状況を踏まえ、今後、年間1 mSvを下回る時期を精査

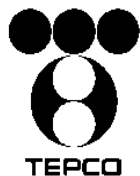
短期的な方策として、放射能濃度の高いRO濃縮水を敷地境界から離れたタンクに移送することにより線量低減を図ることも検討

タンクの線源条件が保守的となっているため、タンク表面線量当量率の測定やタンク水の分析結果を踏まえた線量評価の見直しについても今後実施

Dismantlement of Unit 1 Reactor Building Cover for Fuel Removal at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

May 9, 2013

Tokyo Electric Power Company



東京電力

Overview

At Unit 1 of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, a cover was installed over the Reactor Building in October 2011 for the purpose of preventing radioactive materials from being released.

Even now, debris is still scattered on the operation floor in the Reactor Building.

In order to accelerate decommissioning, the removal of pool fuels and fuel debris needs to be implemented ahead of schedule.

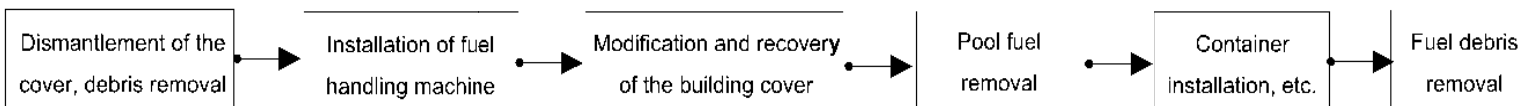
The debris accumulated on the operation floor needs to be removed first in order to realize the early implementation of fuel removal.

In order to proceed with debris removal, the cover installed on the Reactor Building needs to be dismantled.

The dismantlement of the cover is considered to have little impact on the radiation exposure dose at site boundaries attributable to the radioactive materials released from Units 1-3 Reactor Buildings (0.003mSv/year, as of the end of March 2013).

Based on the above, the Reactor Building cover will be dismantled for debris removal from the operation floor.

(Reference: Fuel removal procedure)

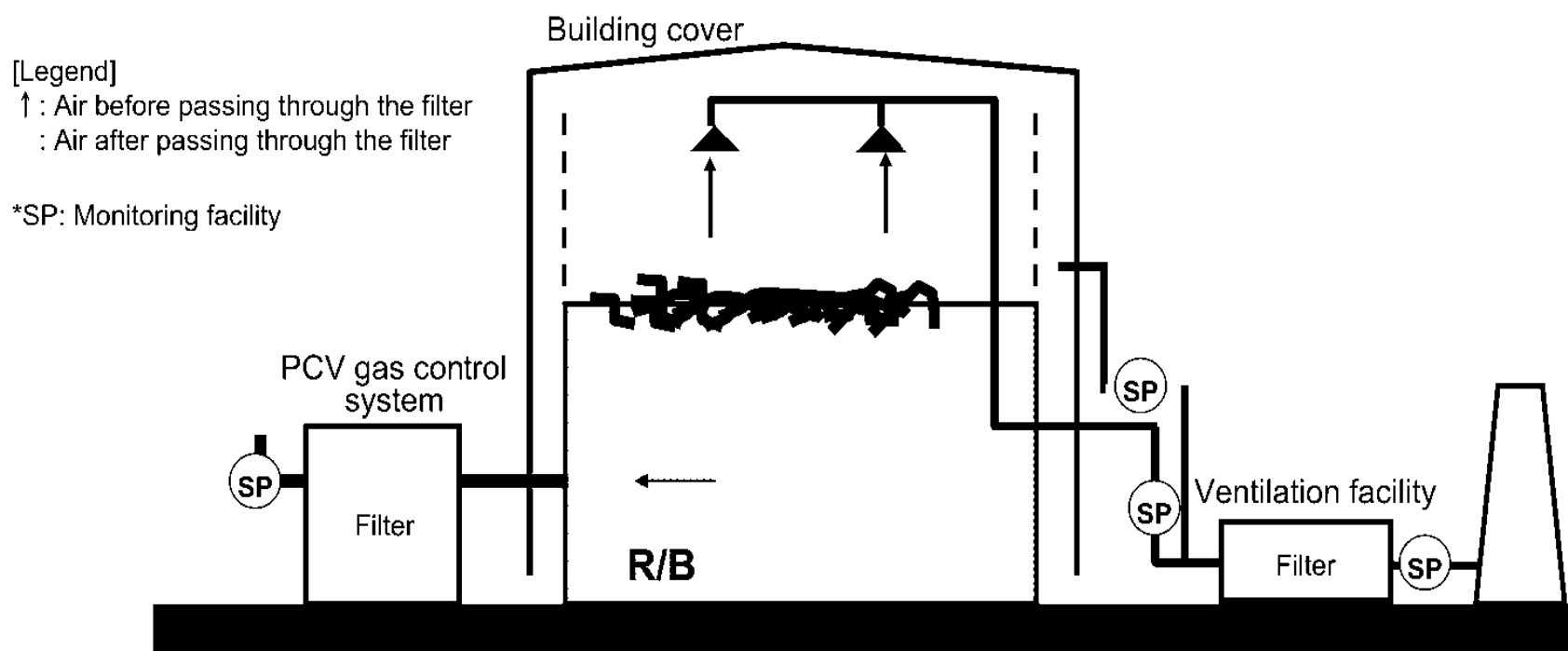


1. Installation of Unit 1 Reactor Building Cover

Cover was installed over the Reactor Building in October 2011 for the purpose of preventing radioactive materials from being released.

The air in the building is drawn into the ventilation facility installed on the building cover at the ceiling and passes through the filter installed outside of the cover for radioactive material removal before being released into the atmosphere.

Monitoring facility is installed for the purpose of monitoring the radioactivity density inside the building cover. After the building cover installation, the PCV gas control system was installed in December 2011 to prevent radioactive materials from being released from the PCV.



2. Current Condition of Unit 1 Reactor Building (1)

Even now, debris is still scattered on the operation floor inside the building cover.

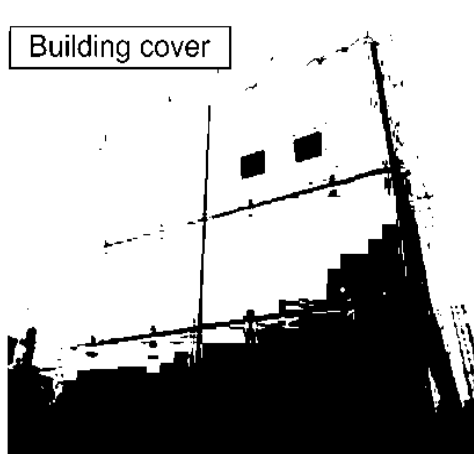


Photo taken in October 2011

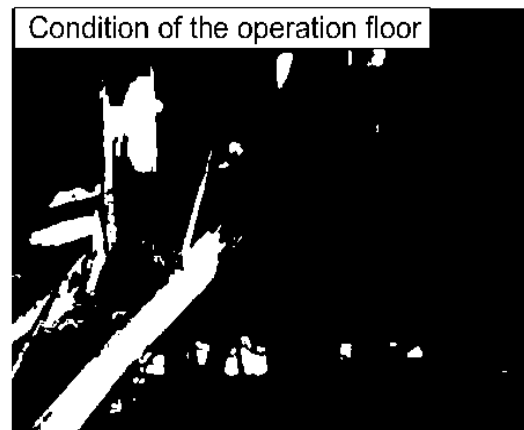


Photo taken in October 2012 (during the investigation of the operation floor utilizing a balloon)

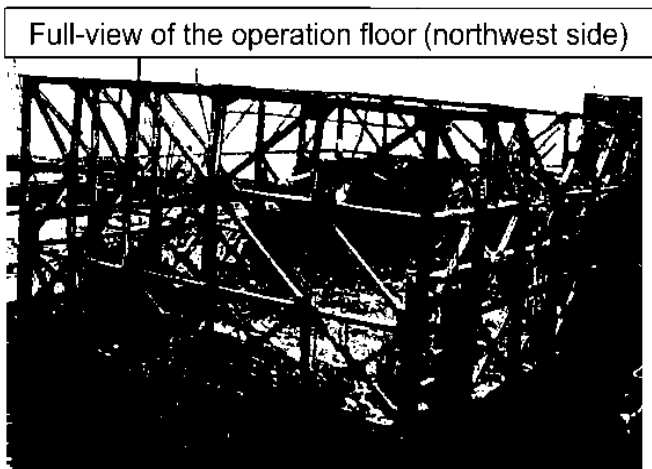


Photo taken around June 2011



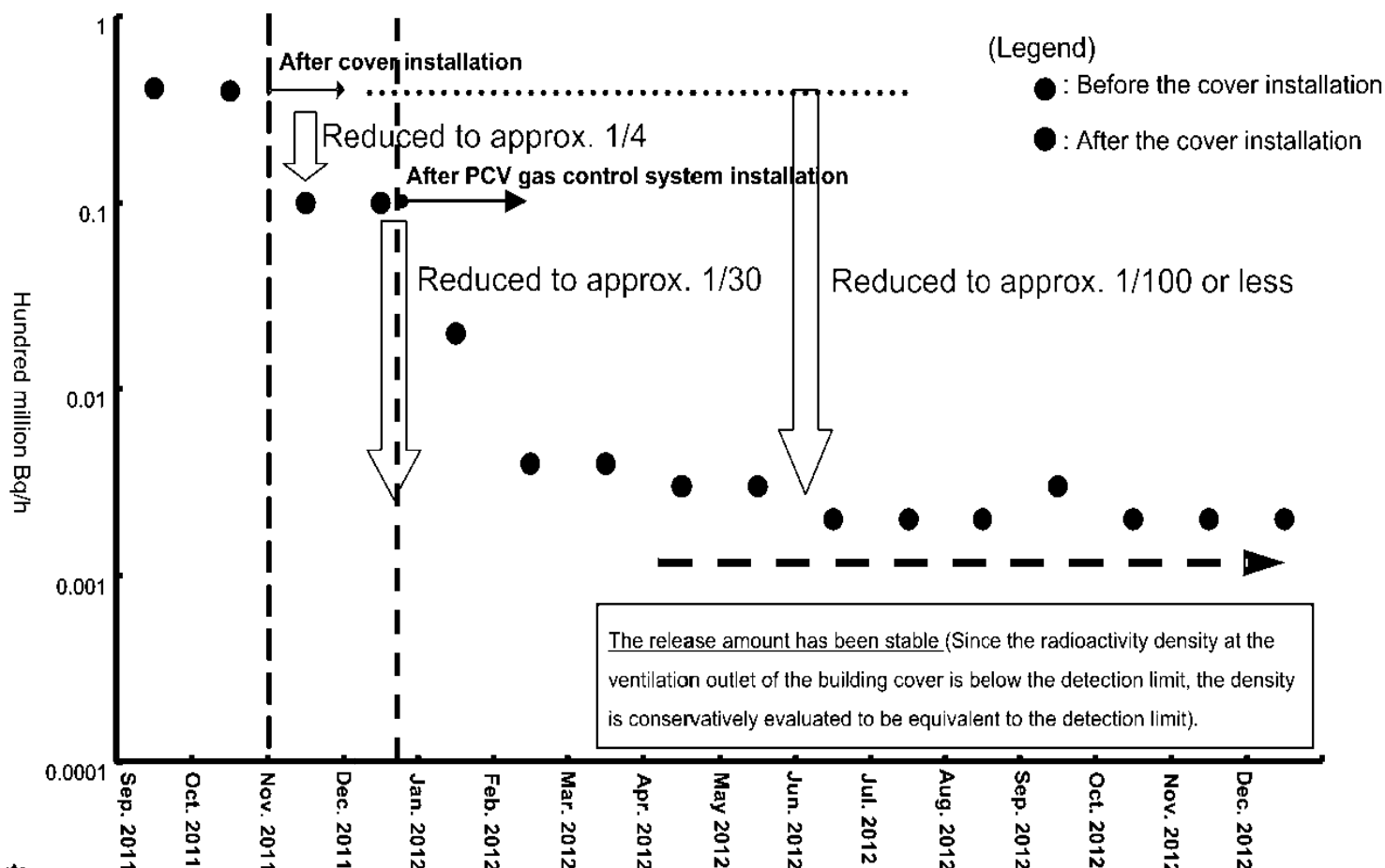
Photo taken in October 2012 (during the investigation of the operation floor utilizing a balloon)

3. Current Condition of Unit 1 Reactor Building (2) (Comparison of Radioactive Release Amounts Before and After the Building Cover Installation)

The current radioactive release amount is approx. 1/100 or less compared to before the building cover installation.

The release amount was reduced to approx. 1/4 as a result of building cover installation.

The release amount was reduced to approx. 1/30 due to the “decrease in radioactive materials released as a result of continuous reactor cooling” and the “installation of PCV gas control system”.



4. Estimated Radiation Dose at Site Boundaries After the Dismantlement of the Building Cover

The current radioactive release amount is significantly lower compared to before the building cover installation due to the “decrease in radioactive materials released as a result of continuous reactor cooling” and the “PCV gas control system in operation”.

Though the radiation dose at site boundaries is estimated to increase after the building cover dismantlement, there will be little impact on the radiation dose at site boundaries attributable to the radioactive materials released from Units 1-3 (0.03mSv/year) considering that measures to prevent radioactive release will be implemented (see page 7 and later).

Condition of Unit 1	Radiation dose at site boundaries attributable to the radioactive release from Unit 1	Radiation dose at site boundaries attributable to the radioactive release from Units 1-3
Before the building cover installation (October 2011)	Approx. 0.1mSv/year	Approx. 0.2mSv/year
Before the building cover dismantlement (average in FY 2012)	Approx. 0.0006mSv/year	Approx. 0.03mSv/year
After the building cover dismantlement (estimate)	Approx. 0.001mSv/year*	Approx. 0.03mSv/year

After the building cover is removed, the radioactive release amount at Unit 1 is estimated to be equivalent to that at Unit 3 where debris removal is ongoing to prepare for the cover installation for fuel removal. Due to this, the release amount at Unit 1 may fluctuate by one digit compared to that at Unit 3 (*0.0001-0.001-0.01mSv/year).

5. Radiation Doses in the Surrounding Area

The radiation doses attributable to the radioactive release from Unit 1 after the building cover dismantlement are estimated as follows.

Exposure dose at 5km from Fukushima Daiichi NPS: Approx. 0.0001mSv/year (Approx. 0.00002 μ Sv/h)

Exposure dose at 10km from Fukushima Daiichi NPS: Approx. 0.00005mSv/year (Approx. 0.000006 μ Sv/h)

Based on the above, the building cover dismantlement is considered to have little impact on the surrounding areas.

Location	Dose rate (μ Sv/h)		Location	Dose rate (μ Sv/h)	
	Before dismantlement*1	Before dismantlement*2		Before dismantlement*1	Before dismantlement*2
Fukushima Prefectural Office (Momijiyama Park)	0.622	Same as the left	Hirono Town Government Office	0.138	Same as the left
Koriyama City Hall	0.383		Iitate Village Government Office	0.749	
Iwaki City Hall	0.140		Katsurao Village Government Office	0.280	
Okuma Town Government Office (Ono)	3.542		Minamisoma City Hall	0.284	
Futaba Town Government Office (Shinzan gymnasium)	4.410		Tamura City Hall (Funehiki day-care center)	0.104	
Tomioka Town Government Office (Tomioka)	2.600		Kawauchi Village Government Office	0.101	
Naraha Town Government Office	0.198		Kawamata Town Government Office	0.205	
Namie Town Government Office	0.138		Aizuwakamatsu City Hall	0.100	

*1 As of 12:00 AM on May 1, 2013 (Source: Nuclear Regulation Authority website)

*2 Estimate

6. Measures to Prevent Radioactive Release (1)

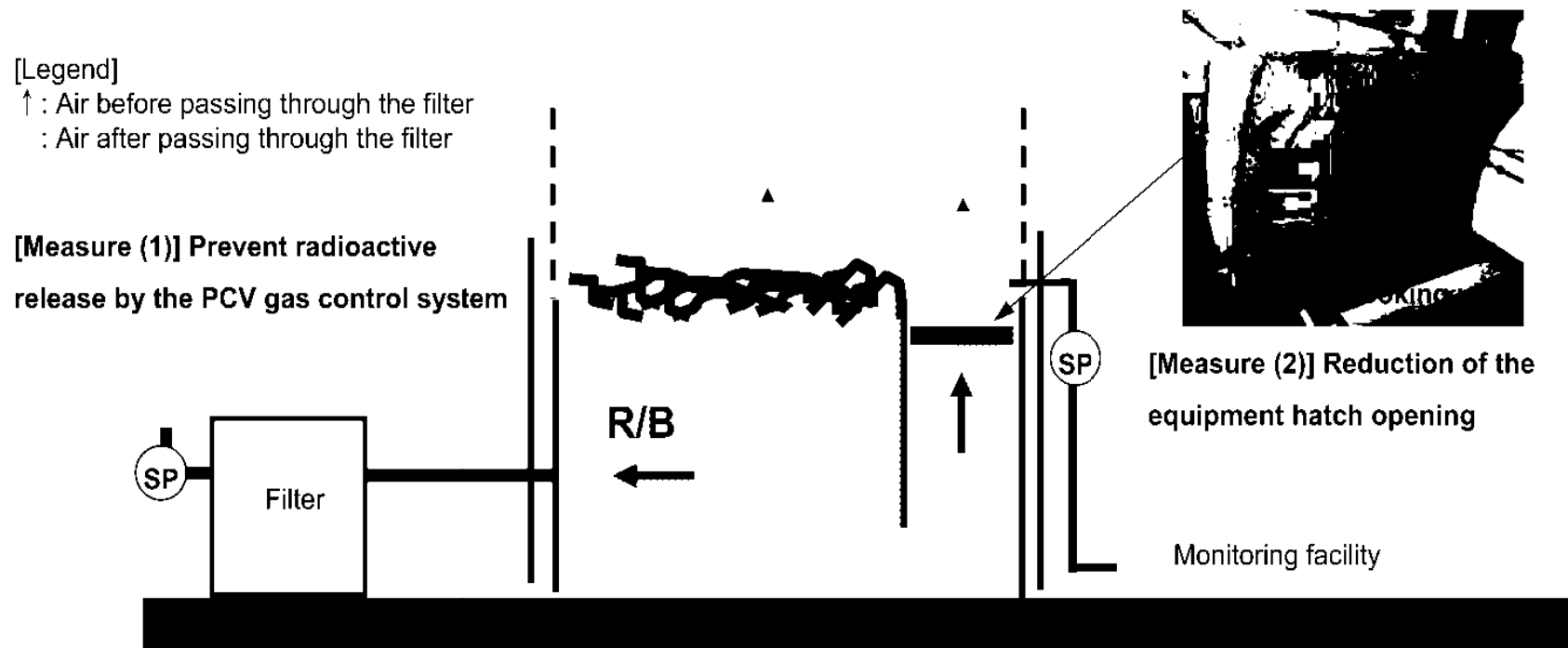
[Measure to prevent radioactive release continuously implemented]

Radioactive release is continuously prevented by the PCV gas control system in operation.

[Measure (1)]

[Measure to prevent radioactive release from the Reactor Building (Newly implemented)]

Radioactive release is mitigated through reducing the opening in the Reactor Building. [Measure (2)]



Structure overview

6. Measures to Prevent Radioactive Release (2)

[Monitoring of radioactivity density]

The monitoring facility on the building cover has been partially relocated* to continuously monitor the radioactivity density (except for the relocation period). [Measure (3)]

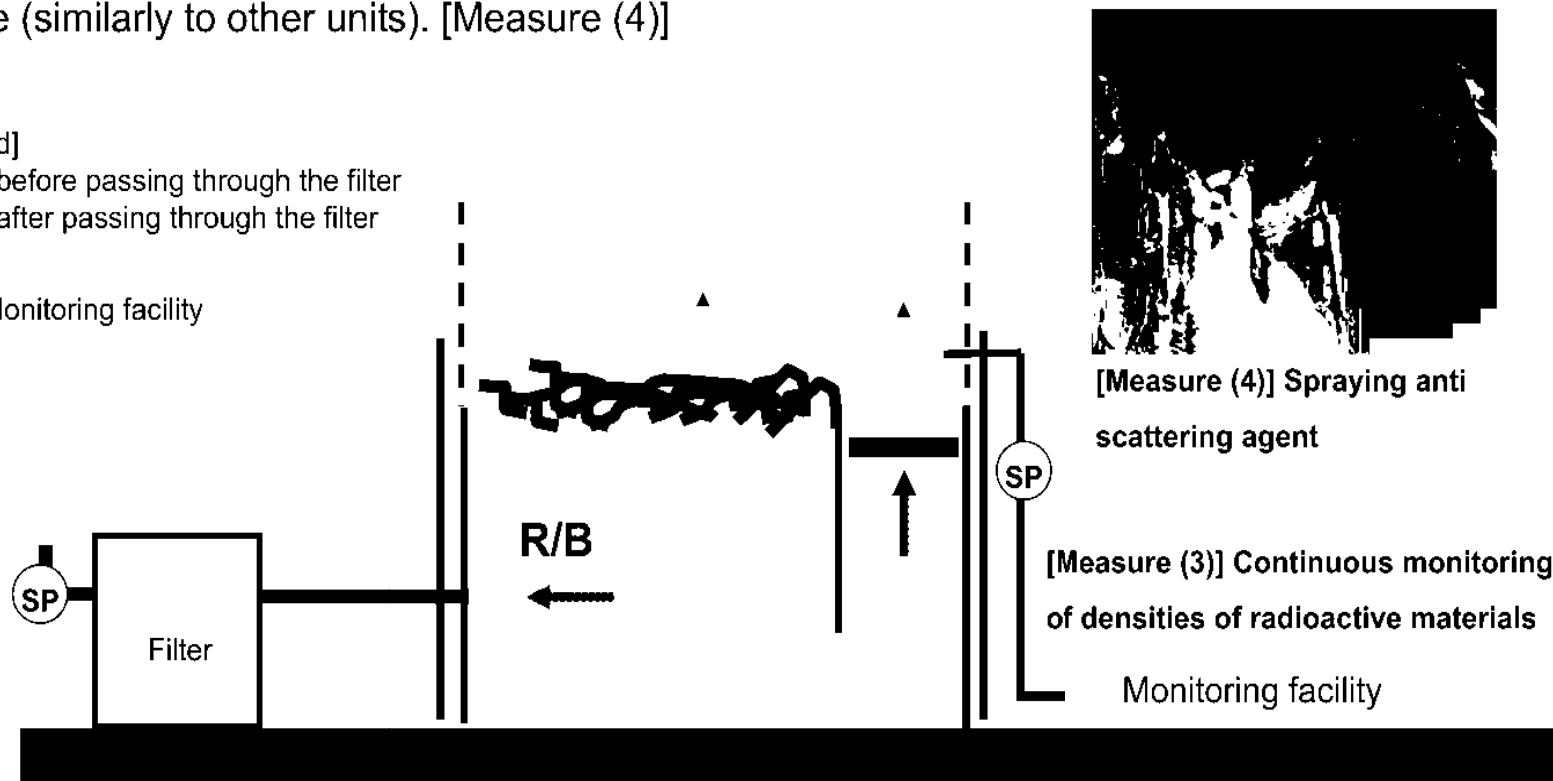
[Measure to prevent radioactive release during debris removal]

During debris removal, anti-scattering agent will be sprayed onto the building to prevent radioactive release (similarly to other units). [Measure (4)]

[Legend]

↑ : Air before passing through the filter
↓ : Air after passing through the filter

*SP: Monitoring facility



東京電力

Structure overview

*The relocation of the monitoring facility is being discussed in detail.

7. Summary

The building cover will be dismantled for debris removal from the operation floor.

Radioactive release is continuously prevented by the PCV gas control system.

The monitoring facility on the building cover has been partially relocated to continuously monitor the radioactivity density (except for the relocation period).

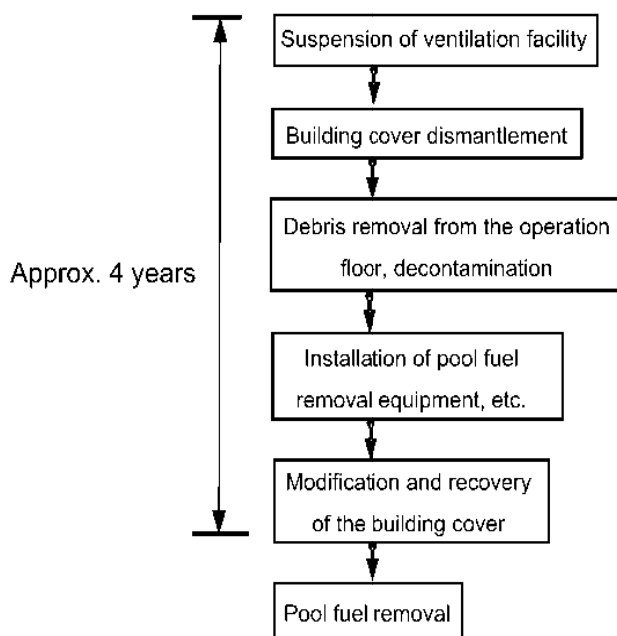
Radioactive release is mitigated through reducing the opening in the Reactor Building.

During debris removal, anti-scattering agent will be sprayed onto the building to prevent radioactive release.

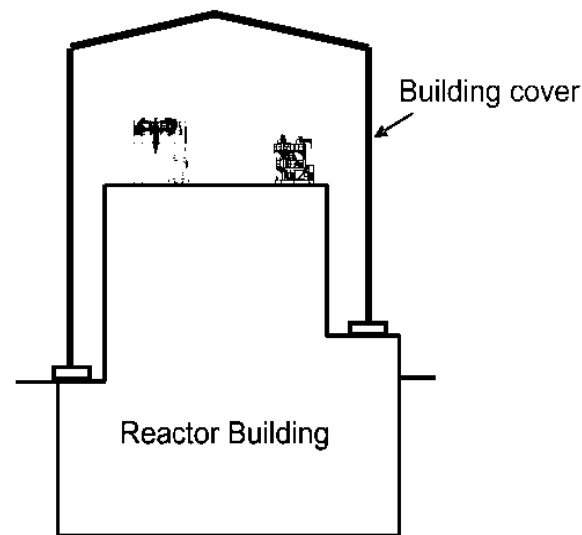
In prior to the building cover dismantlement, the ventilation facility is planned to be suspended around mid FY 2013.

The building cover dismantlement is planned to be started 3 to 5 months after the suspension of the ventilation facility (The ventilation facility will be relocated after being suspended. The building cover dismantlement is planned to be started after the land development is completed to allow for access of the large heavy machinery used for dismantling).

After the installation of pool fuel removal equipment, the building cover will be recovered in about 4 years.



Pool fuel removal procedure



Simulated image of recovered building cover*

*The plan of building cover modification is being discussed in detail.

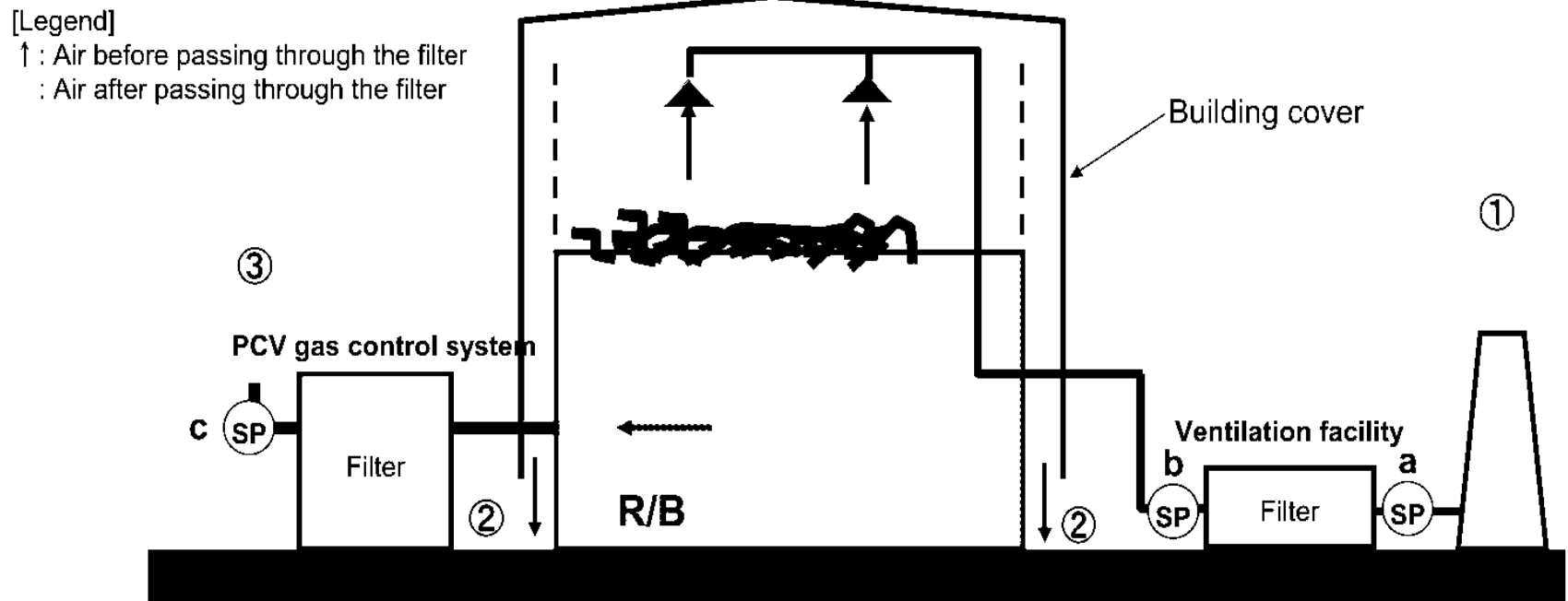
(Reference) Current Process of Radioactive Release and Evaluation Method

The radioactive release amounts evaluated for each location (①-③) are summed up.

The radioactivity densities at the sampling points (SP) (a-c) are used for evaluation.

The evaluation locations and the densities used for evaluation are as follows.

- ① Exhaust air from the cover system filter outlet: Radioactivity density at the outlet [a] x flow rate (approx. 40000m³/h)
- ② Leakage from the cover openings: Radioactivity density inside the cover [b] x leakage amount
- ③ Exhaust air from the PCV gas control system outlet: Radioactivity density at the outlet [c] x flow rate (28m³/h)



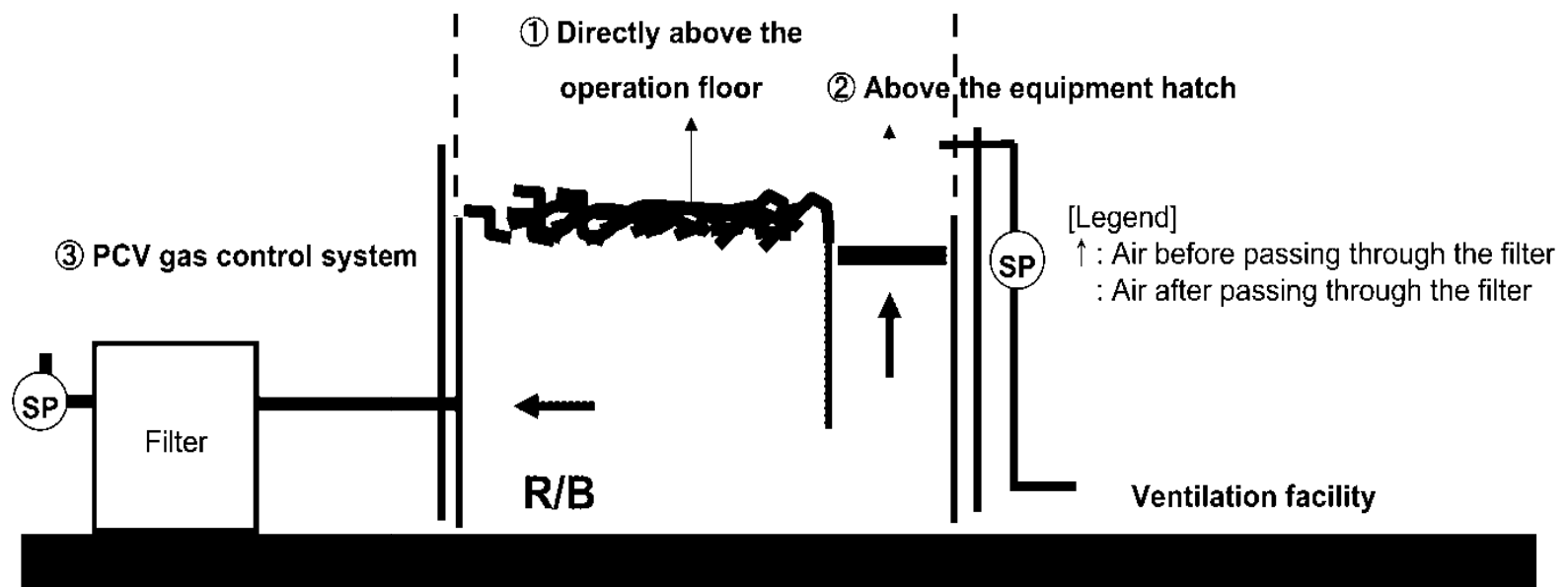
Structure overview

(Reference) Process of Radioactive Release and Evaluation Method After the Building Cover Dismantlement

After the building cover dismantlement

The following 3 paths of radioactive release will be evaluated similarly to Unit 3.

- ① Directly above the operation floor: Radioactivity density of the dust directly above the operation floor x amount of steam generated
- ② Above the equipment hatch: Radioactivity density of the dust above the equipment hatch x air volume in the equipment hatch
- ③ PCV gas control system: Radioactivity density at the outlet x flow rate: remains the same as before the building cover dismantlement



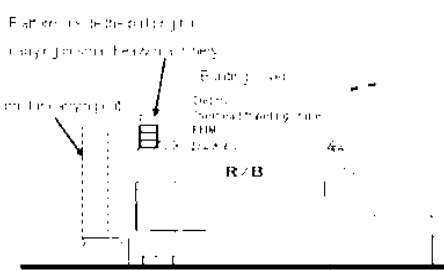


Structure overview

(Reference) Comparison of Debris Removal Methods

[Comparison of debris removal methods]

1. Debris removal inside the building cover
2. Building cover dismantlement and debris removal performed in the container installed outside of the building cover
3. Debris removal after the building cover is dismantled

Overview of debris removal methods for Unit 1 at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (Draft)

	Method 1 (Debris removal inside the building cover)	Method 2 (Debris removal inside the container)	Method 3 (Debris removal after the building cover is dismantled)
Simulated image of the building			
Overview of debris removal procedure	The following procedure is implemented via remote-control operation. 1. Construct a platform in the north side of the building cover. 2. Carry in small heavy machinery from the shutter opening in the north side.	1. Install a container. 2. Dismantle the building cover (by utilizing the overhead traveling crane inside the container). 3. Remove the debris on the operation floor, the overhead traveling crane and the FHM (by utilizing the overhead traveling crane inside the container).	1. Dismantle the building cover. 2. Remove the debris on the operation floor by utilizing a large crane and small heavy machinery

(Reference) Evaluation of Debris Removal Methods

[Evaluation of debris removal methods]

1. Technically infeasible in terms of safety
2. Pool fuel removal will be significantly delayed (more than 5 years) due to the large-scale container construction and technical/constructional challenges.
3. Debris removal can be implemented at the earliest timing though the radioactive release mitigation is not as effective as the methods above.

		Method 1 (Debris removal inside the building cover)	Method 2 (Debris removal inside the container)	Method 3 (Debris removal after the building cover is dismantled)
Evaluation	Radioactive release amount compared to current	Good: No change	Good: No change	OK: Though an additional radioactive release to the atmosphere is expected due to the building cover dismantlement, there will be little impact on the radiation dose at site boundaries.
	Effectiveness of radioactive release mitigation during debris removal	Good: Effective	Good: Effective	OK: Though radioactive debris, etc. will be scattered via wind/rain due to the building cover dismantlement, no significant change was found with the radioactive release amount during debris removal performed at other unit. The radioactive release amount will be continuously monitored utilizing the monitoring system installed on the building cover.
	Technical feasibility	Not good: Difficult to avoid the risk of debris falling into the pool as protection cannot be installed over the pool before starting debris removal. Safety cannot be secured during work implemented via remote control operation with debris being scattered.	OK: Though the method may be technically feasible, the container building surrounding the building cover being about 90m tall causes technical and constructional challenges such as difficulty to ensure seismic safety and large-scale container construction under high radiation dose.	Good: Technically feasible
	Timing of pool fuel removal	N/A: Technically infeasible	Not good: The third phase (pool fuel removal will be significantly delayed (more than 5 years))	Good: The second phase
	Overall evaluation	N/A: Technically infeasible	OK	Good

Progress of Investigation of the Accident and the Emergency Condenser at Unit 1 of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

< Reference >

May 10, 2013

Tokyo Electric Power Company

[Background]

Based on the suggestions, etc. received from the external committee in response to the nuclear accident, continuous investigation and consideration are being carried out. The following new findings have been revealed.

[New findings]

Unit 1 emergency diesel generators (A) and (B) and the alternate current main lines (C) and (D) (connected to Unit 1 emergency diesel generators (A) and (B))

The data on Unit 1 emergency diesel generators and the alternate current main lines have not been announced as the timing of suspension was based solely on verbal evidence and operation log.

It was found that the alternate current main line (C) failed first (the voltage was zero during the period from 3:36 PM to 3:37 PM on March 11, 2011) and then the alternate current main line (D) failed.

It was found that the alternate current main line (C) failed before the emergency diesel generator (A) at Unit 1.

Unit 1 emergency diesel generator (A) had never failed before the alternate current main line (C) failed due to an earthquake.

Statuses (open/closed) of the valves inside the PCV (1B and 4B) of Unit 1 emergency condenser (B)

The statuses (open/closed) of valves 1B and 4B of Unit 1 emergency condenser (B) were unknown.

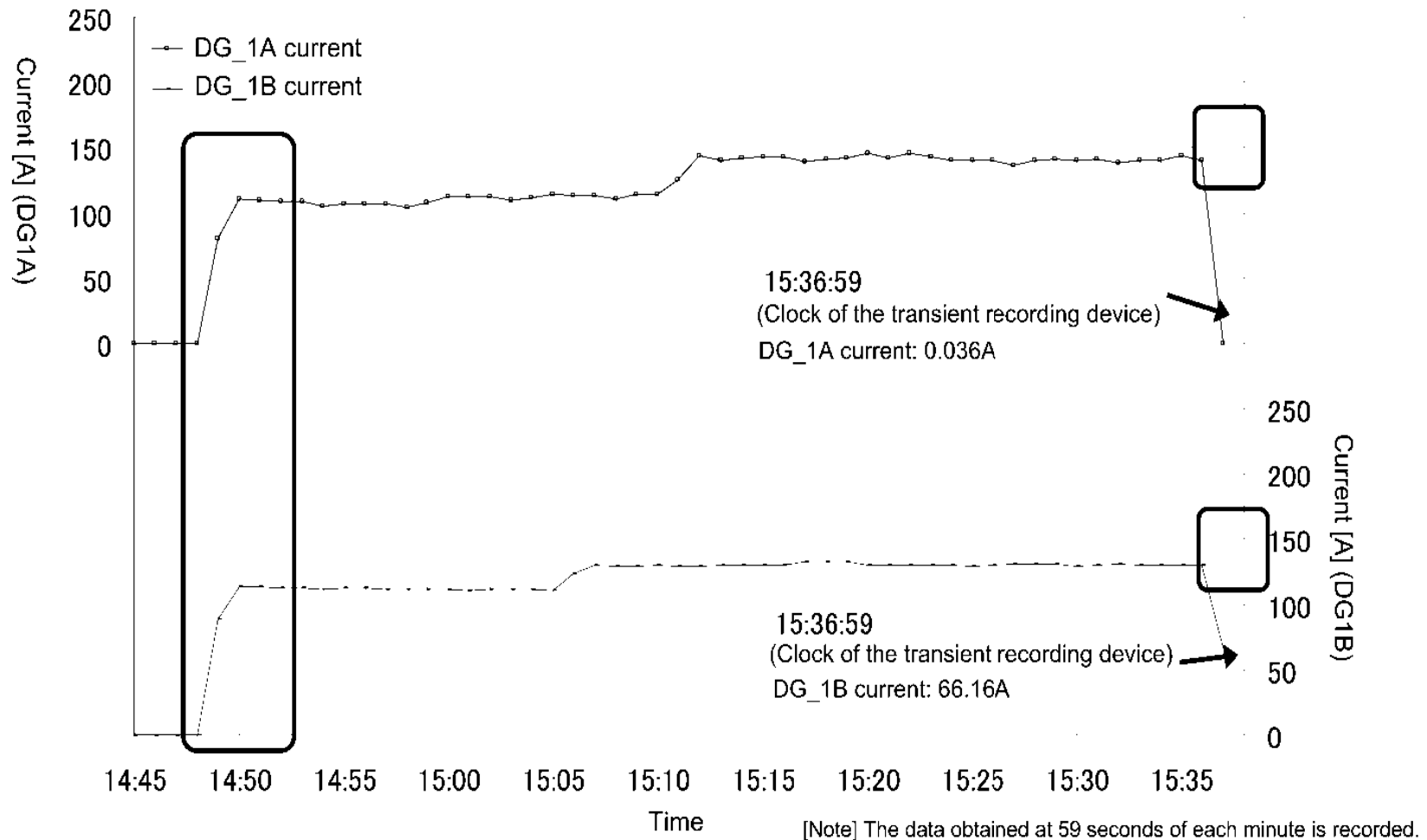
There is a high possibility that the drive power supply (AC power supply) of the inside valves (1B and 4B) of Unit 1 emergency condenser (B) had failed before the isolation (close) signal was sent.

[Data used for investigation/consideration]

Data obtained in the interval of 1 minute by the transient recording device from 11:00 AM on March 3, 2011 to 3:36:59 PM on March 11, 2011*.

*The transient recording device was installed for the purpose of acquiring detailed data (in the unit of millisecond) in response to the occurrence of abnormality (the data has already been announced). The data used for investigation this time was obtained in a wider time interval (in the unit of minute) compared to usual.

Data of the emergency diesel generator current at Unit 1 of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (March 11, 2011)

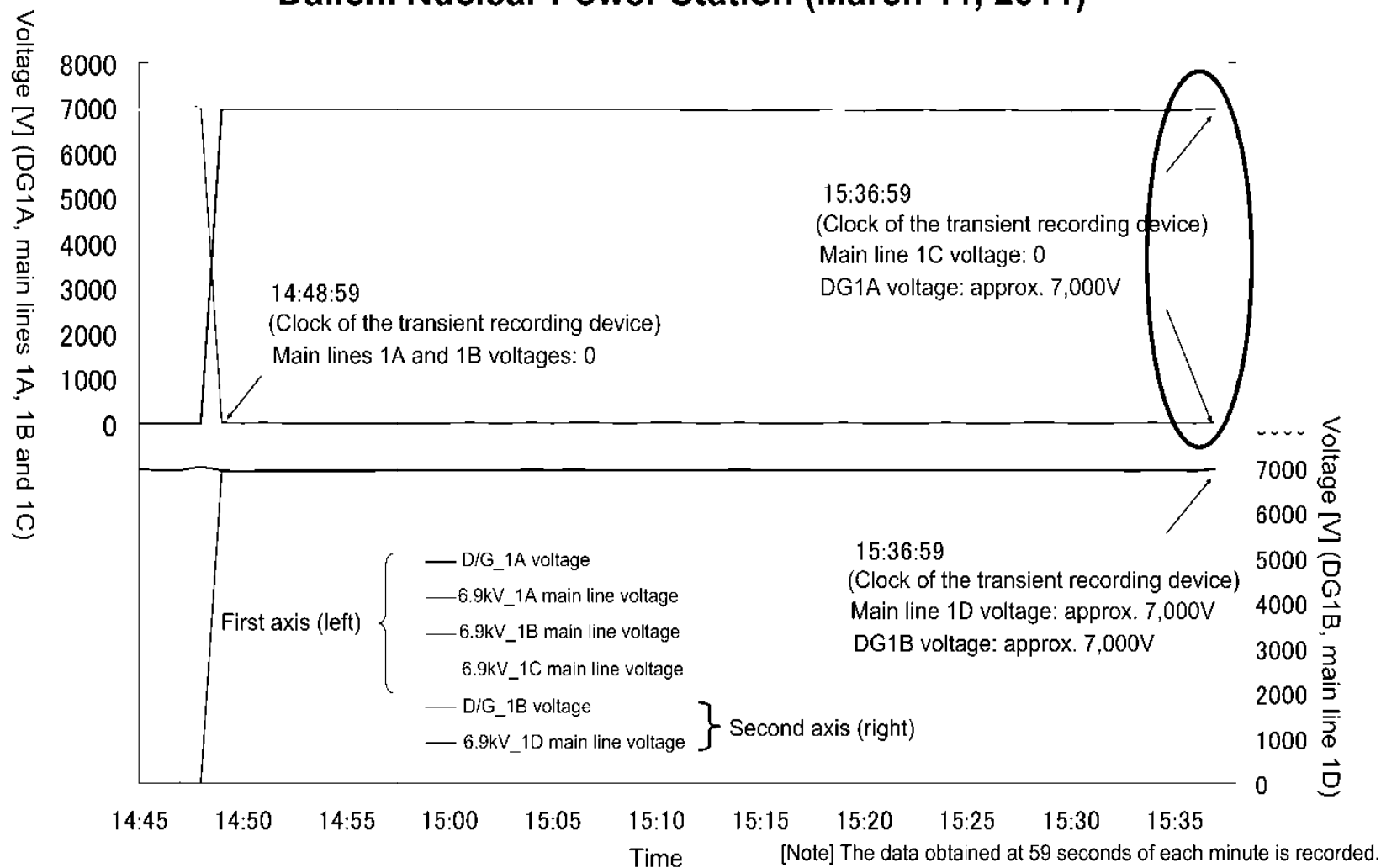


The emergency diesel generators (1A) and (1B) were started at the same timing.

The load systems (equipment and power panels) receiving power from the emergency diesel generators (1A) and (1B) started to fail within one minute.

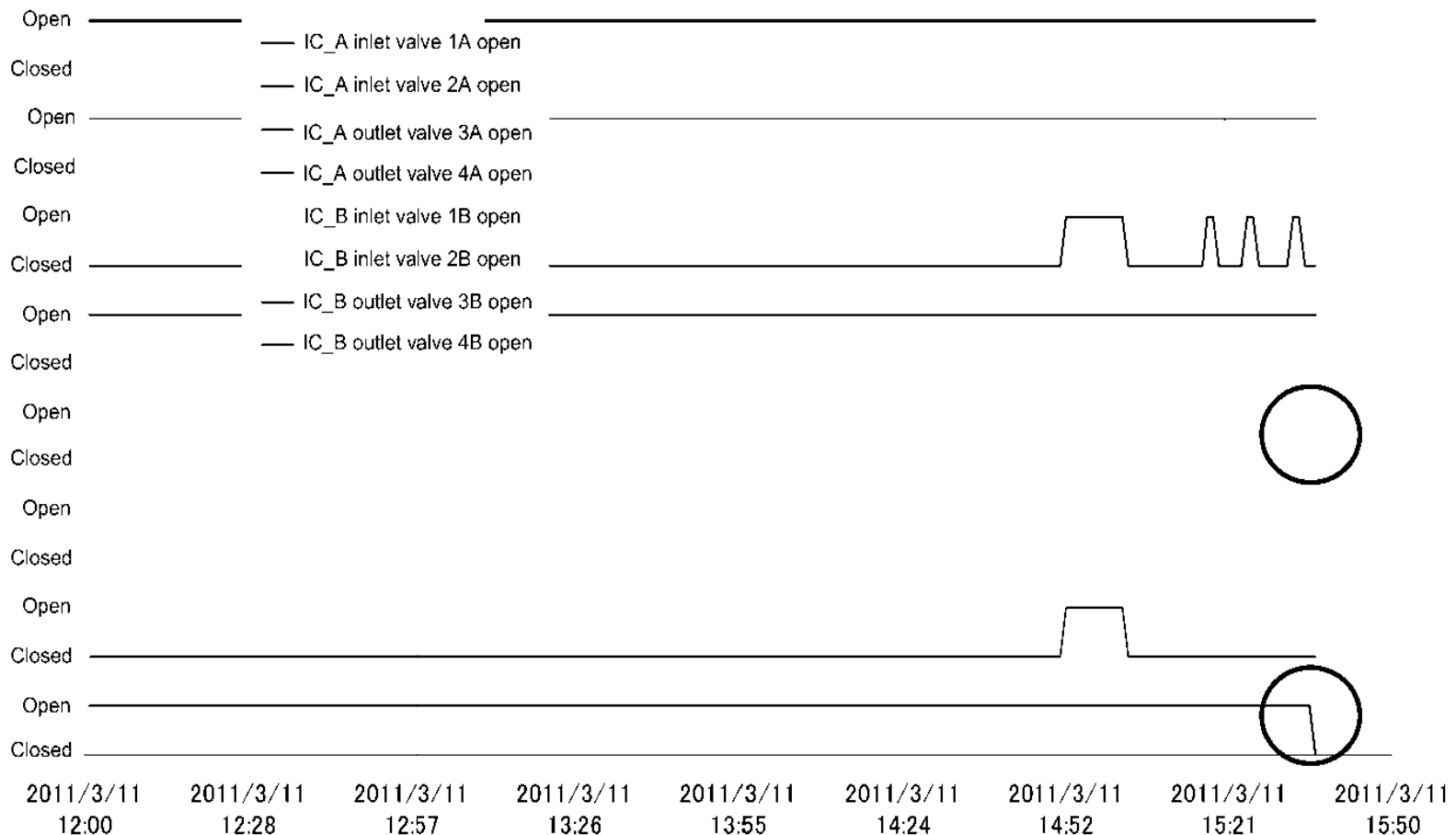


Data of the emergency diesel generator voltage at Unit 1 of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (March 11, 2011)



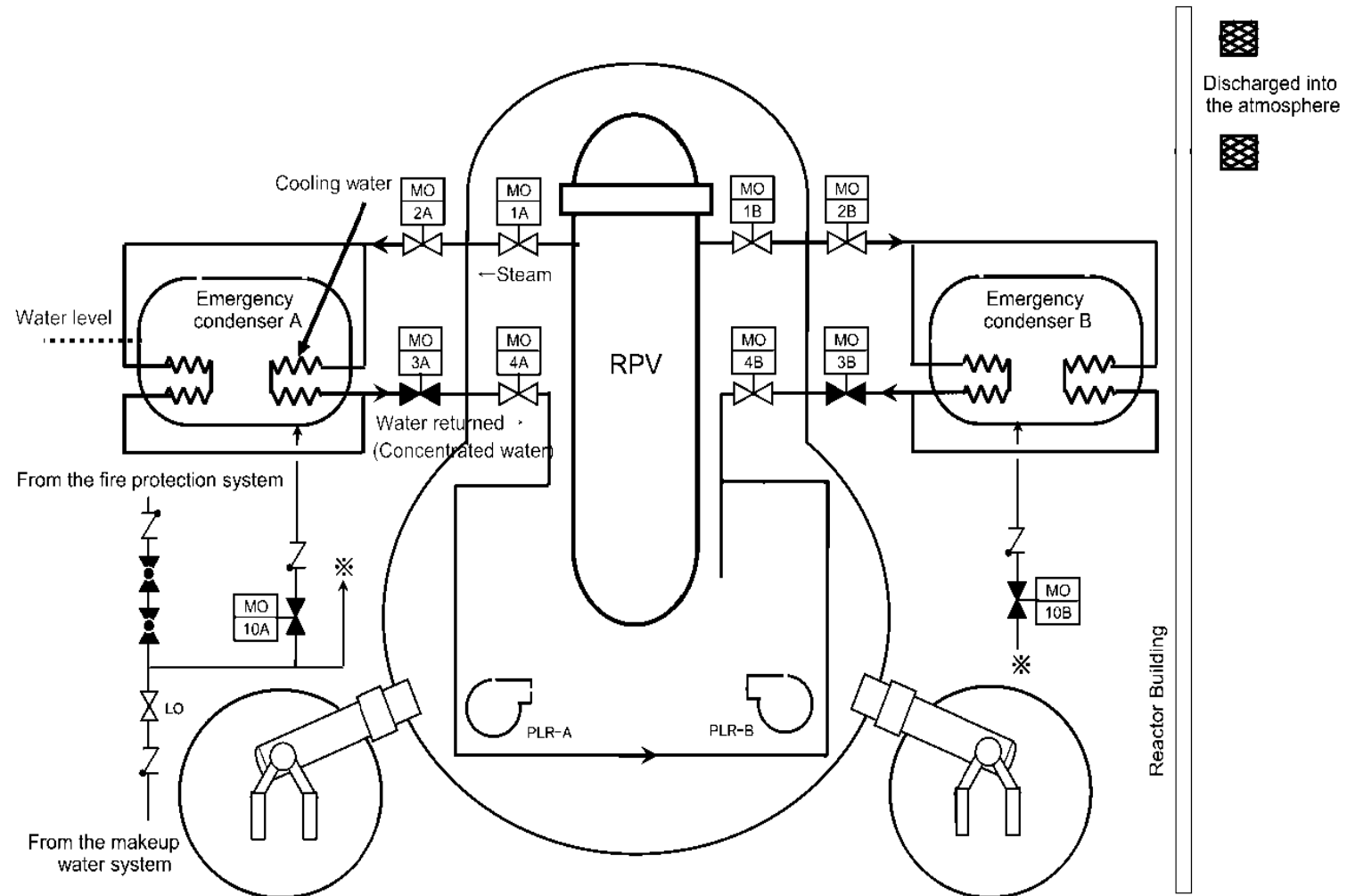
The emergency diesel generator (1A) voltage (D/G 1A voltage) was maintained though the system voltage (6.9kV 1C main line voltage) became zero. It is considered that the diesel generator (A) was operating when the Tsunami reached the power station.

Statuses (open/closed) of the valves of the emergency condenser at Unit 1 of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (March 11, 2011)



As for the emergency condenser (B), it is indicated that the valves inside the PCV 1B and 4B (AC power supply (main line 1C)) failed (the above does not indicate that the valves were closed). There is a high possibility that the drive power supply (AC power supply) of the inside valves (1B and 4B) had failed before the isolation (close) signal was sent.

[Reference] Structure Overview of the Emergency Condenser

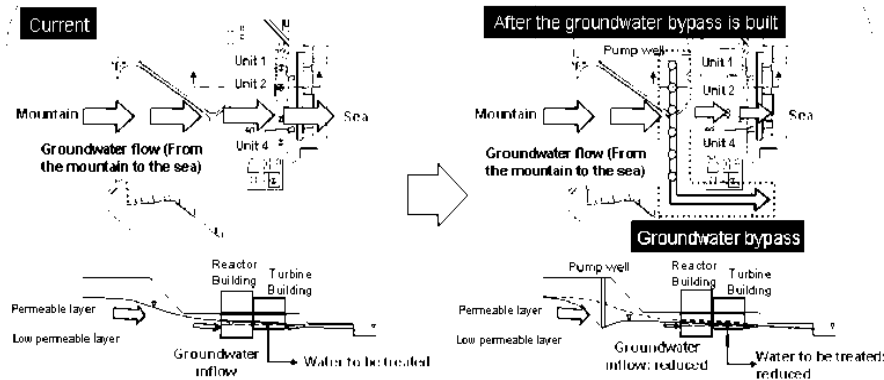


Progress Status of the Groundwater Bypass Construction

May 13, 2013
Tokyo Electric Power Company

The groundwater bypass is being built for the purpose of reducing groundwater inflow into buildings through pumping and bypassing the groundwater flowing from the mountain side in the upstream of buildings. As a result of water quality test on the groundwater pumped up from system A pump well and the water stored in the temporary storage tank, the results were below the detection limit or at sufficiently low levels.

(1) Groundwater Bypass



Groundwater flows from the mountain side to the sea side through the permeable layer and part of it flows into buildings. In order to reduce the groundwater inflow into buildings, the groundwater is pumped up in the upstream of buildings and the flow channel is bypassed.

(2) Construction Progress of the Groundwater Bypass

Water quality test of Pump well
No. 1
No. 2
No. 3
No. 4
No. 5
No. 6
No. 7
No. 8
No. 9
No. 10
No. 11
No. 12
No. 13
No. 14
No. 15
No. 16
No. 17
No. 18
No. 19
No. 20
No. 21
No. 22
No. 23
No. 24
No. 25
No. 26
No. 27
No. 28
No. 29
No. 30
No. 31
No. 32
No. 33
No. 34
No. 35
No. 36
No. 37
No. 38
No. 39
No. 40
No. 41
No. 42
No. 43
No. 44
No. 45
No. 46
No. 47
No. 48
No. 49
No. 50
No. 51
No. 52
No. 53
No. 54
No. 55
No. 56
No. 57
No. 58
No. 59
No. 60
No. 61
No. 62
No. 63
No. 64
No. 65
No. 66
No. 67
No. 68
No. 69
No. 70
No. 71
No. 72
No. 73
No. 74
No. 75
No. 76
No. 77
No. 78
No. 79
No. 80
No. 81
No. 82
No. 83
No. 84
No. 85
No. 86
No. 87
No. 88
No. 89
No. 90
No. 91
No. 92
No. 93
No. 94
No. 95
No. 96
No. 97
No. 98
No. 99
No. 100

Water quality test of system A pump well and the temporary storage tank A has been completed (See ③ Water Quality Test Results for details)



(3) Water Quality Test Results

As a result of water quality test performed by TEPCO and a third party organization, the cesium 137 density was sufficiently lower than the allowable limit (1Bq/L (equivalent to the cesium density in the surrounding rivers)) and the densities of other nuclides were below the detection limits (ND) or sufficiently lower than the density limits specified by laws and regulations.

System Sampling point (Sampling date) Test item	A system (Analyzed by TEPCO)				A system (Analyzed by a Third Party Organization)				Temporary storage tank	Density not specified by regulation
	No.1 Jan. 24, 2013	No.2 Feb. 5, 2013	No.3 Dec. 11, 2012	No.4 Feb. 1, 2013	No.1 No.2 No.3 No.4	No.1 No.2 No.3 No.4	No.1 No.2 No.3 No.4	No.1 No.2 No.3 No.4	(Gr. A 1 tank) April 16, 2013	
Cesium-134	0.047	0.02*	0.211	0.260	ND (<0.0274)	ND (<0.0287)	ND (<0.011)	0.0015	<0.0125	60
Cesium-137	0.074	0.033	0.212	0.12	ND (<0.0275)	ND (<0.0277)	ND (<0.011)	0.037	<0.0905	90
Strontium-89	ND (<0.279)	ND (<0.259)	NU (<0.208)	NU (<0.005)	NU (<0.013)	NU (<0.012)	-	NU (<0.012)	/	320
Strontium-90	ND (<0.224)	ND (<0.221)	NU (<0.068)	NU (<0.022)	NU (<0.006)	NU (<0.005)	<0.005	NU (<0.006)	/	30
Tritium	9	15	<0	39	2	5	ND (<3.7)	6	21	60,000
All α	ND (<1.7)	ND (<1.7)	NU (<1.0)	NU (<1.7)	NU (<1.6)	NU (<1.6)	NU (<0.1)	NU (<1.6)	<0 (<3.0)	-
All β	ND (<2.7)	ND (<6.6)	ND (<2.7)	ND (<6.5)	ND (<4)	ND (<4)	ND (<0.2)	ND (<4)	<0 (<6.5)	-

ND: Below the detection limit

(4) Water Quality Test After the Operational Commencement

Every time water is discharged, monitoring will be performed on the representative nuclides (cesium-137 and all β) and the results will be announced in our web page, etc. as necessary.

	Water quality test after the operational commencement of the groundwater bypass	
Purpose	Determine the feasibility of water discharge	Monitor density fluctuations through detailed analysis performed on a regular basis
Frequency	Timing of water discharge (Monitoring to be done beforehand)	About once a month for the time being (may change to once every 3 months depending on the situation)
Location	Temporary storage tank	Temporary storage tank
Item to check	- Whether cesium-137 is 1Bq/L or less (maximum allowed density) - Whether all β is below the detection limit (20Bq/L)	- Whether the density is sufficiently lower than that of the samples collected in the surrounding marine area and rivers (representative nuclide: cesium-137) - Detailed analysis by TEPCO and a third party organization
Analysis items (Detection limit)	Cesium-137 All β	Cesium-137 Strontium-90 Tritium All α All β

福島第一信頼度向上緊急対策本部の活動状況

平成25年5月16日
東京電力株式会社



東京電力

1. 体制

- 社内のリスク管理委員会の下部組織として当本部を4月7日に緊急設置。
- 当本部は、経営トップの陣頭指揮の下、福島第一における安定化維持・強化のための設備や運営管理の信頼度向上対策を取りまとめ、迅速な実行の調整等を行う。
- メンバーは関係役員、部長、発電所長。
- 本部の下に各論を扱う対策チームを設置。各対策チームには、現場の責任者に加え、原子力分野以外の部門(工務部、配電部、火力部等)も加わり、全社総力をあげて部門横断的に検討。
- これまで本部会議を9回開催。

リスク管理委員会

福島第一信頼度向上緊急対策本部

本部長 社長

副本部長 副社長(山口, 相澤, 石崎)

メンバー 関係役員, 関係部長, 発電所長

汚染水対策チーム

機械設備対策チーム

電気設備対策チーム

土木・建築設備対策チーム

安全対策チーム

情報・コミュニケーションチーム



東京電力

2-1. 活動概況

■ 活動方針

「信頼性向上対策に係る実施計画」に基づく取組みに加え、以下の方針の下、徹底した信頼度向上活動を実施する。

- 燃料冷却設備（原子炉圧力容器・格納容器注水設備、使用済燃料冷却設備、共用プール冷却設備、窒素ガス封入設備、原子炉格納容器ガス管理設備）について、機能喪失させない
- 敷地外へ追加的に放射性物質を放出させない
- 火災を発生させない
- 重要設備について停電させない

■ 取組項目

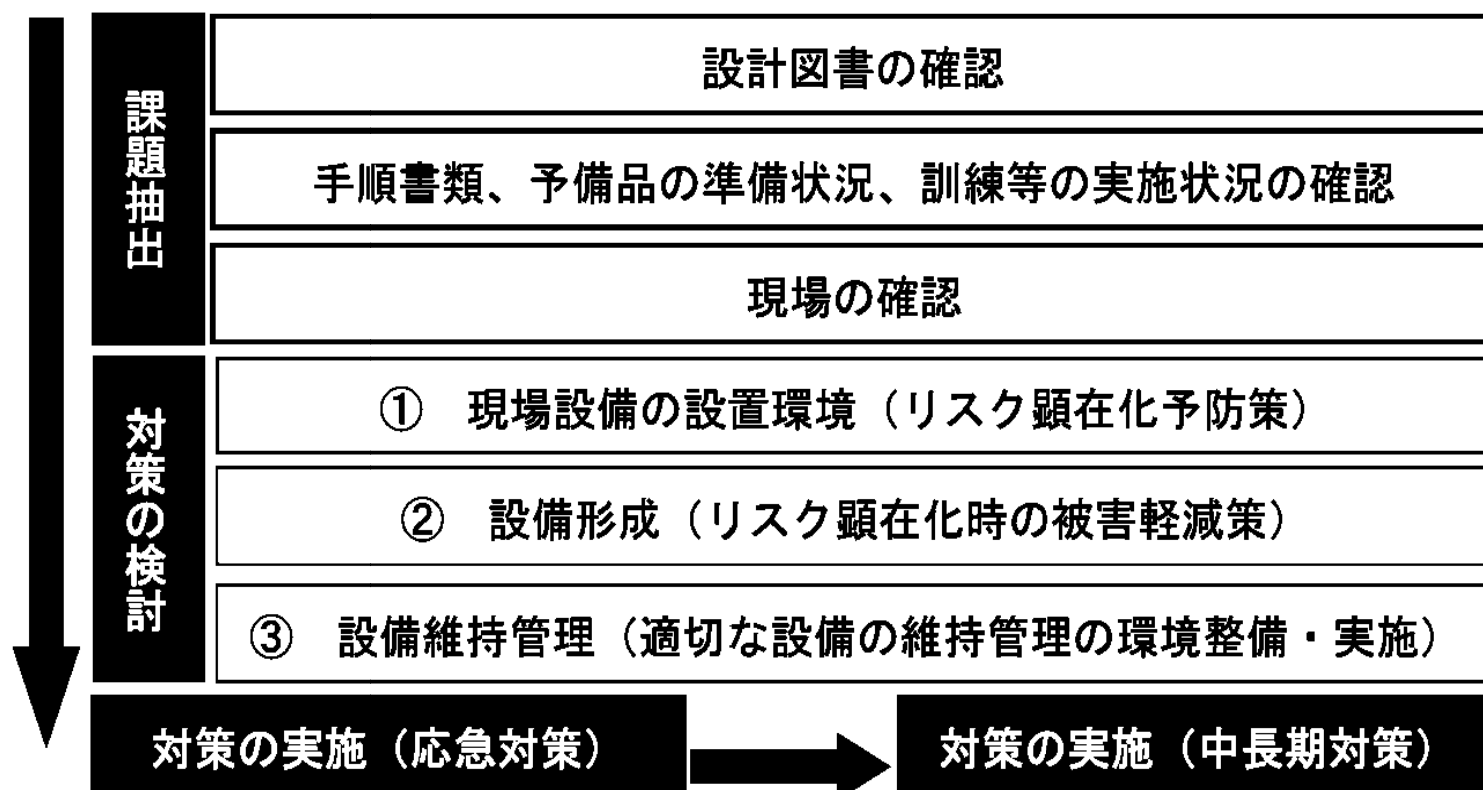
- 徹底した現場調査に基づく設備リスクの把握と運営管理上の問題点の洗い出し
- 外部の視点の活用も含め、あらゆる対策を実施

■ 実施内容

各チームは、現場を中心に確認した潜在的リスクを基に重点的に抽出した問題点について、更なる対策を迅速に検討・実施。

2-2. 実施ステップ

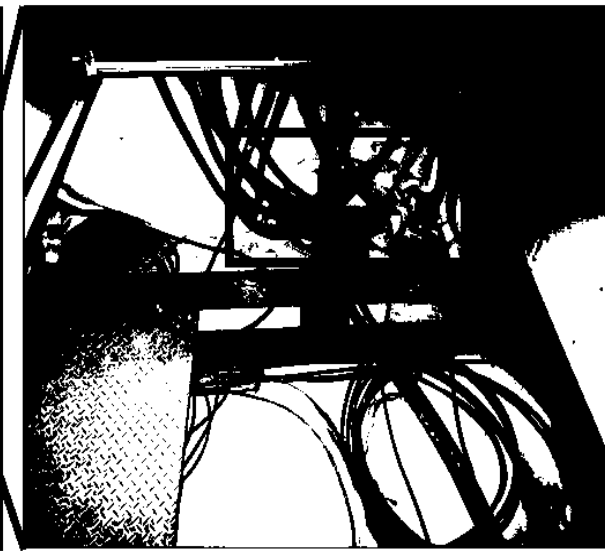
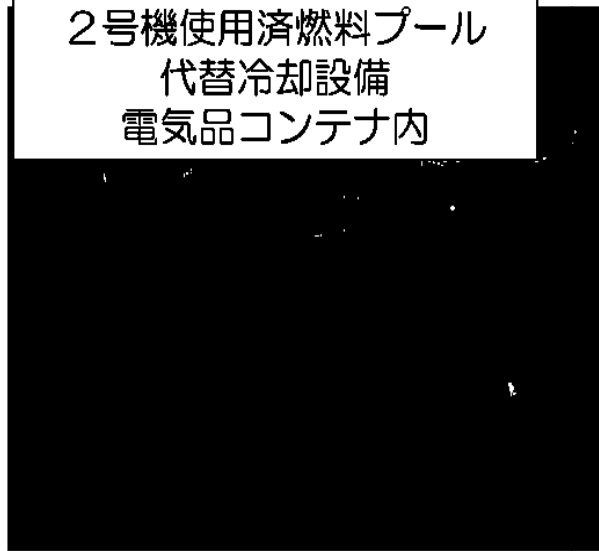
- 各対策チームは、概ね以下のステップで現場の問題点を抽出し、対策実施を検討。
- 3つの対策
 - ① 現場設備の設置環境に関わるもので、リスクの顕在化を予防するための方策
 - ② 現場設備形成に関わるもので、リスクが顕在化した時の被害等の軽減を図るための方策
 - ③ 現場設備の維持管理に関わるもので、適切な維持管理が可能になる環境を整備する方策



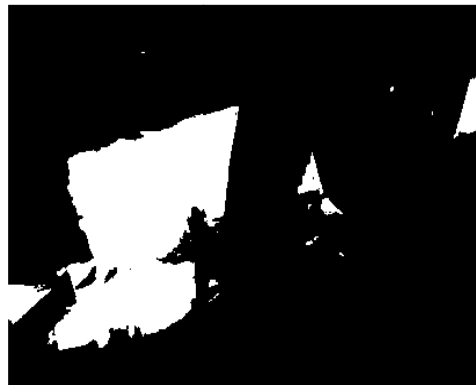
3. 応急対策（例：小動物侵入対策）

■ すぐに着手できる応急対策については実施済

2号機使用済燃料プール
代替冷却設備
電気品コンテナ内



A部の対応結果



B部の対応結果



平成25年4月
対策実施済

4. 今回抽出された主な問題点とその対策例(1)

■ 各対策チームは順次問題点抽出から対策検討を実施(応急対策は一部実施済) ⇒ 参考参照

問題点・ 対策 チーム	参 考 #	問 題 点	対 策 例
汚染水対策 チーム	1	汚染水移送設備の道路横断箇所等の防護が不十分	ガードレール等を設置
	2	水位計ケーブルのカバー保護が不十分	保護カバーを設置
	3	低圧電源盤、機器制御盤に小動物侵入の隙間がある	小動物侵入カバーの設置
電気設備対策 チーム	4	原子炉注水設備の電気系統に地絡が発生した場合に検知 不能な設備がある	必要な回路に漏電しゃ断器を設置
	5	使用済燃料プール冷却代替設備の電源盤ケーブル貫通部 に小動物侵入の隙間がある	小動物が侵入しないよう養生する
機械設備対策 チーム	6	原子炉注水設備の一部配管・弁類が腐食	短期的には配管支持を是正し、長期的には取替
	7	窒素ガス封入設備への車両衝突・接触の懸念	ガードレール等の障壁を設置
	8	原子炉格納容器ガス管理設備の一部配管サポートに傾き がある	より強固な構造化
	9	使用済燃料プール冷却設備の不具合発生時の予備系設備 の起動に時間がかかるおそれがある	予備系設備の冬季の保管方式を見直し

4. 今回抽出された主な問題点とその対策例(2)

問題点・ 対策 チーム	参 考 #	問 題 点	対 策 例
土木・建築設備 対策チーム	10	損傷建屋部材が落下し配管やケーブルを損傷させるおそれや、建物損傷によりケーブル支持材が破損するおそれが一部にある	当該配管やケーブルの防護、撤去、支持材の追加等
	11	免震重要棟の非常用電源設備の保守点検が不十分	社内知見を活用した発電機保守点検の強化等
安全対策 チーム	12	現場における5S(整理・整頓・清潔・清掃・しつけ)が徹底されていない事例がある(工事用資機材の放置等)	仕様書で要求するルールに則って是正するよう元請企業を指導するとともに是正状況を確認。
	13	現場において基本動作・安全基本ルールが徹底されていない事例がある(高所作業での安全带・フックの不使用等)	基本動作・安全基本ルールを徹底するよう元請企業を指導するとともに改善状況を確認。
	14	現場において火気養生および充電部養生が徹底されていない事例がある(強風時の屋外火気作業では不十分な養生箇所から火の粉が漏れ出る等)	仕様書で要求するルールに則って是正するよう元請企業を指導するとともに是正状況を確認。

＊「情報・コミュニケーションチーム」は、過去事例調査・検討を行う中で問題点を洗い出し、適時適切な情報公開の実施のための対策について検討中。

(参考1) 汚染水移送設備（道路横断箇所等）の損傷防止

対策の目的	設備の故障(含む停電)による水処理機能喪失防止
対象設備	汚染水移送設備(道路横断箇所等)
対策の種類	現場設置環境の向上(リスク顕在化予防策)
課題	汚染水の移送設備の道路横断部や道路近接部については、ガードレール等の防護が実施されていない箇所が散見された。 万一、当該箇所に車両が誤って突っ込み、設備が損傷を受けた場合、汚染水の移送が停止し水処理機能が喪失するリスクがある(同時に汚染水が周辺土壤に漏えいするリスクもある)。
対策	当該箇所に仮設ガードレール等を設置し、通過車両に対して注意喚起を促すとともに設備の損傷防護とする。 要対策箇所は、これまでの現場確認では合計12件確認。 対策は、大型の通過車両が多く設備損傷のリスクが高い箇所から順次着手し、7月末を目途に実施する。

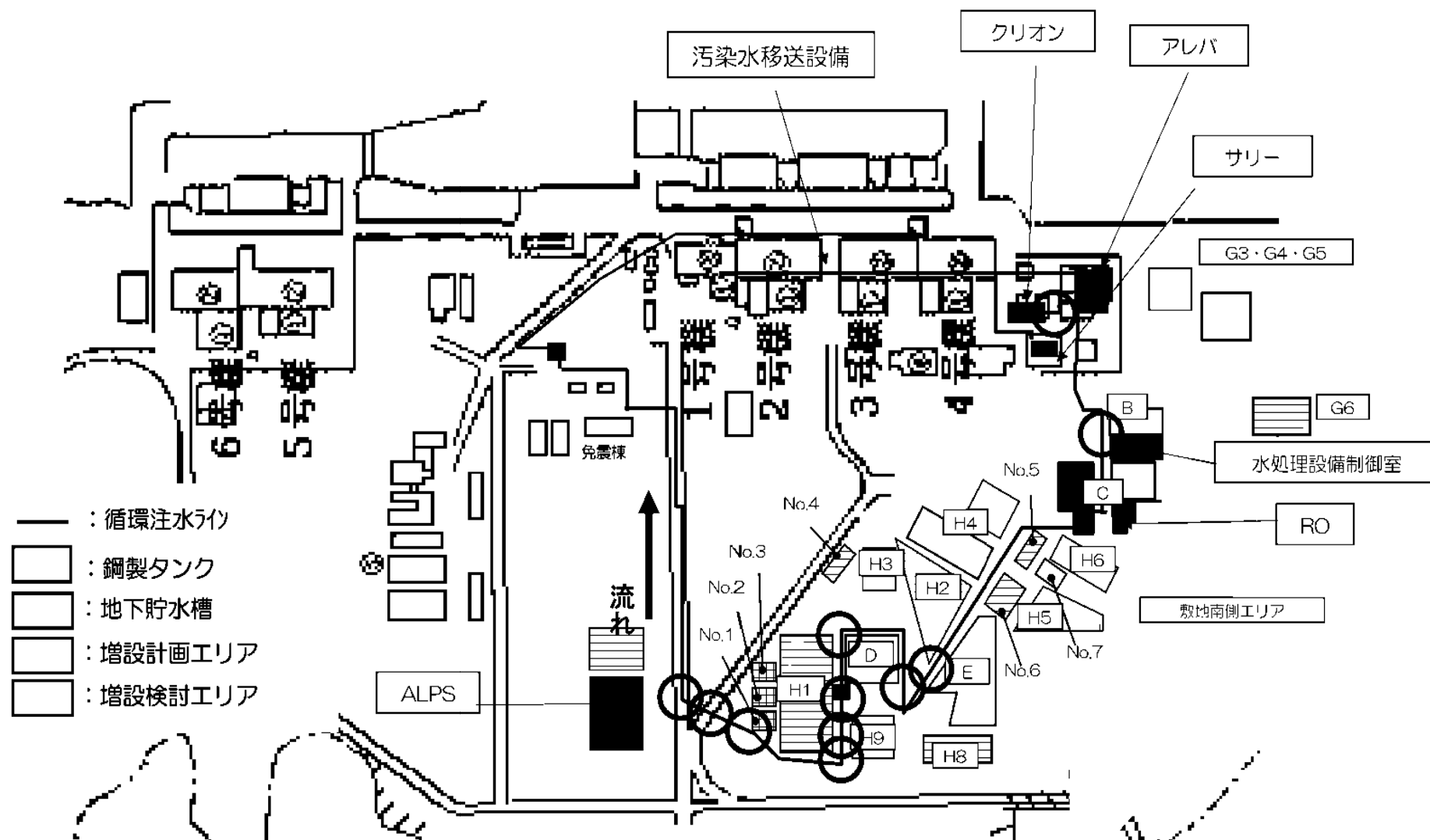
スケジュール	平成25年			
	5月	6月	7月	8月
調査・対策の検討	■	対象箇所の洗い出し、優先順位付け		
対策の実施		■	契約手続き	
		■	応急措置	
			■	対策実施



要対策箇所の事例 (H1～H9エリア)

【参考1 補足資料】対策が必要な箇所

○：対象箇所



(参考2) 水位計ケーブルの損傷防止

対策の目的	水位計ケーブルの損傷防止					
対象設備	水処理設備					
対策の種類	現場設置環境の向上(リスク顕在化予防策)					
課題	貯槽・タンクの水位計ケーブルが保護カバー(エフレックス管)に収まっていない箇所があり、ケーブル損傷の場合オーバーフロー等発生可能性がある。					
対策	水位計ケーブルが露出しないように保護カバーを設置する。現場確認では合計4件確認。H25年8月末までに処置する予定。 なお、中・長期的には大循環を構成するタンクの水位計については二重化を検討する。					
スケジュール	平成25年					
	5月	6月	7月	8月	9月	
調査・対策の検討	■	対象箇所の洗い出し				
対策の実施		■	資材発注、順次納品 対策実施			



(参考3) 水処理設備の機能喪失防止

対策の目的	小動物侵入による機器制御盤の損傷防止
対象設備	水処理設備
対策の種類	現場設置環境の向上(リスク顕在化予防策)
課題	低圧の分電盤、機器制御盤の小動物が侵入する隙間がある。
対策	小動物進入防止カバーを設置する。ネズミが忌避するシール材を充填する。 現場確認では約18件確認。H25年9月末までに処置する予定。

スケジュール	平成25年					
	5月	6月	7月	8月	9月	
調査・対策の検討	<div></div>	対象箇所の洗い出し				
対策の実施		<div></div>	資材発注、順次納品			
	<div></div>	<div></div>	<div></div>	応急措置	<div></div>	



▲当該箇所は仮閉止処置済

対策実施

(参考4) 原子炉注水設備の機能喪失防止

対策の目的	燃料冷却設備の機能喪失防止
対象設備	原子炉注水設備
対策の種類	設備形成(リスク顕在時の被害軽減策)

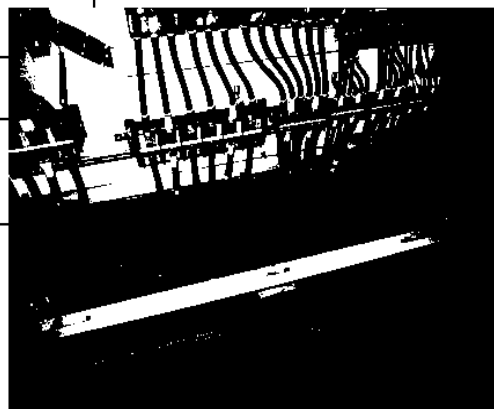
課題	漏電しゃ断器が設置されていない負荷があるため、地絡が発生しても検知不能な設備がある。 また、漏電検出感度設定に不備があり、上流の漏電しゃ断器が先に動作して、原子炉注水設備が停止する可能性がある。
対策	漏電しゃ断器が必要な回路には、漏電しゃ断器を設置。 漏電しゃ断器必要箇所は、分電盤3面確認。 平成26年3月までに処置を完了する。

スケジュール	平成25年						平成26年
	5月	6月	7月	8月	9月	10月～	1月～
調査・対策の検討			対象箇所の洗い出し、優先順位付け				
対策の実施				資材発注、順次納品			
							対策実施

(参考5) 使用済燃料プール代替冷却設備の機能喪失防止

対策の目的	燃料冷却設備の機能喪失防止
対象設備	使用済燃料プール代替冷却設備
対策の種類	設備維持管理(適切な設備の維持・管理の環境整備・実施)
課題	電源盤のケーブル貫通部に隙間があるため、小動物が侵入する。これにより短絡・地絡が発生し、使用済燃料プール代替冷却設備の電源が停止し、使用済燃料プールの冷却が停止する可能性がある。
対策	電源盤に小動物が侵入しないように、養生を行う。 小動物の侵入の恐れがある箇所は、現場確認では合計56件確認。応急対策として仮養生を4月に実施済み、残りの恒久対策を8月までに処置する。

スケジュール	平成25年					
	4月	5月	6月	7月	8月	9月
調査・対策の検討	■		対策箇所の洗い出し、優先順位付け			
対策の実施	■		資材発注、順次納品			
	■ 応急対策実施		■ 対策実施			



(参考6) 原子炉注水設備の機能喪失防止


対策の目的	原子炉注水設備の機能喪失防止
対象設備	原子炉注水設備
対策の種類	現場設置環境(リスク顕在化予防策)
課題	2, 3号の給水系注水配管・弁類が腐食しており, フランジ接合部からの漏えいリスクがある。またチェーンブロックで配管支持がされている。
対策	短期的には配管支持2箇所を是正する。長期的には配管・弁類の取替を実施する。

スケジュール	平成25年度										
	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
配管支持の是正(短期)	■										
配管弁類の設置(長期)	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
			■	■	■	■	■	■	■	■	■



(参考7) 窒素ガス封入設備の機能喪失防止

対策の目的	窒素ガス封入設備の機能喪失防止
対象設備	窒素ガス封入設備
対策の種類	現場設置環境(リスク顕在化予防策)
課題	窒素ガス分離装置A, B, C, 仮設IA空気圧縮機(電動2台・D/G2台)は、機器や供給ラインが道路や駐車場に面した場所に設置しており、車両が衝突、接触した場合に、設備が損傷し停止することにより、各号機への窒素ガス封入が停止するリスクがある。
対策	車両が設備に直接衝突しないようにガードレールやコンクリートブロック等の障壁を設置する。 窒素ガス分離装置A, B, C, 仮設IA空気圧縮機(電動・D/G)の計7台を対象に実施していく。 平成25年8月末までに処置する。

スケジュール	平成25年						施工例
	5月	6月	7月	8月	9月	10月～	
調査・対策の検討	■	■	対象箇所の洗い出し、優先順位付け				
対策の実施		■		■	■	■	
				資材発注, 順次納品	対策実施		

(参考8) 原子炉格納容器ガス管理設備の追加的放射性物質の放出防止

対策の目的	敷地外への追加的放射性物質の放出防止
対象設備	原子炉格納容器ガス管理設備
対策の種類	現場設置環境(リスク顕在化予防策)
課題	2号機の配管サポートの一部に外力によると思われる傾きがある。 サポートの傾きを放置するとフレキ部への集中荷重によりリークするリスクがある。
対策	傾いたサポートを取外し、基礎構造をビス止めからアンカー止めにする等、従来よりも強固な構造に見直す。 現場確認により、傾いているサポート約10箇所の修理を実施する(6月末処置完了予定)。

スケジュール	平成25年					
	5月	6月	7月	8月	9月	
調査・対策の検討	■	対象箇所の洗い出し、優先順位付け				
対策の実施	■	資材発注、順次納品				
		■	対策実施			



(参考9) 1/4号機エアフィンクーラ予備系起動時間の短縮

対策の目的	燃料冷却設備の機能喪失防止
対象設備	使用済燃料プール冷却設備
対策の種類	設備形成(リスク顕在化時の被害軽減策)
課題	1/4号機のエアフィンクーラ予備系は、冬季の凍結防止対策として乾燥保管としている。運転中のエアフィンクーラに不具合が発生した場合、系統の水張りから実施する必要がある、系統の機能回復までに時間を要する。
対策	凍結防止対策として既に不凍液の添加が実施されていることから、予備系についても満水保管とする。満水保管とすることにより、不具合発生時の起動時間の短縮が図れることに加え、定期的な切替による、劣化の均一化が図れる。

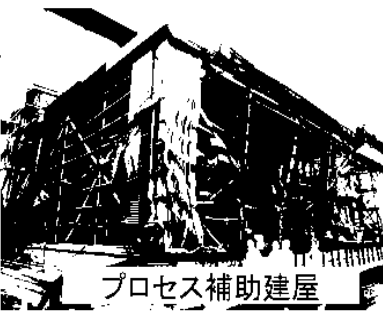
スケジュール	平成25年				
	5月	6月	7月	8月	9月
対策の検討	<div><div></div><div></div></div>	手順の検討(当直との調整)			
対策の実施	<div><div></div></div>	不凍液の発注			
			4号機予備系満水保管		
			1号機予備系満水保管		

4号機 使用済燃料冷却システム2次系の現状
白：インサービス状態 赤：水抜き保管

(参考10) 建物損傷による重要設備の損傷防止

対策の目的	敷地外への追加的放射性物質の放出防止, 重要設備の停電防止
対象設備	滞留水移送設備, 所内電源設備
対策の種類	現場設置環境(リスク顕在化予防策)

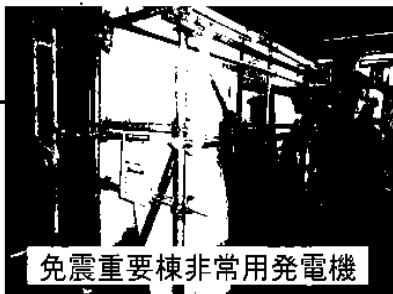
課題	<p>損傷建屋部材が落下し, その下部にある滞留水移送配管や電源ケーブルが損傷し, 滞留水の漏洩・電源停止に至る</p> <p>建物損傷により, 建屋上部を横断している電源ケーブルの支持材が破損し, ケーブル切断により電源停止に至る</p>
対策	<p>滞留水移送配管や電源ケーブルへの防護材設置, ならびに落下しそうな部材の撤去 (短中期)</p> <p>電源ケーブル支持材の追加 (長期)</p>

スケジュール	平成25年度						平成26年度
	5月	6月	7月	8月	9月	下期	
調査・対策の検討	課題抽出・対策立案						 プロセス補助建屋
対策の実施	防護材設置対策, 落下しそうな部材撤去の実施						
							電源ケーブル支持等の追加対策の実施

(参考11) 免震重要棟非常用発電機の信頼度向上

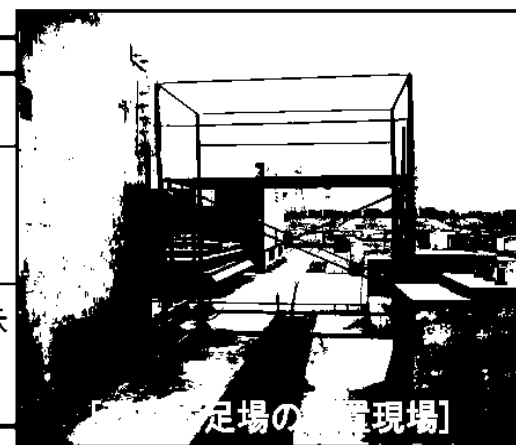
対策の目的	重要設備の停電防止
対象設備	免震重要棟非常用電源設備
対策の種類	設備維持管理(適切な設備の維持・管理の環境整備・実施)

課題	高線量下で十分に保守点検ができないため、免震重要棟非常用発電機が停電時に稼働せず、免震重要棟の電源停止に至る 発電機駆動用のガスタービンが分解点検出来ないため、長期的に修繕が出来ず免震重要棟非常用発電機が運転不能となり、免震重要棟の電源停止に至る
対策	既存発電機を継続使用するため、駆動部の潤滑油補給等の点検頻度を上げる。 起動試験時の指示値や駆動音の変化について、駆動用ガスタービンに知見のある火力部支援による保守点検強化を行う。(短中期) 発電機のリプレースの検討、実施(長期)

スケジュール	平成25年度						平成26年度
	5月	6月	7月	8月	9月	下期	4月～
調査・対策の検討		課題抽出・対策立案					
対策の実施			保守点検の強化 発電機のリプレイス				

(参考12) 工事中資機材の放置改善

対策の目的	その他(安全・品質の維持・低下防止)	
対象作業	重大リスクに繋がる作業または作業安全上災害のリスクが高い作業(原子炉注水設備他関連作業)	
対策の種類	現場作業環境の改善(リスク顕在化予防策)	
課題 (問題点)	<p>現場における5S(整理・整頓・清潔・清掃・しつけ)が徹底されていない事例が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移動式足場・梯子、足場パイプ等が使用禁止等の表示がないまま放置 ・火気作業(溶接等)が行われる近傍に可燃物(木くず等)が放置 など <p>これらは同エリアでの作業干渉による作業効率の低下(作業品質の低下)、あるいは使用禁止等の表示がないため、不用意に使用し、ケガ等の人身災害(作業安全の低下)に至る可能性がある。また、火気作業の飛び火が可燃物に飛び火し、火災に至る可能性がある。</p>	
対策	<p>主管箇所は、速やかに現場状況を確認し、当社が仕様書で要求するルールに則って是正するよう、元請企業を指導する。各元請企業は、当社の指摘を踏まえ、自社の作業現場の状況が当社が仕様書で要求するルールに則っているかを点検し、適合していない場合は是正する。当社は現場オブザベーションを継続的に実施し、各社の当社指摘に対する是正状況を確認するとともに、是正されていない場合は、当該の是正を徹底するよう改めて指導する。</p>	
スケジュール	平成25年4月	平成25年5月
調査・対策の検討	■	■ 対策箇所の洗い出し(現場観察)
対策の実施		■ 作業主管箇所への対策指示 ■ 対策の実施





(参考13) 基本動作・安全基本ルールへの遵守

対策の目的	火災防止, その他(安全・品質の維持・低下防止)	
対象作業	重大リスクに繋がる作業または作業安全上災害のリスクが高い作業(原子炉注水設備他関連作業)	
対策の種類	現場作業の改善(リスク顕在化予防策)	
課題 (問題点)	<p>現場における基本動作・安全基本ルールが徹底されていない事例が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高所作業における安全带・フックの不使用 ・電工ドラムにケーブルを巻いた状態での使用(加熱による延焼) ・刃物使用時の革手袋の不使用 ・作業区画(立入禁止)エリアへの進入 など 	
対策	<p>当社は、基本動作・安全基本ルール遵守を徹底するよう、安全推進連絡会等の場で、元請企業を指導する。各元請企業は、各社で実施する安全に関わる指導会等の場で当社要求仕様(工事共通仕様書・安全対策仕様書など)の内容を周知し、基本動作・安全基本ルール遵守の徹底を図る。</p> <p>当社は、現場オブザベーションを継続的に実施し改善状況を確認していく。</p>	
スケジュール	平成25年4月	平成25年5月
調査・対策の検討	<p>■ 対策箇所の洗い出し(現場観察)</p>	
対策の実施		<p>■ 作業主管箇所への対策指示 対策の実施</p>



(参考14) 火気養生・充電部養生の徹底

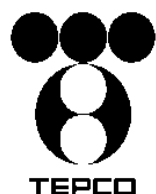
対策の目的	火災防止, その他(安全・品質の維持・低下防止)	
対象作業	重大リスクに繋がる作業または作業安全上災害のリスクが高い作業(原子炉注水設備他関連作業)	
対策の種類	現場作業の改善(リスク顕在化予防策)	
課題 (問題点)	<p>現場における火気養生及び充電部養生が徹底されていない事例が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・屋外の火気作業(強風)において, 不十分な養生箇所から火の粉が漏れ出る状況を確認 ・制御盤内作業で隣ユニットが充電されていたが養生が不十分な状況を確認 など <p>火気作業については, 周辺の可燃物(タイベックなど)に飛び火し, 火災・火傷に至る可能性がある。また, 制御盤内では充電部への誤接触により, 感電災害や設備故障に至る可能性がある。</p>	
対策	<p>主管箇所は, 速やかに現場状況を確認し, 当社が仕様書で要求するルールに則って火気養生や充電部養生等を実施するよう, 元請企業を指導する。各元請企業は, 当社の指摘を踏まえ, 自社の作業現場の状況が当社が仕様書で要求するルールに則っているかを点検し, 適合していない場合は是正する。当社は現場オブザーベーションを継続的に実施し, 各社の当社指摘に対する是正状況を確認するとともに, 是正されていない場合は, 当該の是正を徹底するよう改めて指導する。</p>	
スケジュール	平成25年4月	平成25年5月
調査・対策の検討		<p>対策箇所の洗い出し(現場観察)</p>
対策の実施		<p> 作業主管箇所への対策指示 対策の実施</p>



[電気盤内作業現場]

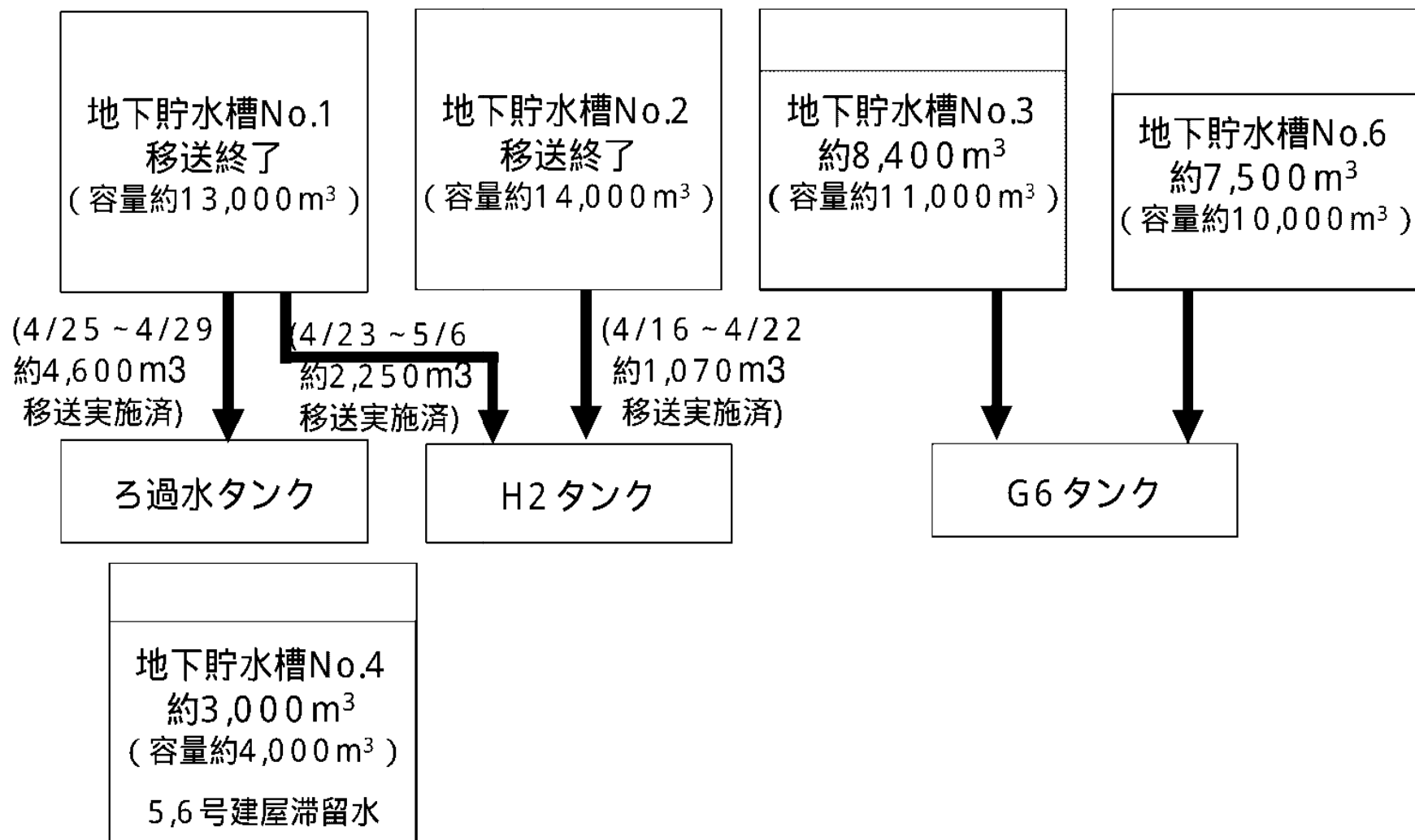
地下貯水槽No.3,6 から G6 タンクへの移送について

平成 2 5 年 5 月 1 6 日
東京電力株式会社

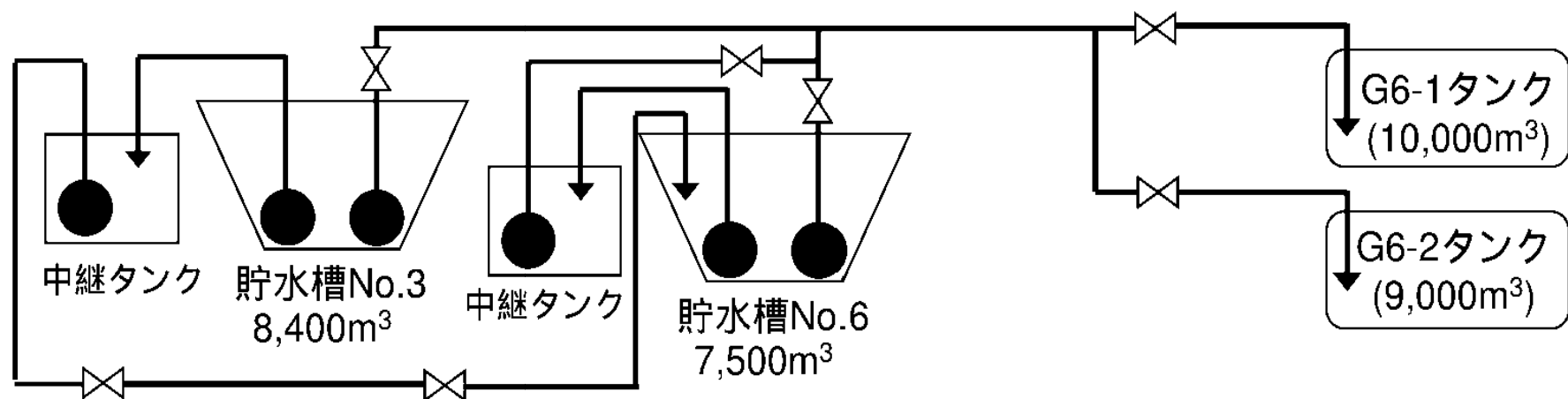


東京電力

各地下貯水槽の現在の貯水量



地下貯水槽No.3,6 からG6 タンクへの移送方法



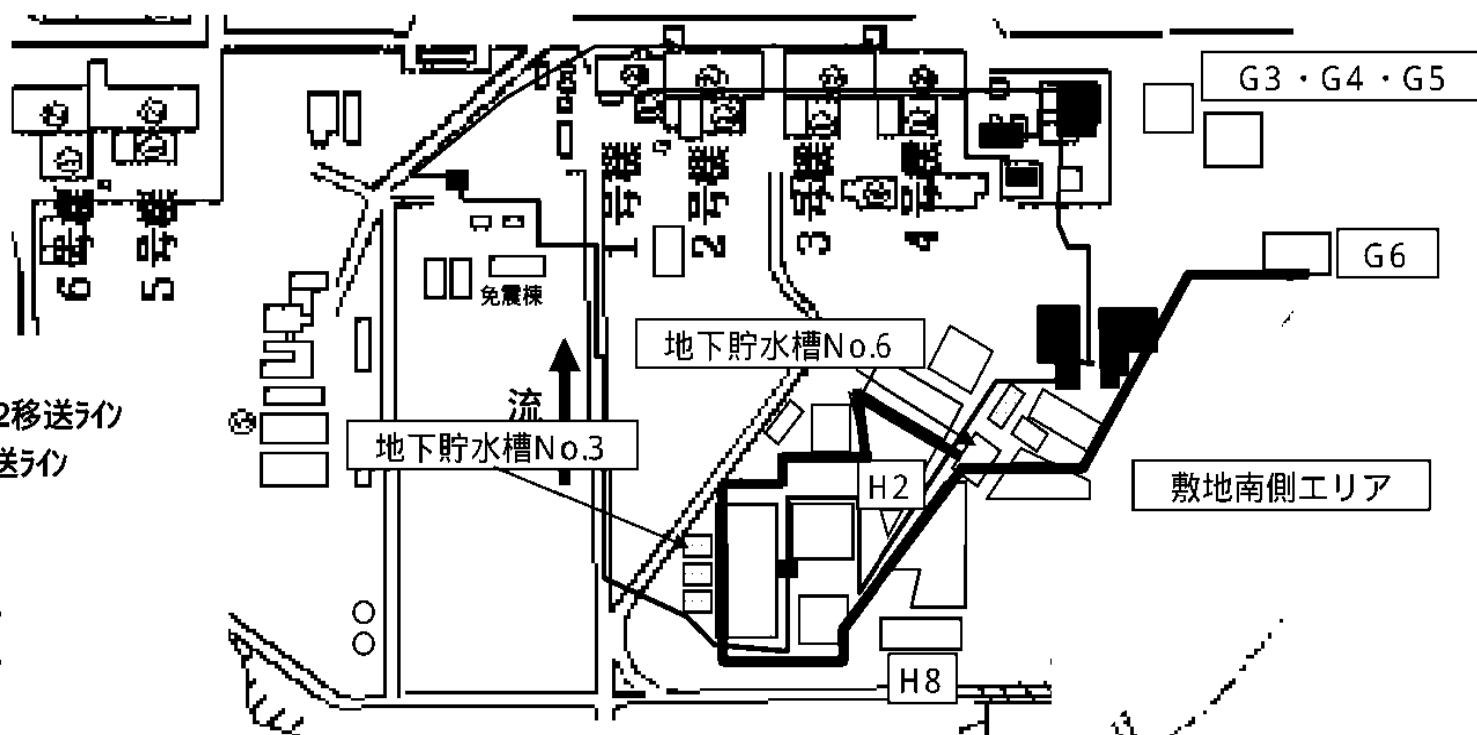
—: 本設 P E 管 (No.3→G6 : 約1,200m , No.6→G6 : 約450m)

—: 仮設耐圧ホース (約350m)

- : 本設ポンプ
- : 仮設ポンプ

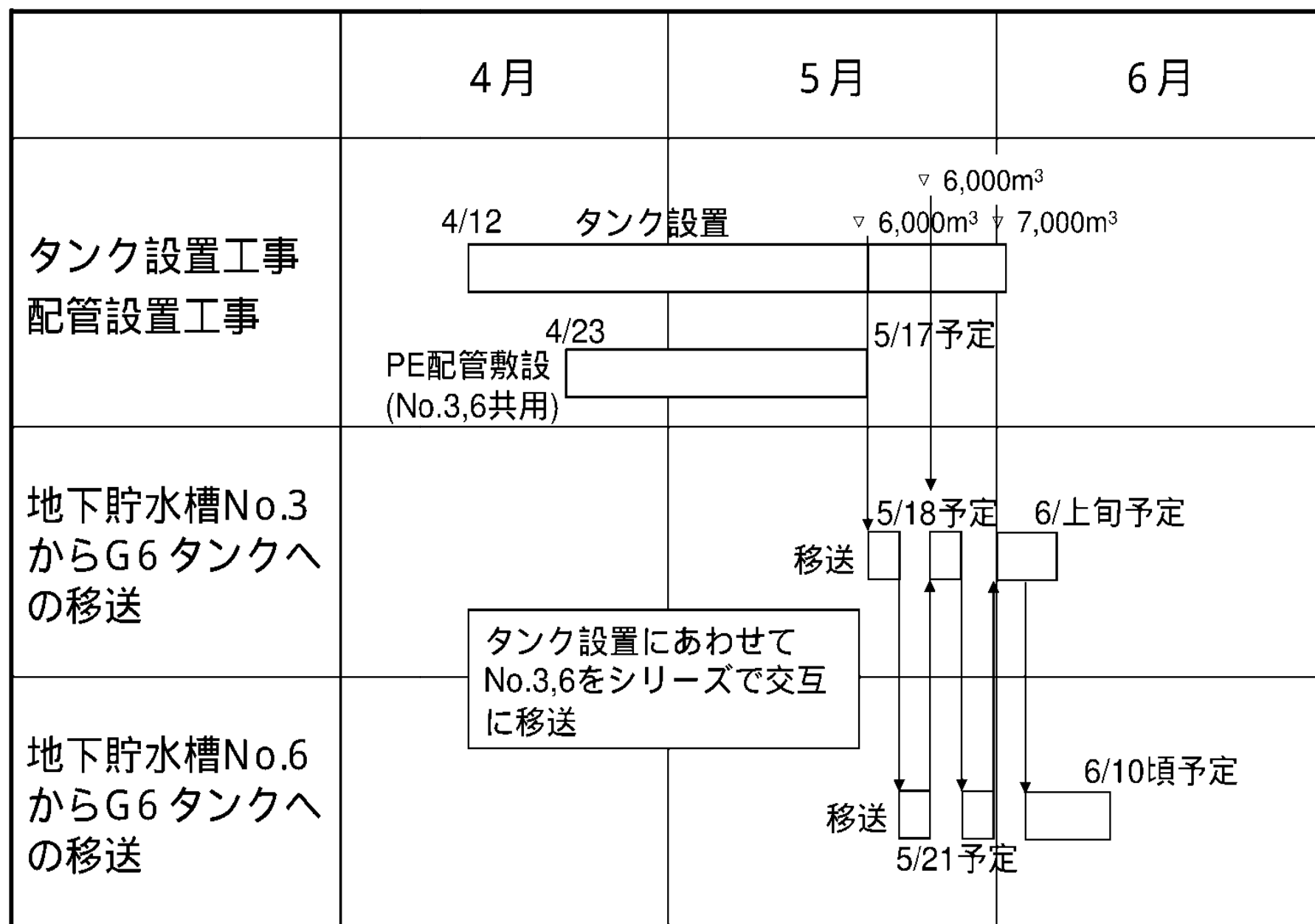
- : 循環注水ライン
- : No.3,6→G6-1,2移送ライン
- : No.3→No.6移送ライン

- : 鋼製タンク
- : 地下貯水槽
- : 増設計画エリア
- : 増設検討エリア



東京電力

作業工程



地下貯水槽からの漏えい量の推定

平成25年5月16日
東京電力株式会社



東京電力

1. 漏えい量に関する調査

当初、NO.2地下貯水槽から約120m³の漏えいがあるとしていたが、漏えい検知孔の水位が低いことや放射能濃度に偏りがあることなど、約120m³の漏えいがあると考えた場合、不自然な状況もあることから、以下の詳細な調査を進めてきた。

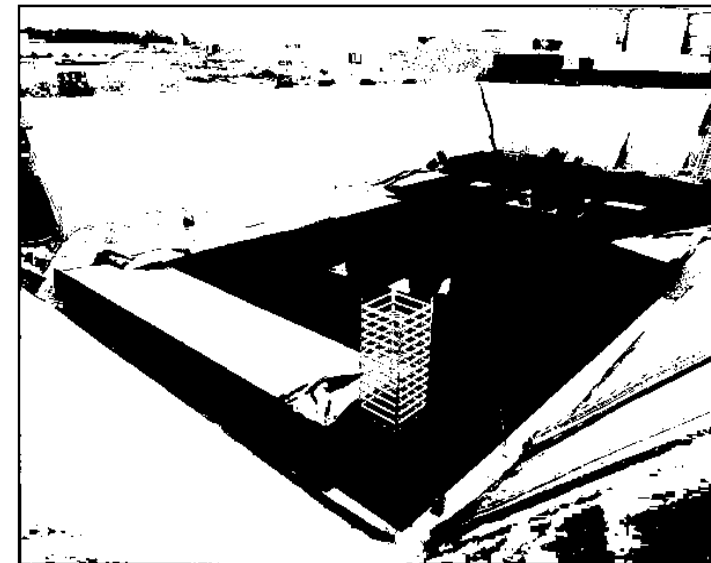
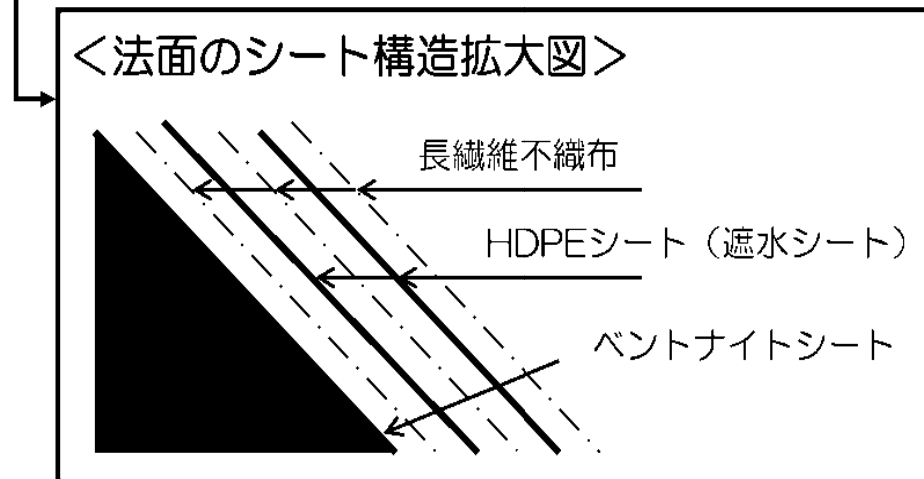
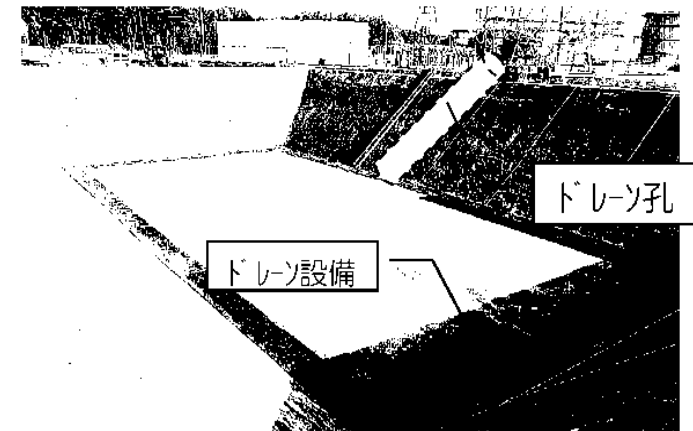
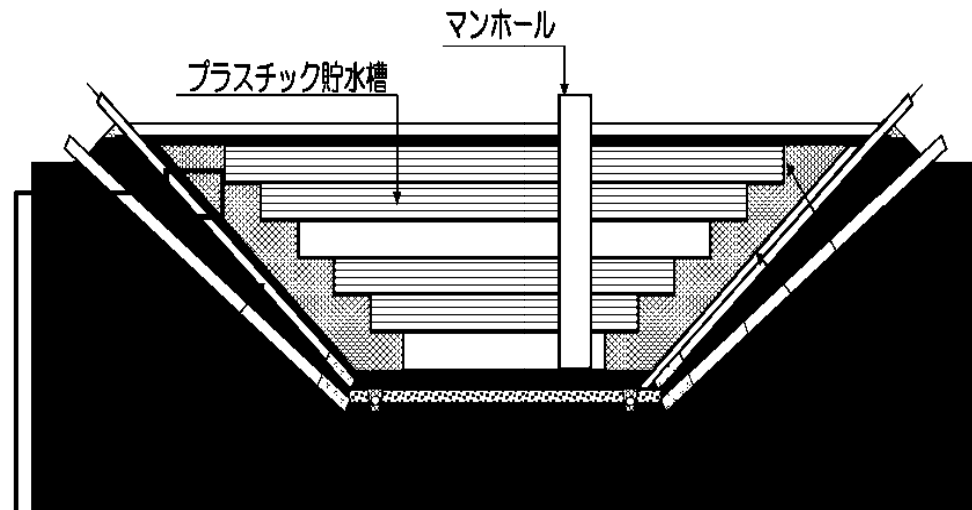
■ボーリング調査

■漏えい検知孔からの水の回収・分析

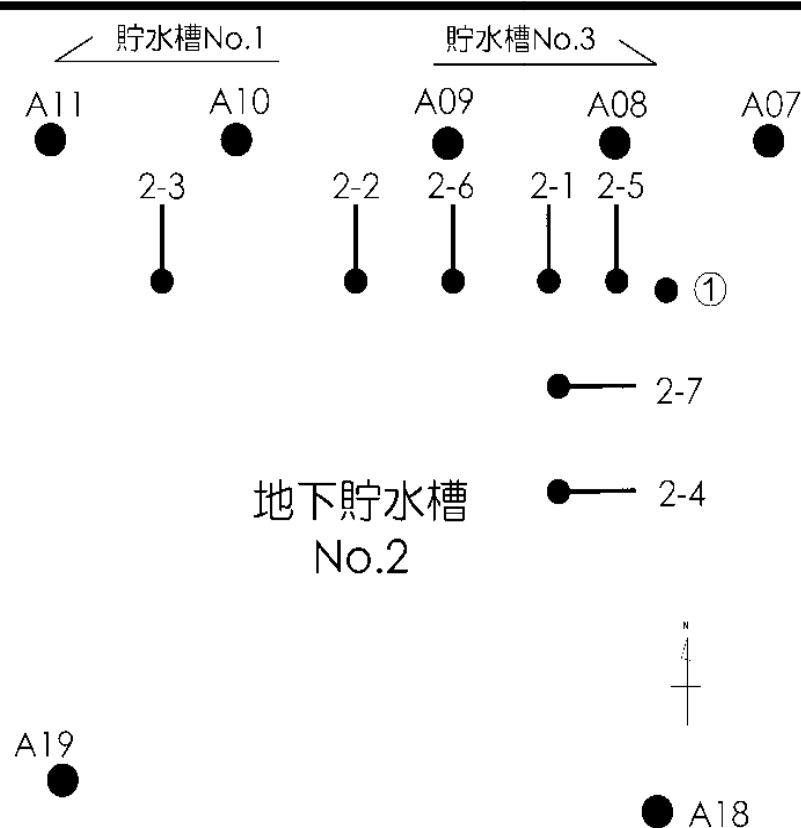
■ドレーン設備内からの水の回収・分析

＜参考＞水位計の点検

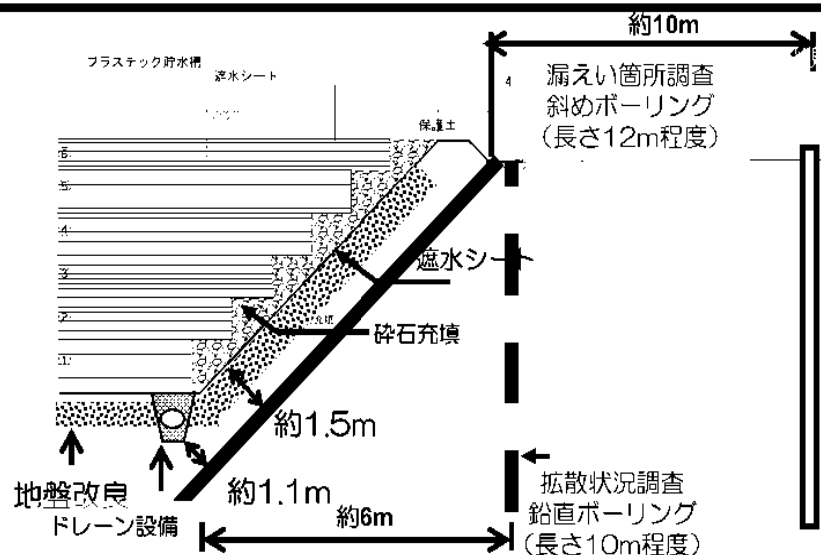
2. 地下貯水槽の構造図



3. ボーリング調査（１） 水分析結果



- ：地下貯水槽観測孔Aライン
(全19箇所のうち、周辺の7箇所抜粋)
- ：地質調査孔（拡散状況調査）
(1箇所)〔鉛直ボーリング〕
- ：地下貯水槽No.2観測孔（漏えい箇所調査）
(7箇所)〔斜めボーリング〕



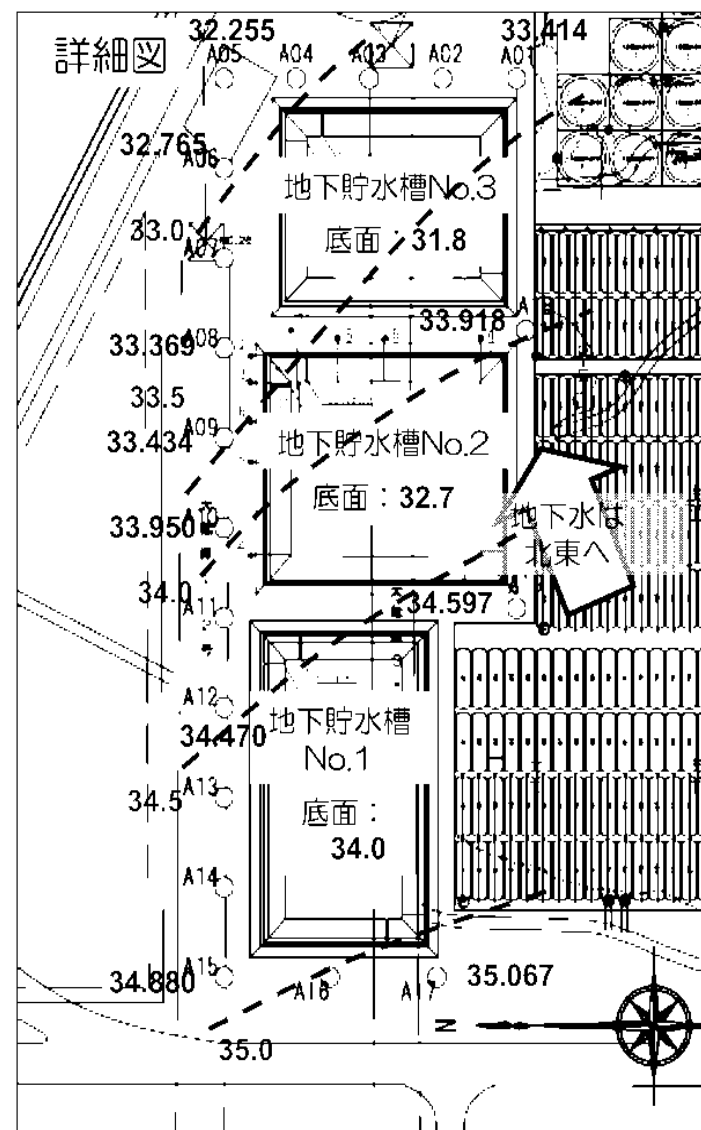
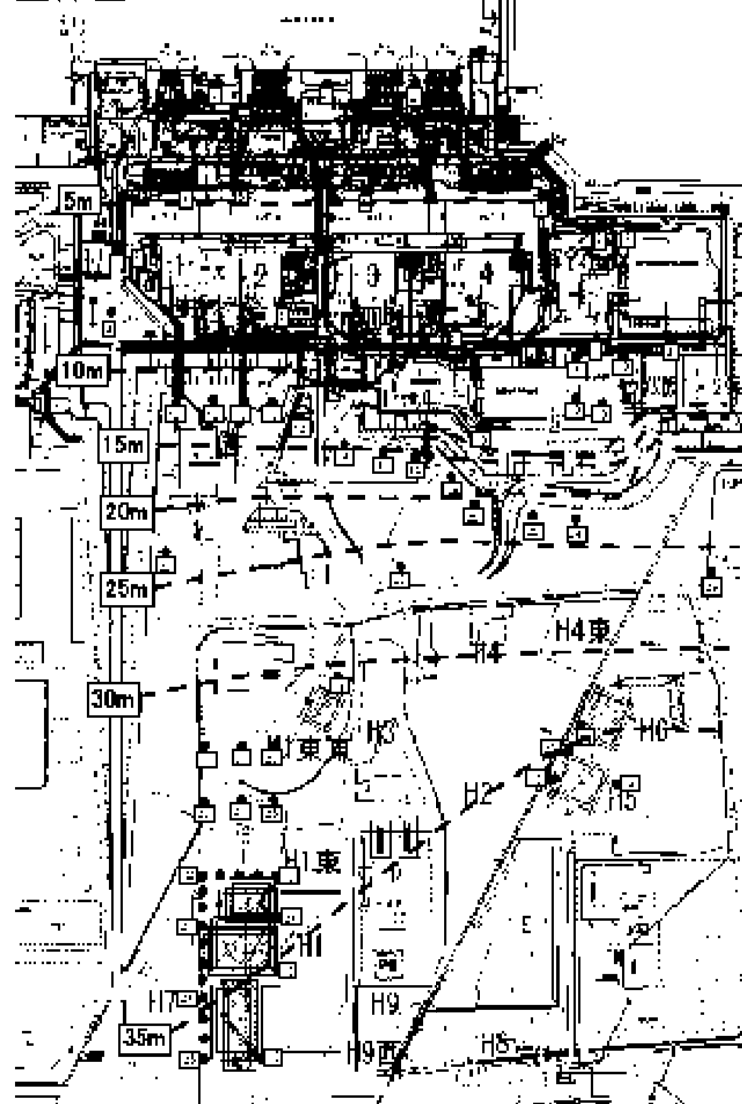
地下貯水槽 No.2観測孔	採取日	全β (Bq/cm ³)
2-1	5月10日	ND
2-2	5月10日	ND
2-3	5月8日	ND
2-4	5月8日	ND
2-5	5月12日	ND
2-6	5月12日	ND
2-7	5月13日	ND

地質調査孔	採取日	全β (Bq/cm ³)
①	5月12日	ND

地下貯水槽観測孔	採取日	全β (Bq/cm ³)
A-7	5月12日	ND
A-8	5月12日	ND
A-9	5月12日	ND
A-10	5月12日	ND
A-11	5月12日	ND
A-18	5月12日	ND
A-19	5月12日	ND

3. ボーリング調査（2） 地下水位分布

全体図 地下水位分布 (OP 1 m)

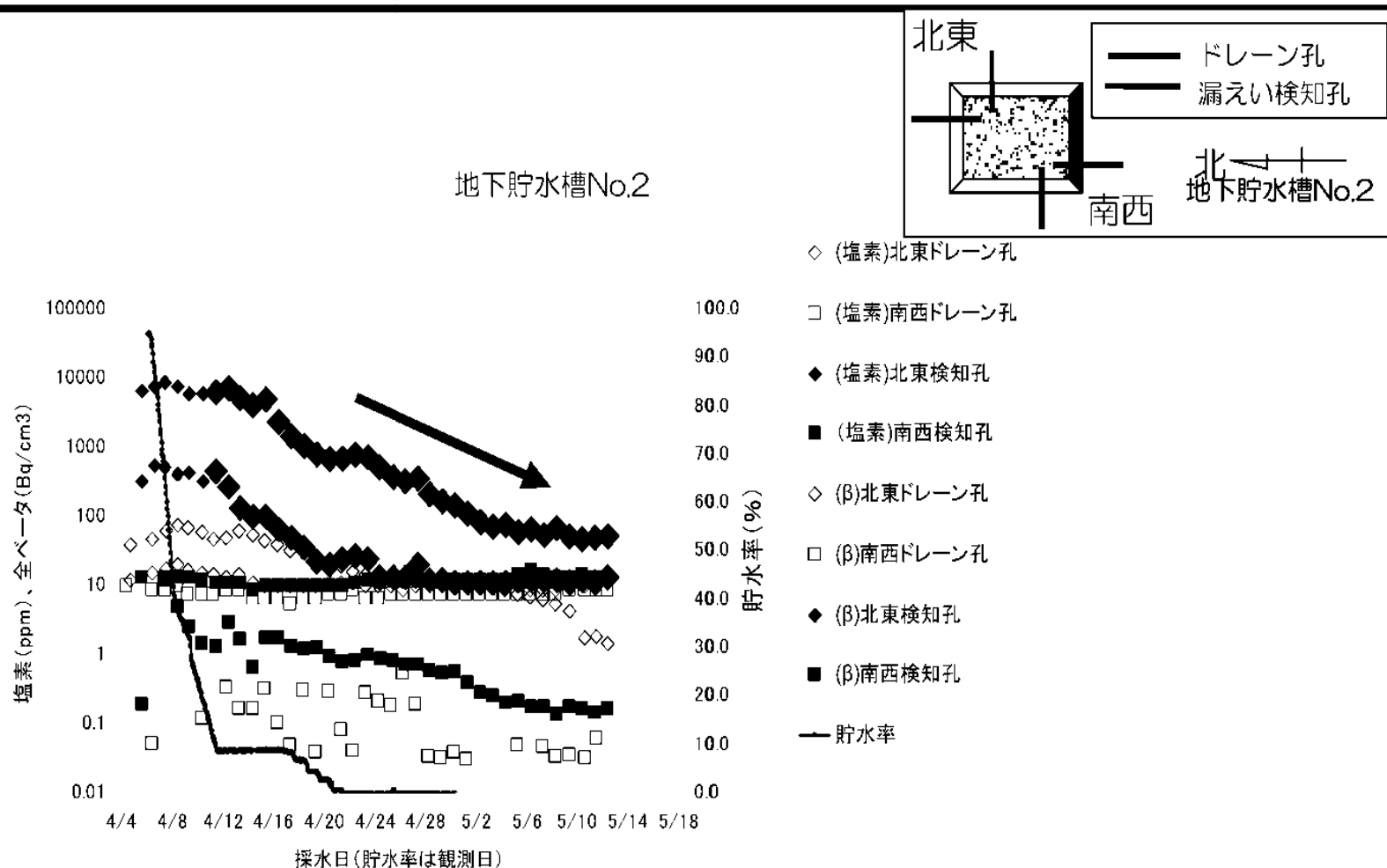


3. ボーリング調査（3）

- 地下貯水槽周辺のモニタリング結果は検出限界値未満。
- 観測孔内の水位から、地下貯水槽周辺では地下水は北東の方向に流れており、海岸に近づくと真東に流れを変える。
- 地下貯水槽周辺の地下水位を分析すると地下水面の動水勾配は $2\text{m}/200\text{m}=0.01$ 程度である。この周辺の地盤の透水係数が $5 \times 10^{-4} \text{cm/sec}$ （透水試験速報値）とすると、地下貯水槽周辺の地下水面付近の流速は約1cm/日である。

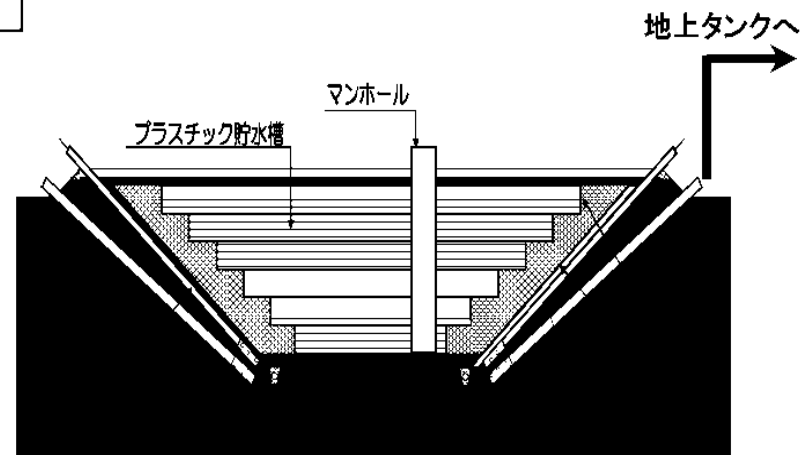
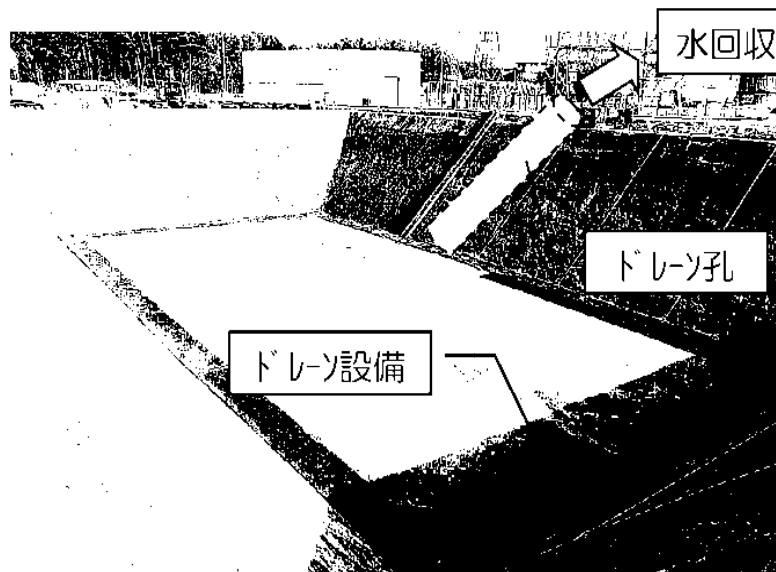
漏えい箇所は特定できなかったが、ベントナイトシート外部への汚染水漏えい量は極めて少量と推定される。

4. 漏えい検知孔からの水の回収・分析

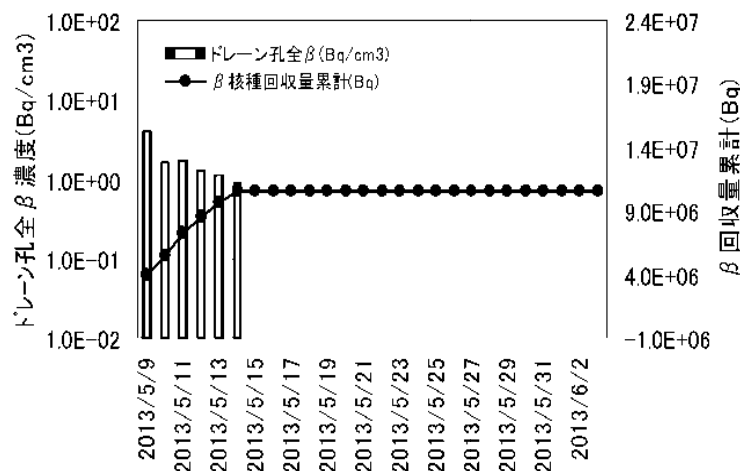


検知孔からの汚染水回収を50ℓ/日程度（原水換算数リットル程度）で開始したところ、汚染レベルが急激に低下したため、もともとの漏えい量は少量

5. ドレーン設備内からの水の回収・分析



■ ドレーン設備水回収結果



- H25.5.9より、ドレーン設備からの水の回収を開始
- H25.5.14現在、6m³の水の回収を完了（ドレーン設備の全体の容量は約17m³）
- 回収した水の汚染レベルは最高で3.9Bq/cm³
- 放射性物質の回収量は1.1×10⁷Bq
- 最も漏えい水が滞留しやすいと考えられるドレーン設備から高レベルの汚染水が発見されないことから、ベントナイトシートの外側には微量の汚染水しか漏えいしていなかったと考えられる

6m³（原水換算0.2リットル）を回収しただけで、全β濃度は1/4程度に低下、大量の汚染水は存在しない。

6. 漏えい量に関する調査のまとめ

これまでの調査によって分かったことは、以下の通り。

- 追加ボーリング調査の結果から、地下貯水槽周辺の土壌中への汚染水の広がりはなく、ほとんどがHDPEシートとベントナイトシートの間やドレーン設備内にとどまっているものと考えられる。

以上のことから、

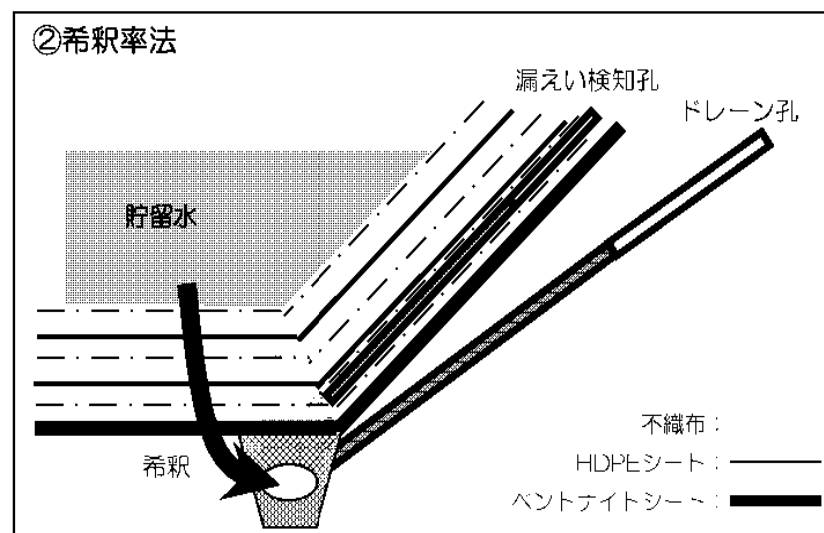
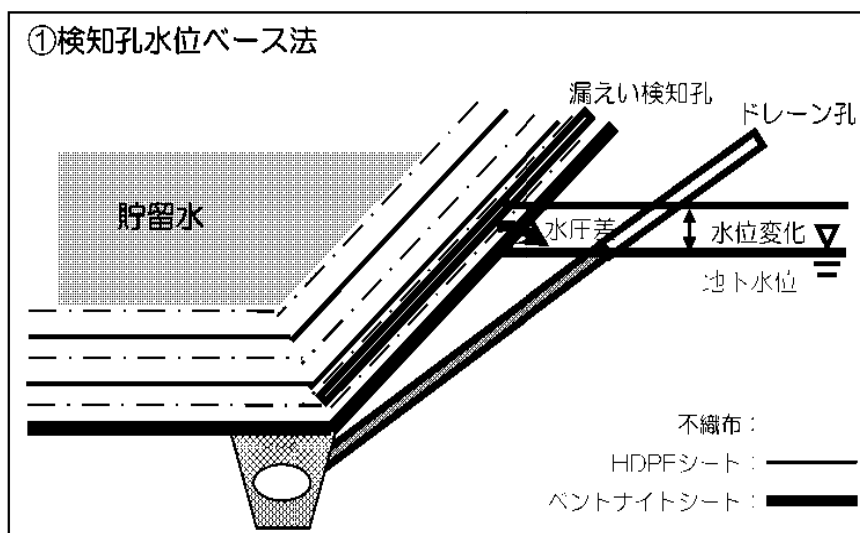
NO.2地下貯水槽からの漏えい量は当初考えていた約120m³よりも極めて少量であることが考えられる

7. 漏えい量の推定

■漏えい量の推定方法

①漏えい検知孔と地下水の水位変化に着目
して漏えい量の算定（検知孔水位ベース法）

② $\frac{\text{ドレーン孔内全 } \beta \text{ 濃度}}{\text{貯留水全 } \beta \text{ 濃度}}$ （希釈率）×ドレーン設備容量（希釈率法）



8. 漏えい量の推定結果

評価の詳細は参考に示すが、評価結果については下記の通り。

場 所	推定方法	No.1 地下貯水槽	No.2 地下貯水槽	No.3 地下貯水槽
HDPEシートと ベントナイト シートの間	検知孔水位ベース法	— (注1)	約300 $\mu\text{L}/\text{m}^2$	— (注2)
	希釈率法	約70 $\mu\text{L}/\text{m}^2$	約300 $\mu\text{L}/\text{m}^2$	約20 $\mu\text{L}/\text{m}^2$
ベントナイト シート外部	検知孔水位ベース法	— (注1)	約20 $\mu\text{L}/\text{m}^2$	— (注2)
	希釈率法	約10 $\mu\text{L}/\text{m}^2$	約10 $\mu\text{L}/\text{m}^2$	— (注3)

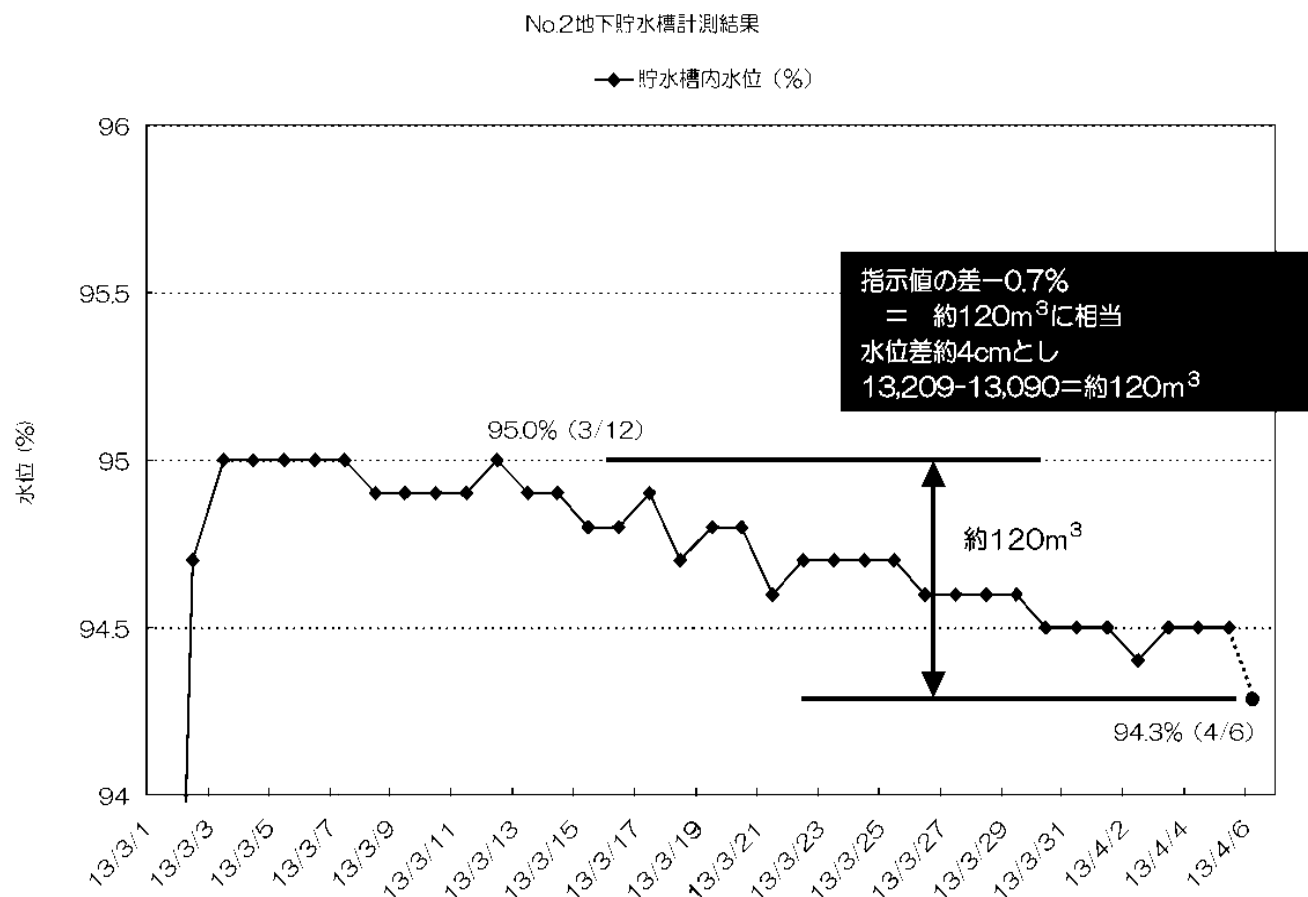
(注1) 漏えい検知孔水位データ無し

(注2) 漏えい検知孔水位の上昇が見られないため、推定不可

(注3) 有意な漏えい確認無し

<参考>水位計の点検（１）

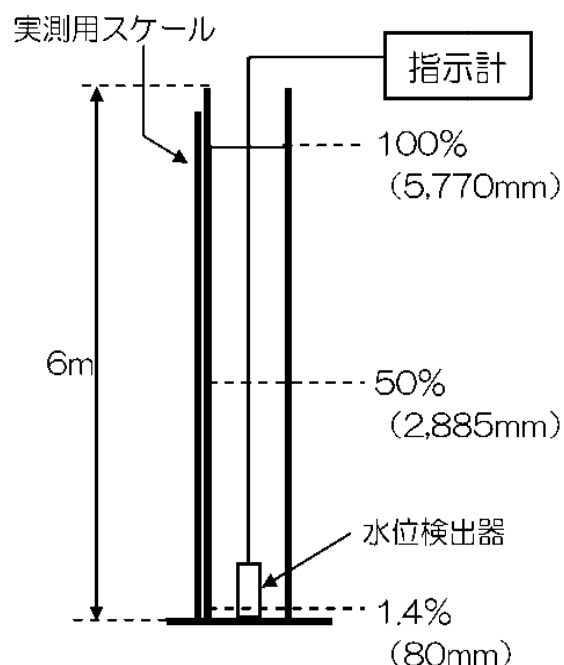
- 当初、NO.2地下貯水槽の漏えいの可能性があることを確認した際（平成25年4月6日時点）、貯水槽内に設置していた水位計の指示値の低下量0.7%から、漏えい量は最大約120m³と推定。



<参考>水位計の点検（２）

- 仮設水柱（ろ過水）による水位計指示値と実測値の比較を行ったところ、本来100%であるべき水位に対し、水位計指示値に－0.6%のドリフト※が生じていることが確認された。

※経時的に指示値がずれていくこと



水位計点検の詳細

	水位実測値	水位計指示値	差分
NO.2地下貯水槽 竣工時	98.06% (5,658mm)	98.0% (5654.6mm)	－0.06%
水位計点検時 (4月25日)	100% (5,770mm)	99.4% (5,735mm)	－0.6%

そのため、NO.2地下貯水槽に設置した水位計は、実際の水位低下を表していないと考えられる。

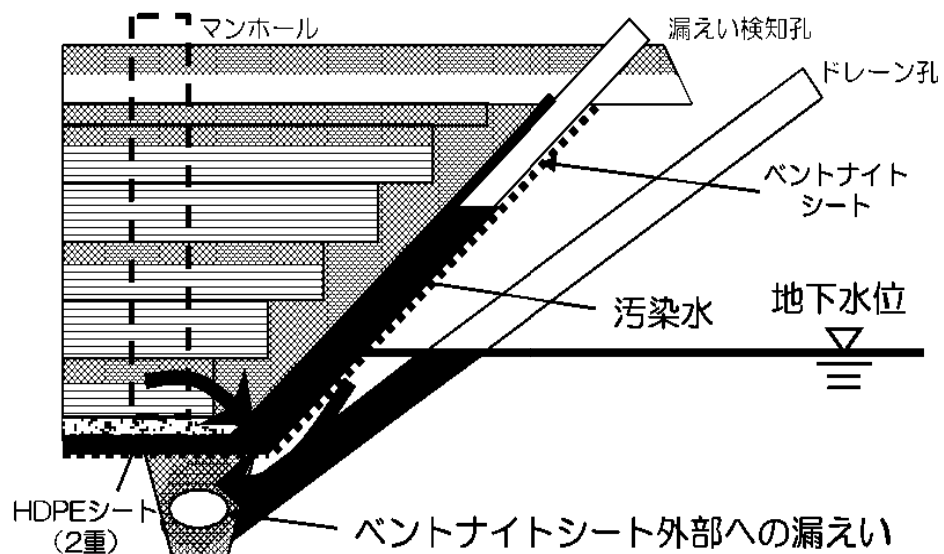
9. まとめ

- NO.2地下貯水槽における漏えい量は、ベントナイトシート内側で約300リットルと推定。ベントナイトシートの外側で約20リットル、そのほとんどはドレーン設備にとどまったものと推定。同様の方法で、NO.1およびNO.3地下貯水槽からの漏えい量を推定した結果、さらに少量であった。
- 漏えい量の大小に関わらず、NO.2地下貯水槽から漏えいが発生した事実には変わりはないことから、今後もしっかりと監視するとともに、モニタリングの結果についても、引き続き公表していく。また、地下貯水槽から漏えいした原因と対策については、今後も検討を進めていく。

参考資料

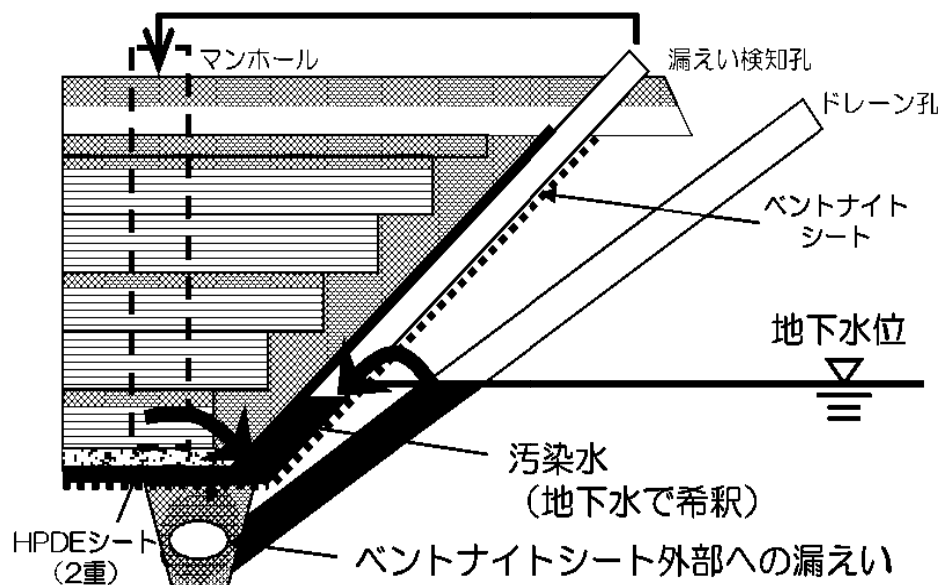


【参考1】 漏えいメカニズム



【漏えい発生初期】

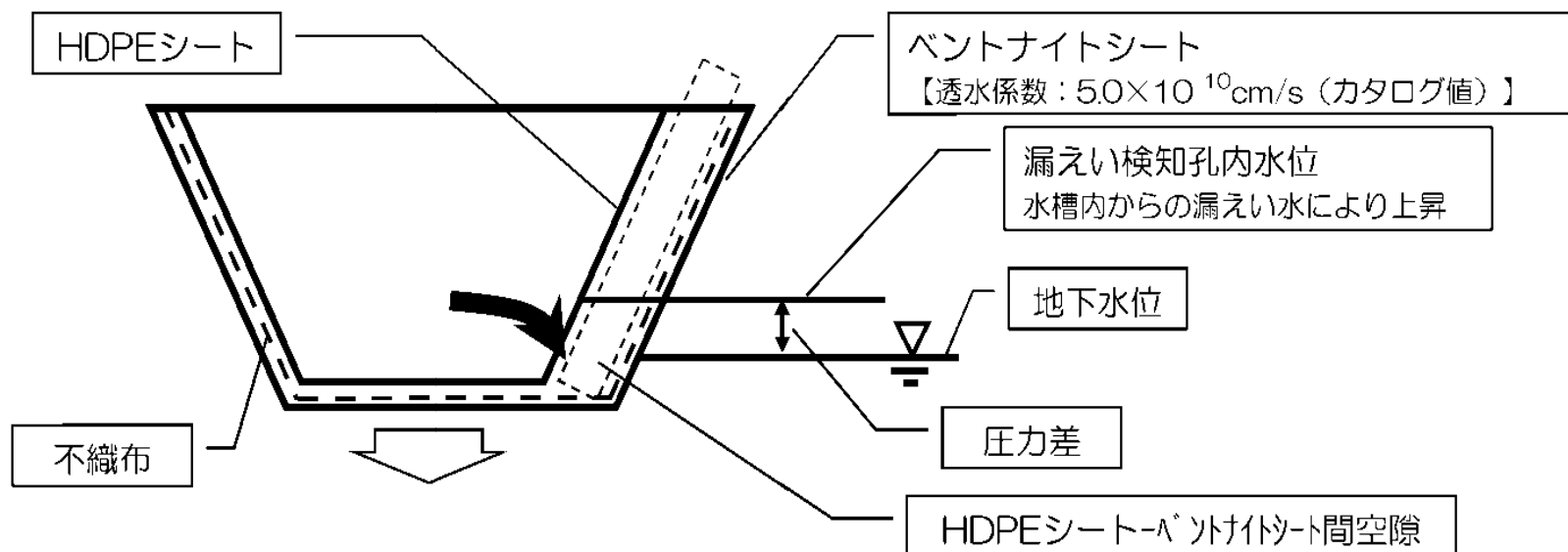
- 汚染水がHDPEシートとベントナイトシート間（不織布、漏えい検知孔内の空隙）に浸出
- 漏えい検知孔水位と地下水位の圧力差から、ベントナイトシートを通じて、ベントナイトシート外部に微量の汚染水が漏えい
- 底面・法面は地盤改良を実施しているため、ベントナイトシート外部に漏えいした水は、相対的に透水性の高いドレーン設備の方向に浸出すると考えられる



【汚染水の回収実施時】

- 漏えい検知孔からの汚染水回収により、漏えい検知孔内水位が低下
- 漏えい検知孔内には、ベントナイトシートを通じて微量の地下水が流入し、汚染水を希釈
- 希釈された汚染水は回収
- これにより、ベントナイトシート外部への汚染水漏えいは減少～停止

【参考2-1】 漏えい量の推定方法（概要）～ 検知孔水位ベース法



- 2重のHDPEシートから漏えいした汚染水は、ベントナイトシートとHDPEシートの間（不織布）の空隙とここに設置されている漏えい検知孔の空隙に浸出
 - 漏えい検知孔の水位上昇分と空隙のボリュームから浸出量を計算
- 漏えい検知孔内水位と周辺地下水位の圧力差が生じ、ベントナイトシートから外部（主に透水性の高いドレーン孔）に汚染水が漏えい
 - 圧力差とベントナイトシートの透水係数、水に接している面積からベントナイトシート外部への漏えい量を計算

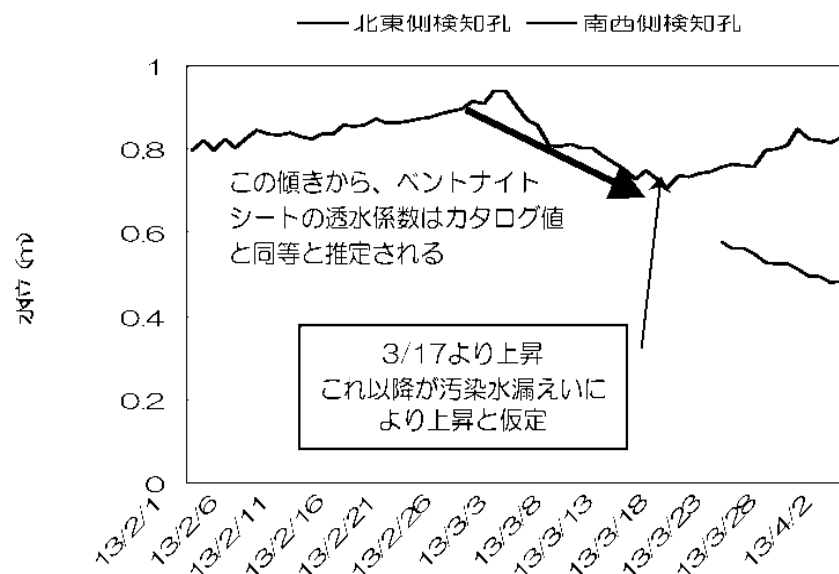
【参考2-2】 漏えい量の推定方法（詳細） ～ 検知孔水位ベース法

■ 空隙量の計算に基づく漏えい量

- 計算式：漏えい量＝漏えい検知孔内水位の上昇分（3/17の北東側検知孔水位0.71mからの上昇分）
×漏えい検知孔内水に浸潤している不織布の面積×不織布厚
＋漏えい検知孔内水位上昇分の容量
- 水位条件：北東漏えい検知孔の水位分、汚染水が充填している
- 不織布の状態：シート間は6.5mmの不織布が敷設されているが、満水時の水頭5.5m作用時には試験結果より体積歪：41%、気孔容積：90%となっていると仮定
- 計算の結果：3/17～4/10の間、**73%**の水が増えている。
下のベントナイトシートの透水性に基づいた計算の結果、同期間でベントナイトシート外に **212リットル**の水がベントナイトシートの外に出ていることから、HDPEシートからベントナイトシート間への漏えい量は **285リットル**と推定される

■ ベントナイトシートの透水性に基づいた推定

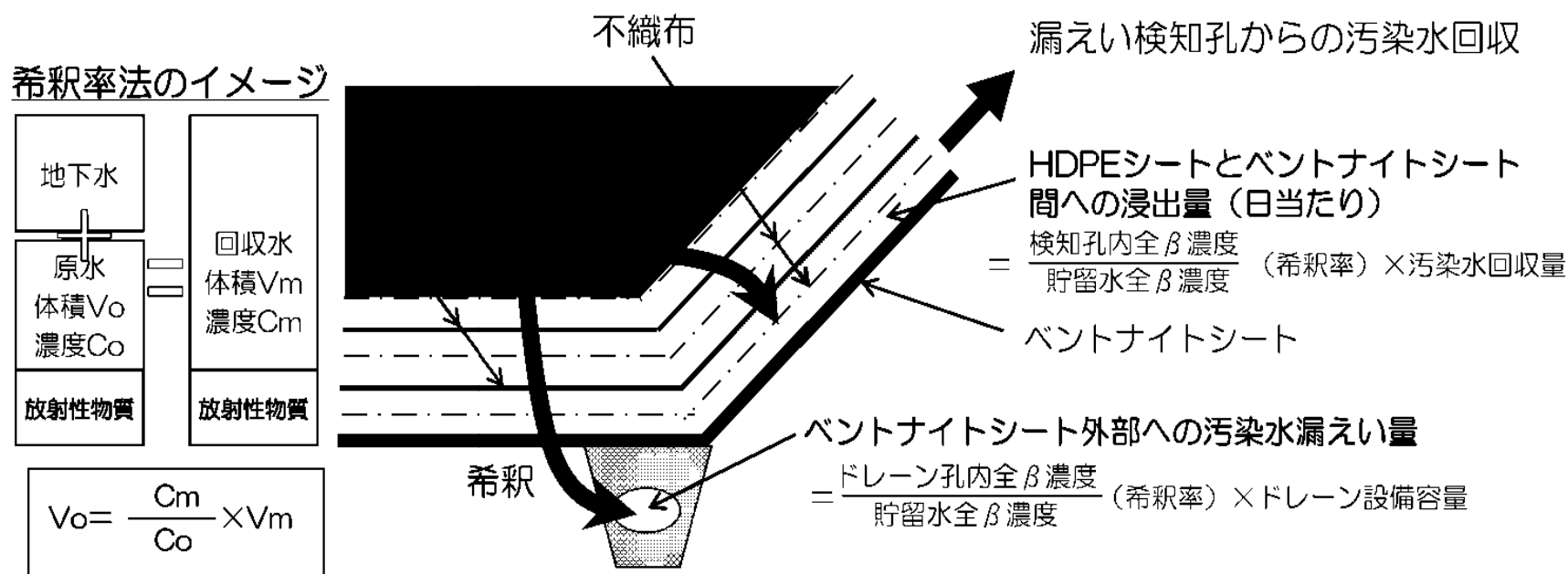
- ベントナイトシート内作用水圧：検知孔水位に基づき算出
- ベントナイトシート透水係数：
 $5 \times 10^{-10} \text{cm/sec}$ （カタログ値）
- 透水量：**212リットル**※
（※地下水を含む量）
- 透水量のうち、汚染水（貯水槽内原水）の比率は $285 \text{リットル} / 4385 \text{リットル} = \text{約} 7\%$
- よって、ベントナイトシートを通過する汚染水（貯水槽内原水）は
 $212 \text{リットル} \times 7\% = \text{約} \underline{15 \text{リットル}}$



（参考）ドレーン孔水位【4/14】：約0.78m（北東）、約0.62m（南西）

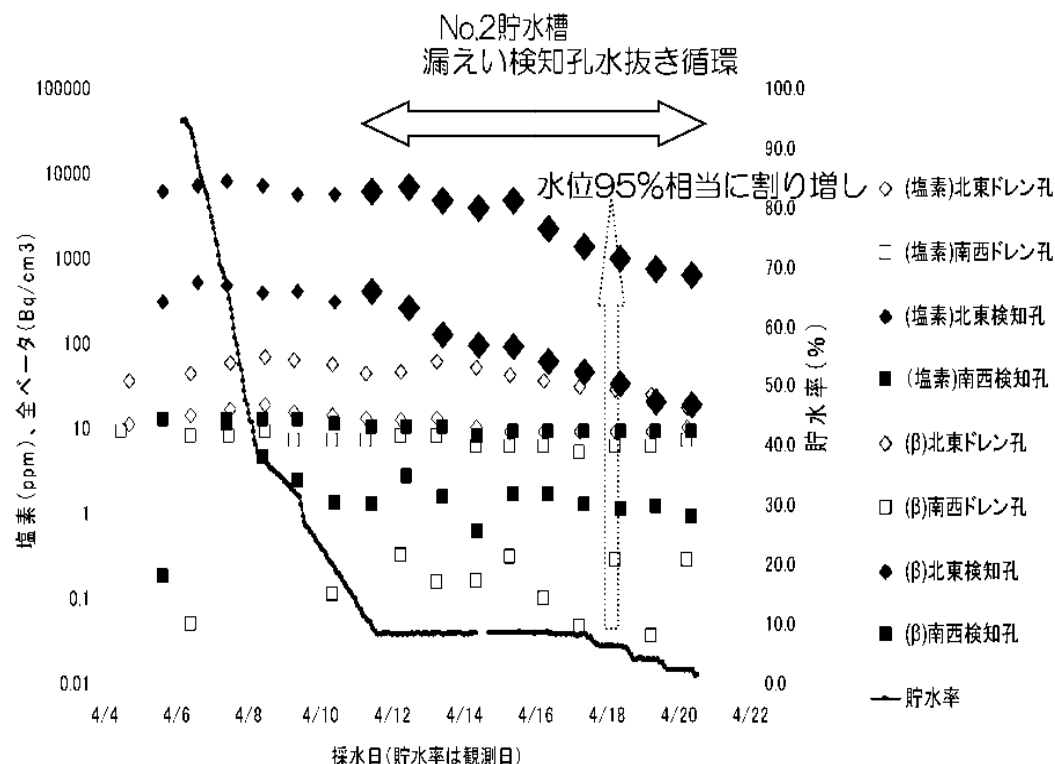
【参考3】 漏えい量の推定方法（概要）～ 希釈率法

- 漏えい検知孔からの汚染水回収により、漏えい検知孔内の汚染レベルが低下
 - 回収された汚染物質量 > HDPEシートとベントナイトシート間に浸出した汚染物質量
 - 評価は保守側に推定して、回収された汚染物質量 = HDPEシートとベントナイトシート間に浸出した汚染物質量と仮定
- HDPEシートとベントナイトシート間への浸出量は、漏えい検知孔から回収した水の量と全 β 濃度と貯留していた水的全 β 濃度※の比（希釈率）から計算
- ベントナイトシート外部への漏えい量については、ドレーン設備の容量と全 β 濃度と貯留していた水の濃度※の比（希釈率）から計算

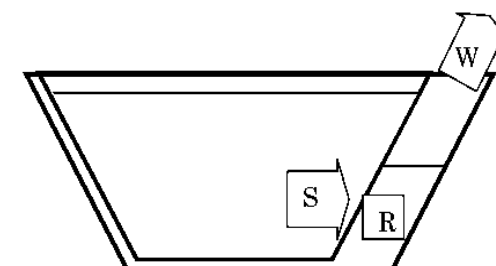


※ No.2地下貯水槽貯留水的全 β 濃度（Bq/cm³）は、 6.6×10^4 、 1.4×10^5 の2つの測定結果があるが、より保守的な 6.6×10^4 を採用

【参考3-1】HDPEシート・バントナイトシート間漏えい量：希釈率法



漏えい検知孔水抜き循環



抜水の放射性物質含有量 $W(\text{Bq}) \gg$ 漏えい水の放射性物質含有量 $S(\text{Bq})$

$$W = \text{抜水量 } Q_w \times \text{検知孔濃度 } B_w$$

$$S = \text{漏えい量 } Q_s \times \text{原水濃度 } B_s$$

- No.2では4/11～20の間の漏えい検知孔水抜き循環で検知孔内の全 β 濃度が下がったということは「抜水の放射性物質含有量(W) \gg 漏えい水の放射性物質含有量(S)」になったと考えられる
- しかしながら、ここでは保守的な推定として「 $W=S$ 」と仮定する
- No.2貯水槽の原水濃度 (全 β) は、 $6.6 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$
- 日漏えい原水量は、 $\text{Ave.}(Q_w \times B_w / B_s) = 12 \text{ リットル/日}$
(4/11～20には貯水槽内水位が低下しているため、95%水位相当に割り増して算出)
- 漏えいが3/17に発生したと仮定した場合、漏えい検知孔の汚染水回収前の4/10までの間に約288 リットル漏えいしたと考えられる



【参考3-2】バトナイトシート外部への漏えい量：希釈率法

■ドレーン設備の空隙量と希釈率からの推定

●算出方法：漏えい量＝
$$\frac{\text{ドレーン孔全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)} \times \text{ドレーン設備空隙量(リットル)}}{\text{貯水槽内原水全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)}}$$

●原水濃度（全 β ）： $6.6 \times 10^4 \text{Bq/cm}^3$

●ドレーン孔内最大濃度（全 β ）： 68Bq/cm^3

●ドレーン設備容量（注）： 9m^3

●漏えい量：
$$\frac{6.8 \times 10 (\text{Bq/cm}^3) \times 9000 (\text{リットル})}{6.6 \times 10^4 (\text{Bq/cm}^3)} = \underline{9 \text{リットル}}$$

（注）ドレーン設備全体の容量は約 17m^3 であるが、No.2地下貯水槽では北東側のドレーン孔のみで汚染が確認されていること、ドレーン設備には中心から南北方向に水勾配が設けられていることから、全体の半分の 9m^3 として計算している

【参考4】 No.1およびNo.3地下貯水槽漏えい量計算結果

■No.1漏えい量の算出

●HDPEシートとベントナイトシート間への漏えい量（全β）

- ◆ 算出方法、原水濃度の条件はNo.2と同様
- ◆ 4/10-22において漏えい量と水抜き量が均衡しているとしてその間の1日の漏えい量は次の通りとなる

$$\frac{\text{抜水平均全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)} \times \text{抜水平均量(リットル)}}{\text{貯水槽内原水全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)}} = \frac{3.2 \times 10^4 \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \times 36 \text{ (リットル)}}{6.6 \times 10^4 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}} = 17\%/\text{日}$$

- ◆ No.1貯水槽は4月6日-9日の4日間、汚染水の回収ができていないので漏えい量は約68リットル
- ◆ ただし、これに関しては回収を実施

●ベントナイトシート外部への漏えい量

- ◆ ドレーン孔内の最高全β濃度は $6.8 \times 10 \text{ Bq/cm}^3$
- ◆ これより漏えい量は次のように求められる

$$\frac{\text{ドレーン孔全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)} \times \text{ドレーン設備空隙量(リットル)}}{\text{貯水槽内原水全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)}} = \frac{6.8 \times 10 \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \times 9000 \text{ (リットル)}}{6.6 \times 10^4 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}} = 9\text{リットル}$$

■No.3漏えい量の算出

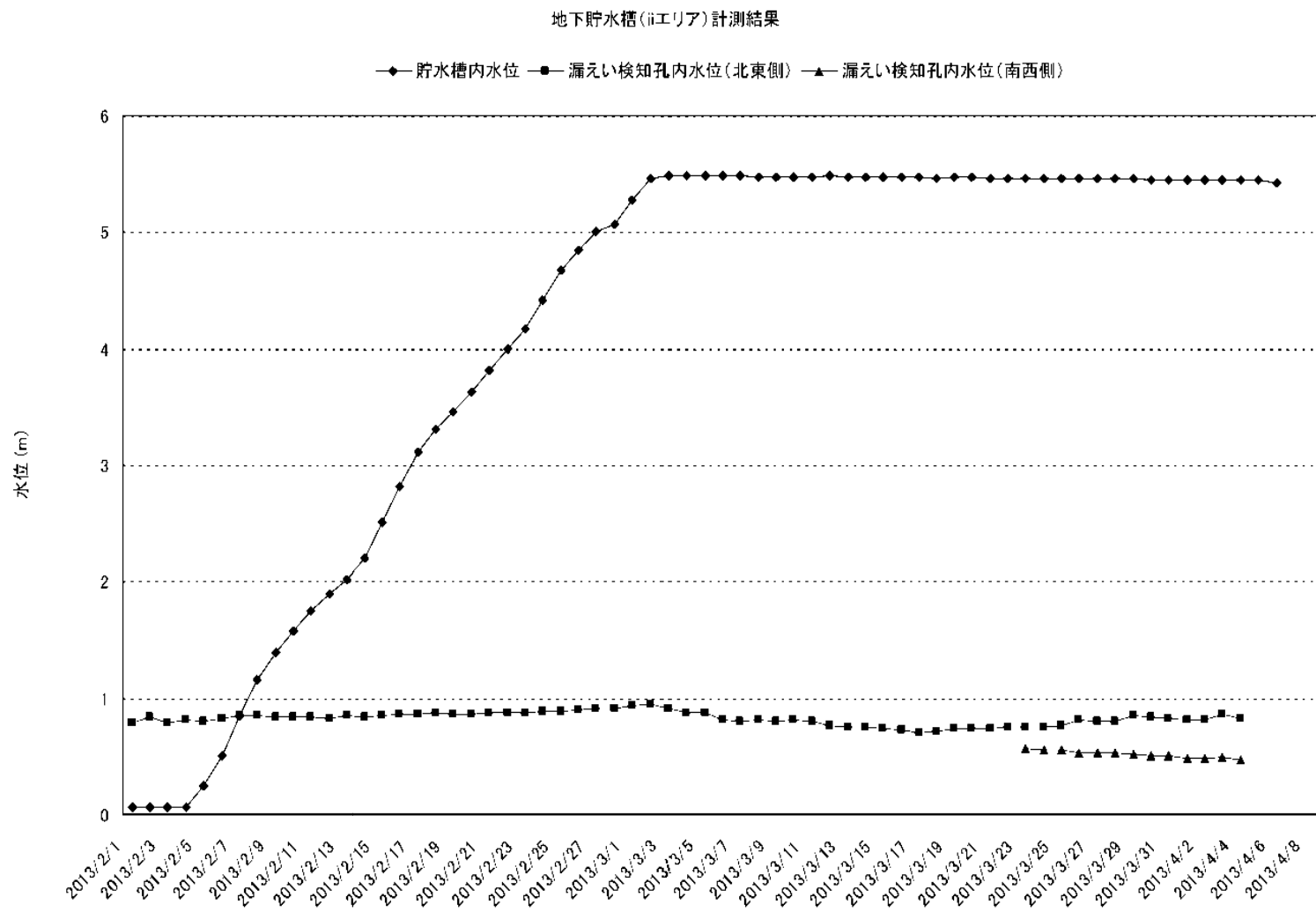
●HDPEシートとベントナイトシート間への漏えい量（全β）

- ◆ 4/15-29の間においてNo.1と基本的には同様計算（ただし、貯水槽の水位を95%に補正）した結果は0.3% / 日となる（全β濃度 $6.3 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$ ）
- ◆ 満水になった2/8から汚染水の回収が始まる4/15までの間20リットル漏えいしたと考えられる
- ◆ ただし、ベントナイトシート内にとどまっていると考えられるので、回収可能と考えられる

●ベントナイトシート外部への漏えい量

- ◆ ドレーン孔内の最高全β濃度は 1.1 Bq/cm^3 であり、有意な漏えいはないと考えられる

【参考5】 NO.2地下貯水槽と漏えい検知孔の水位



地下水流入抑制のための抜本策に係る検討の方向性(案)

平成25年5月16日

汚染水処理対策委員会事務局

1. 基本的な方針

- (1) 地下水流入抑制をより確実に行うためには、個々の対応策が機能しないリスクがあることを前提に、既存の地下水流入抑制のための対応策だけでなく、追加的な抜本策、タンク増設の対応策も含め、時間軸を考慮して重層的に検討を進めることで、信頼性の高い全体計画とする必要がある。
- (2) これまで具体的に検討されてきた方策（地下水バイパスやサブドレンによる揚水、海側遮水壁の設置等）だけでは、その効果が発揮できないリスクを踏まえると十分な対応策とはなり得ず、追加的な抜本策の検討が不可欠である。
- (3) 想定されるリスクや最悪のシナリオも考慮し、時間軸を踏まえた地下水流入抑制のための全体計画を策定し、目指すべきシナリオを明確にする。

2. 地下水流動、原子炉建屋内の流動等の状況分析

地下水流入抑制のための抜本策の検討に必要な地下水流動、原子炉建屋内の流動等に係るデータを整理する。

(例)

(1) 地下水流動等の状況分析

- ・地下水、地質等のデータの整理
- ・地下水の収支の整理
- ・地下水流動状態を3次的に把握 等

(2) 原子炉建屋内流動分析

- ・地下水の建屋内流入パス
- ・建屋内への地下水の流入量
- ・汚染水の滞留状況 等

3. 具体的方策の整理・評価

(1) 地下水流入抑制の方策について、以下の①の既存の施策に加え、②に掲げられた追加的な方策の提案があった。

① これまで検討がなされている方策

- ・地下水バイパス
- ・サブドレインの復旧
- ・海側遮水壁

② 追加的な方策

- ・陸側遮水壁
 - ー粘土壁、凍土壁等の手法に係る評価
(遮水効果、工期、費用、他工事との干渉、作業員の被ばく 等)
 - ー遮水壁で囲み込む領域、海側遮水壁との接続等の検討
- ・トーラス室グラウト充填
- ・タービン建屋の汚染水の固化(ポリマー等)
- ・空冷方式等の冷却方式の検討 等

(2) 上記(1)の具体的な方策について、その効果や問題点等について評価を行う。

(3) 建屋内水位や地下水位の制御等についても検討する。

- ・建屋内汚染水水位制御
- ・タービン建屋内の水位低下(深部取水等)、原子炉建屋取水の早期実現性 等

4. 時間軸を考慮した地下水流入抑制のための全体計画

(1) 上記3. の評価を踏まえ、また現在検討している対策(地下水バイパス、サブドレインの復旧等)の効果が発揮できない場合も想定して、いくつかの地下水流入抑制策を組み合わせた建屋ドライアップまでのシナリオを策定する(海側トレンチ内滞留水の処理を含む)。

(2)シナリオごとの汚染水量、必要なタンク容量等について検討を行う。

(3)滞留水の貯蔵必要量の拡大の可能性を踏まえ、貯蔵能力拡大の具体的方策について評価を行う。

- ・タンク増強(大容量タンクの必要性含む)
- ・大深度地下における貯蔵スペース
- ・タンカーによる貯蔵 等

(4)考慮する必要があるリスク(タンクの腐食・漏えいや寿命、降雨量増大 等)と対応方策について整理する。

5. まとめ

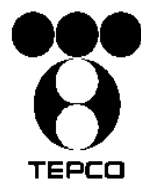
(1) 本委員会として、地下水流入抑制のために必要となる全体計画のシナリオを策定して、地下水流入抑制のための抜本策の方向性を示す。

(2) 今般の対応の方向性を踏まえた今後の詳細な検討に必要な事項、スケジュールを整理する。

【資料2－1】

地下貯水槽からの漏えい量の推定

平成25年5月16日
東京電力株式会社



東京電力

1. 漏えい量に関する調査

当初、NO.2地下貯水槽から約120m³の漏えいがあるとしていたが、漏えい検知孔の水位が低いことや放射能濃度に偏りがあることなど、約120m³の漏えいがあると考えた場合、不自然な状況もあることから、以下の詳細な調査を進めてきた。

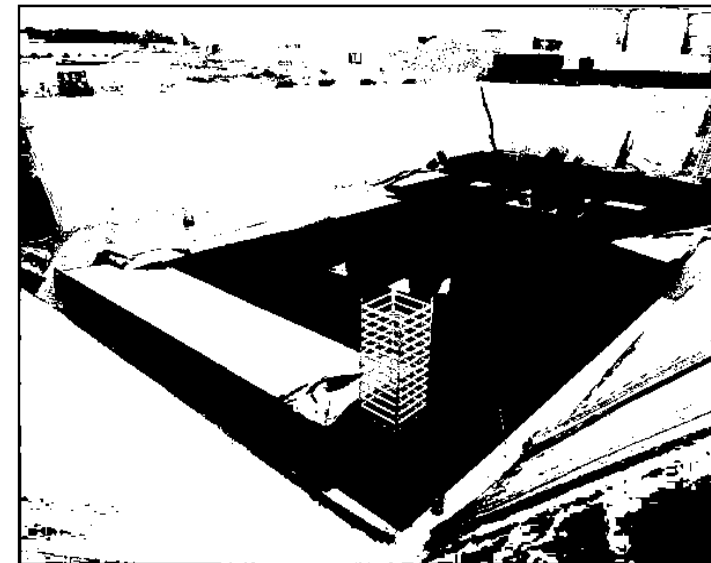
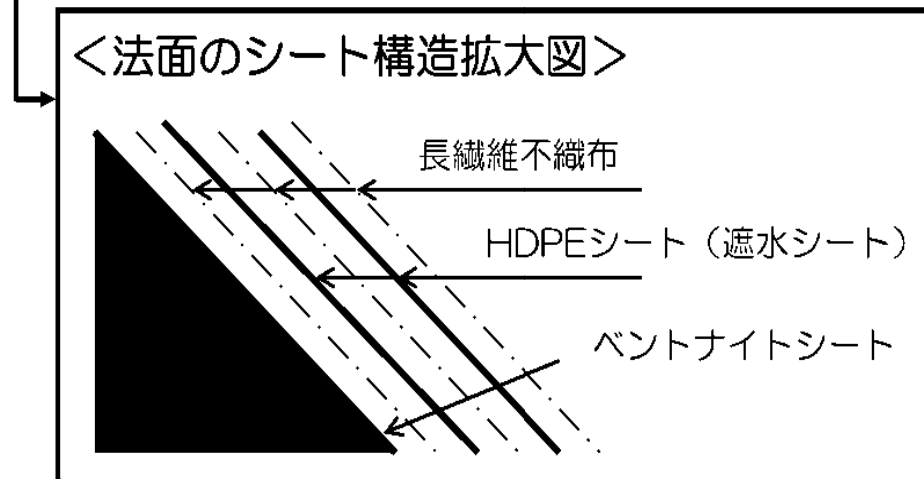
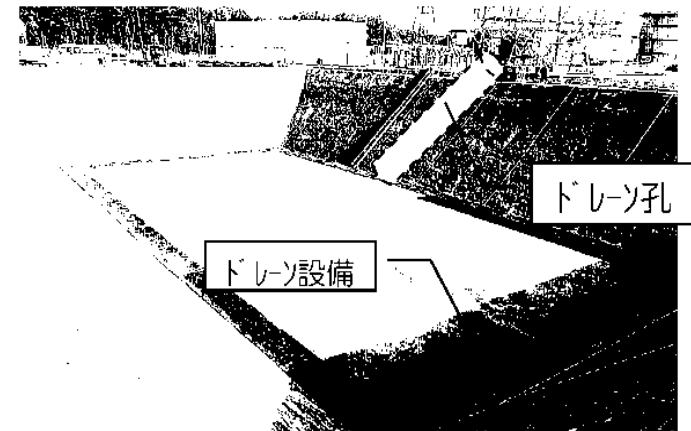
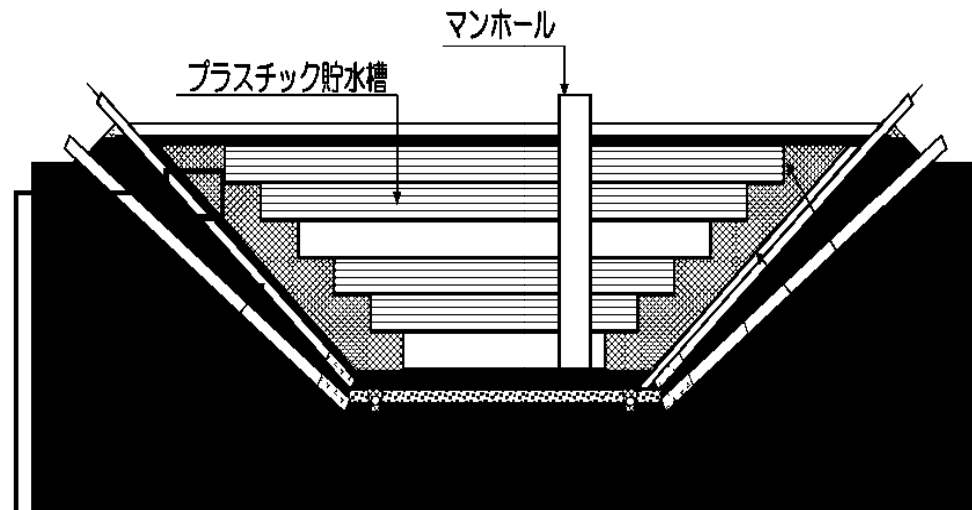
ボーリング調査

漏えい検知孔からの水の回収・分析

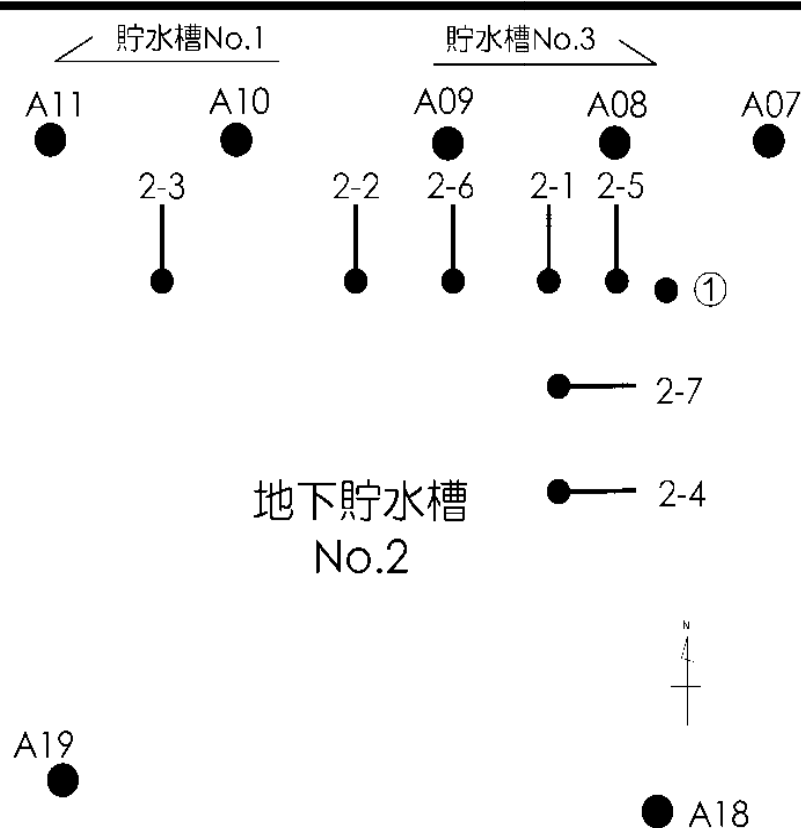
ドレーン設備内からの水の回収・分析

＜参考＞水位計の点検

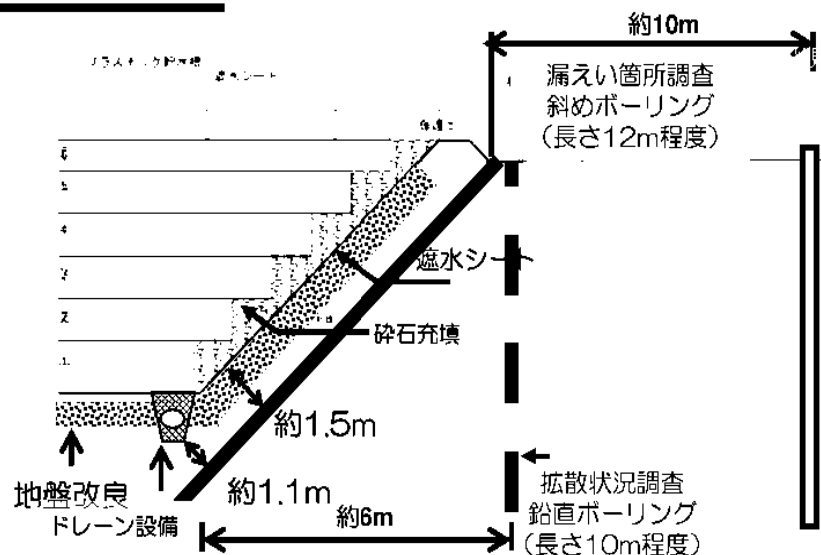
2. 地下貯水槽の構造図



3. ボーリング調査（１） 水分析結果



- ：地下貯水槽観測孔Aライン
（全19箇所のうち、周辺の7箇所抜粋）
- ：地質調査孔（拡散状況調査）
（1箇所）〔鉛直ボーリング〕
- ：地下貯水槽No.2観測孔（漏えい箇所調査）
（7箇所）〔斜めボーリング〕



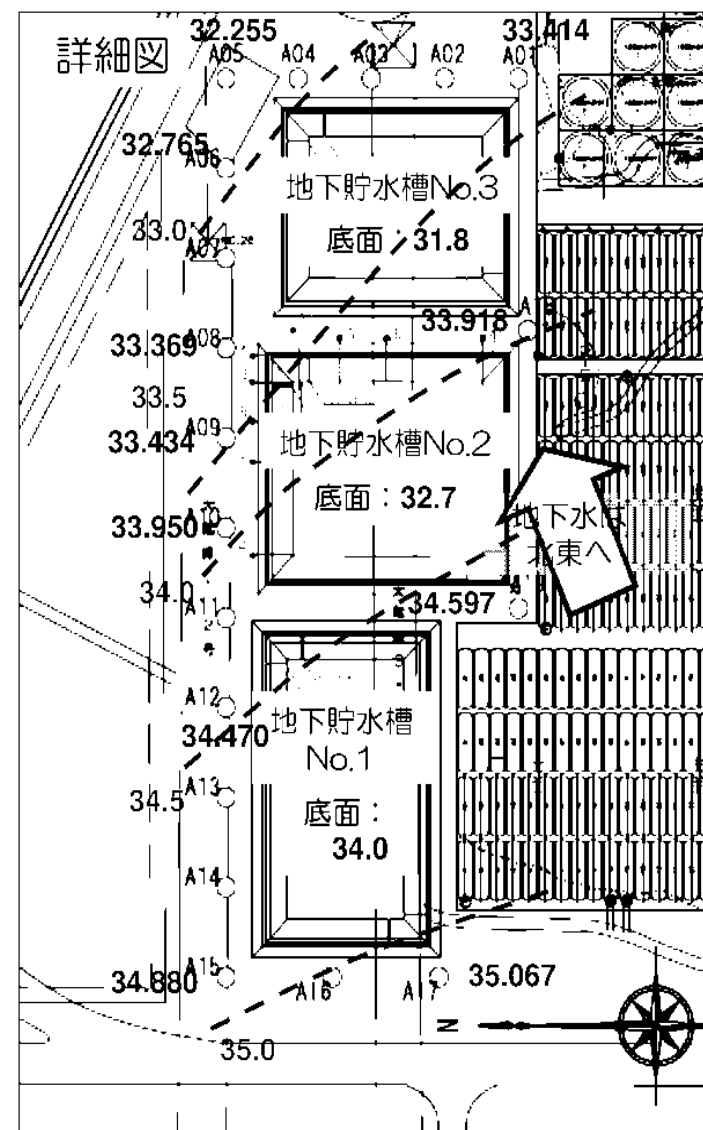
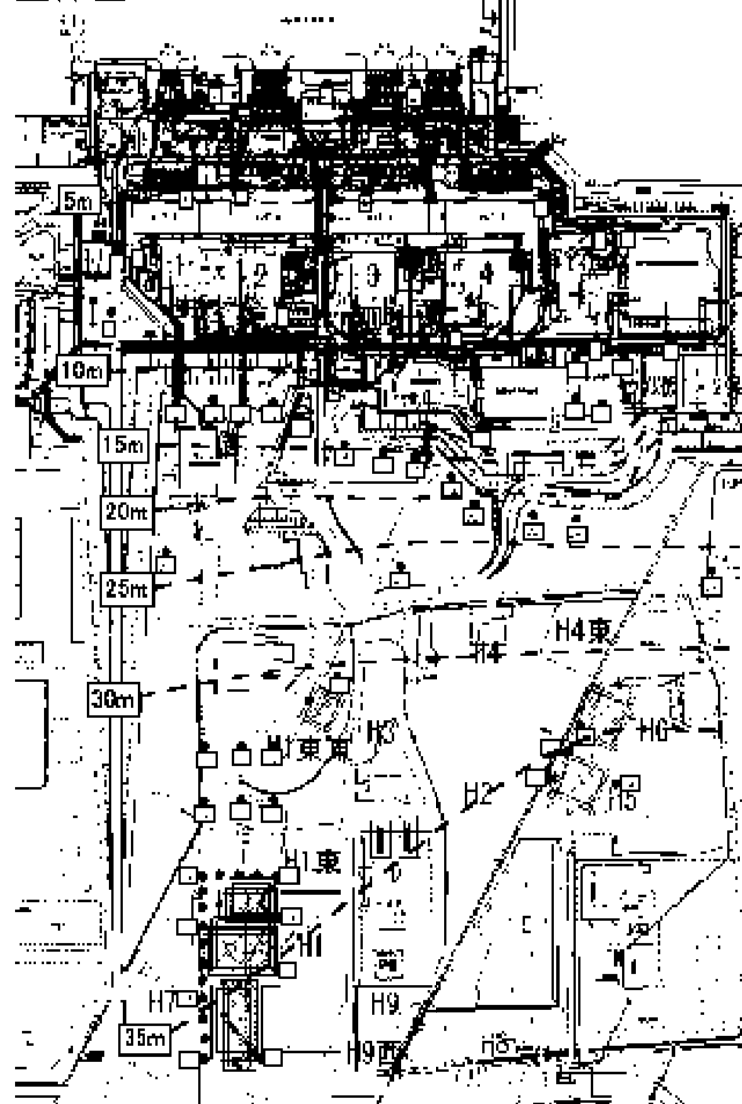
地下貯水槽 No.2観測孔	採取日	全β (Bq/cm ³)
2-1	5月10日	ND
2-2	5月10日	ND
2-3	5月8日	ND
2-4	5月8日	ND
2-5	5月12日	ND
2-6	5月12日	ND
2-7	5月13日	ND

地質調査孔	採取日	全β (Bq/cm ³)
①	5月12日	ND

地下貯水槽 観測孔	採取日	全β (Bq/cm ³)
A-7	5月12日	ND
A-8	5月12日	ND
A-9	5月12日	ND
A-10	5月12日	ND
A-11	5月12日	ND
A-18	5月12日	ND
A-19	5月12日	ND

3. ボーリング調査（2） 地下水位分布

全体図 地下水位分布 (OP 1 m)



3. ボーリング調査（3）

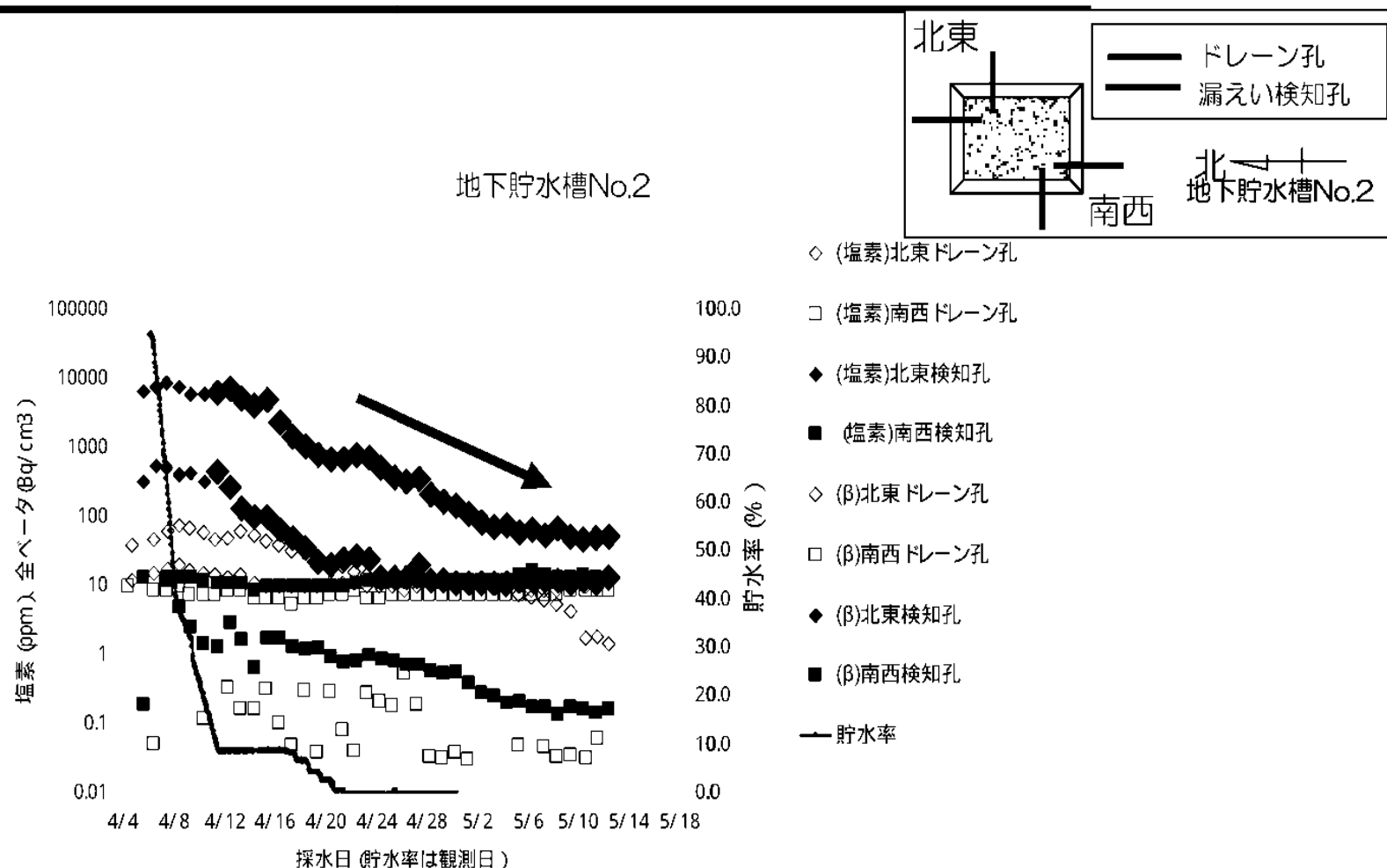
地下貯水槽周辺のモニタリング結果は検出限界値未満。

観測孔内の水位から、地下貯水槽周辺では地下水は北東の方向に流れており、海岸に近づくと真東に流れを変える。

地下貯水槽周辺の地下水位を分析すると地下水面の動水勾配は $2\text{m}/200\text{m}=0.01$ 程度である。この周辺の地盤の透水係数が $5 \times 10^{-4} \text{cm/sec}$ （透水試験速報値）とすると、地下貯水槽周辺の地下水面付近の流速は約1cm/日である。

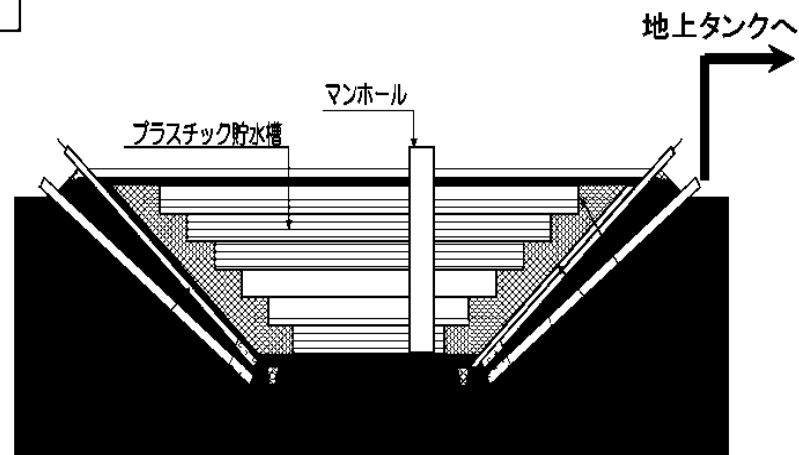
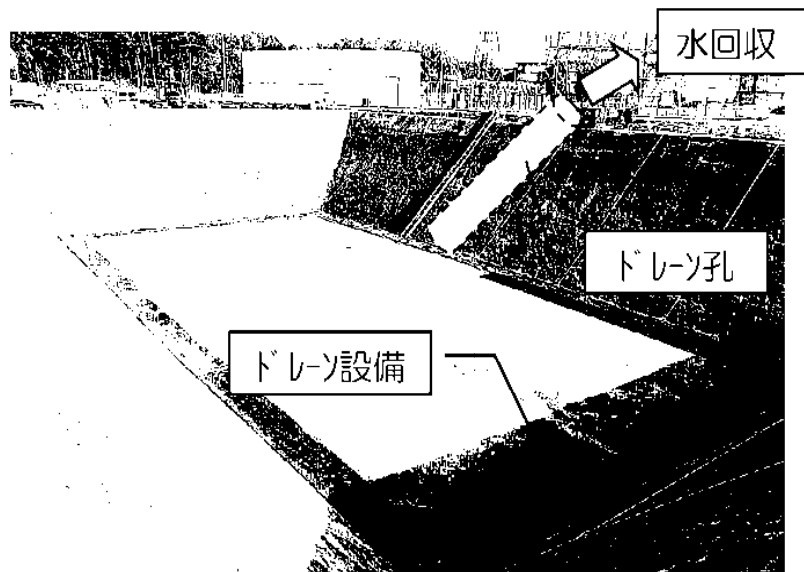
漏えい箇所は特定できなかったが、ベントナイトシート外部への汚染水漏えい量は極めて少量と推定される。

4. 漏えい検知孔からの水の回収・分析

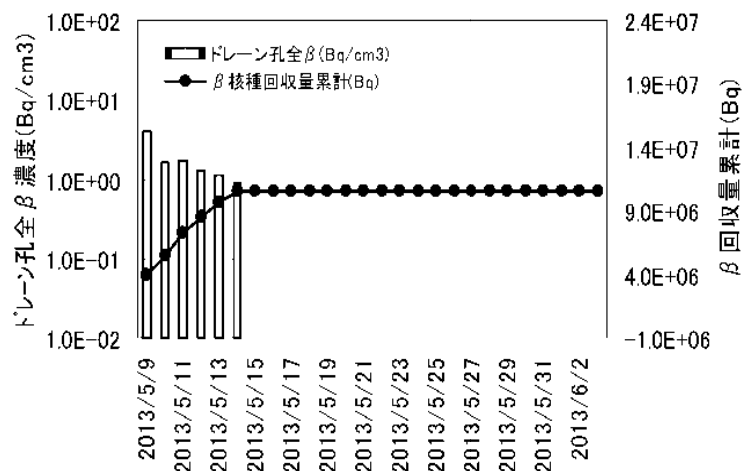


検知孔からの汚染水回収を50ℓ/日程度（原水換算数リットル程度）で開始したところ、汚染レベルが急激に低下したため、もともとの漏えい量は少量

5. ドレーン設備内からの水の回収・分析



ドレーン設備水回収結果



H25.5.9より、ドレーン設備からの水の回収を開始

H25.5.14現在、6m³の水の回収を完了（ドレーン設備の全体の容量は約17m³）

回収した水の汚染レベルは最高で3.9Bq/cm³

放射性物質の回収量は 1.1×10^7 Bq

最も漏えい水が滞留しやすいと考えられるドレーン設備から高レベルの汚染水が発見されないことから、ベントナイトシートの外側には微量の汚染水しか漏えいしていなかったと考えられる

6m³（原水換算0.2リットル）を回収しただけで、全β濃度は1/4程度に低下、大量の汚染水は存在しない。

6. 漏えい量に関する調査のまとめ

これまでの調査によって分かったことは、以下の通り。

追加ボーリング調査の結果から、地下貯水槽周辺の土壌中への汚染水の広がりはなく、ほとんどがHDPEシートとベントナイトシートの間やドレーン設備内にとどまっているものと考えられる。

以上のことから、

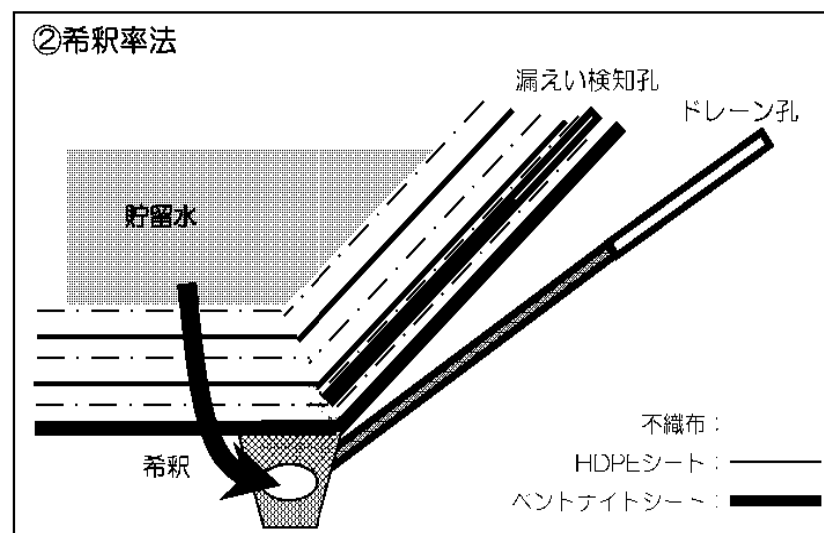
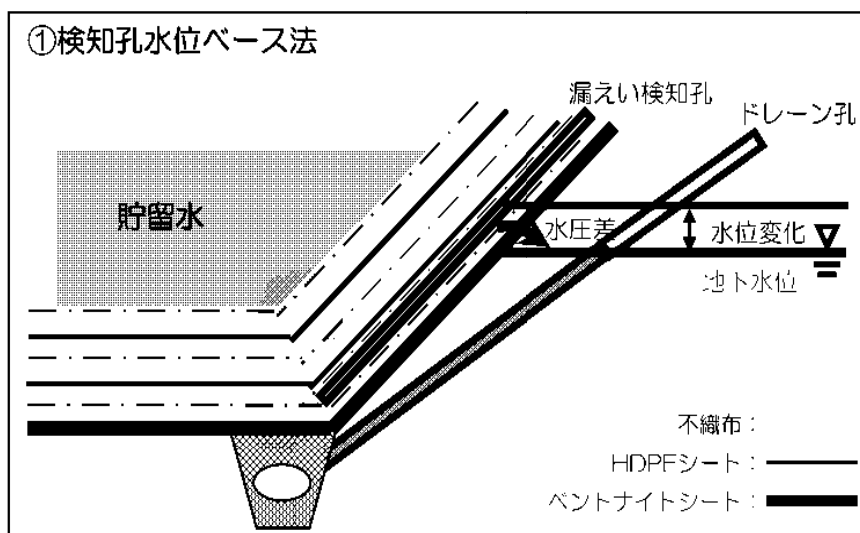
NO.2地下貯水槽からの漏えい量は当初考えていた約 120m^3 よりも極めて少量であることが考えられる

7. 漏えい量の推定

漏えい量の推定方法

①漏えい検知孔と地下水の水位変化に着目して漏えい量の算定（検知孔水位ベース法）

② $\frac{\text{ドレーン孔内全 } \beta \text{ 濃度}}{\text{貯留水全 } \beta \text{ 濃度}}$ （希釈率）×ドレーン設備容量（希釈率法）



8. 漏えい量の推定結果

評価の詳細は参考に示すが、評価結果については下記の通り。

場 所	推定方法	No.1 地下貯水槽	No.2 地下貯水槽	No.3 地下貯水槽
HDPEシートと ベントナイト シートの間	検知孔水位ベース法	— (注1)	約300 μL	— (注2)
	希釈率法	約70 μL	約300 μL	約20 μL
ベントナイト シート外部	検知孔水位ベース法	— (注1)	約20 μL	— (注2)
	希釈率法	約10 μL	約10 μL	— (注3)

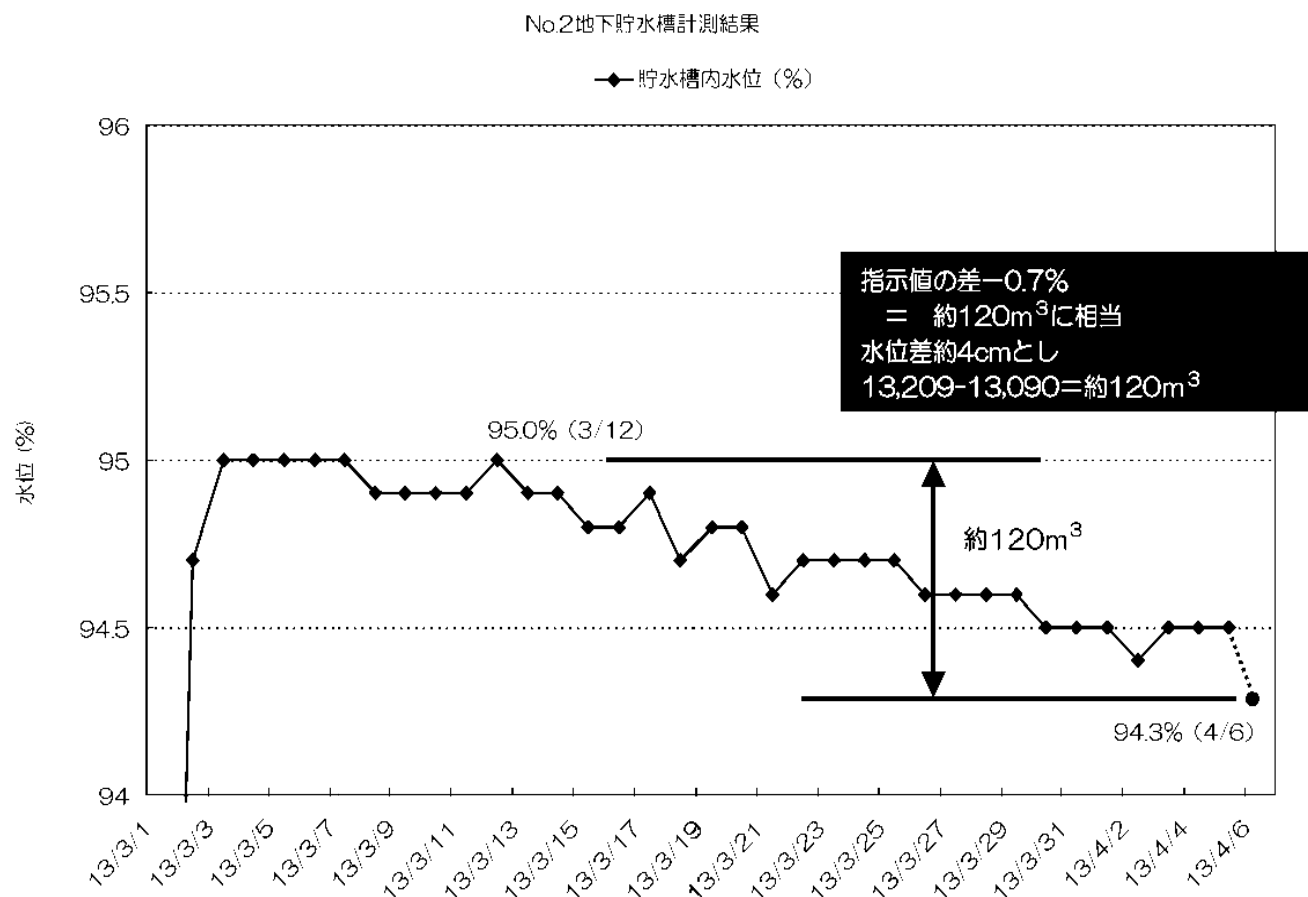
(注1) 漏えい検知孔水位データ無し

(注2) 漏えい検知孔水位の上昇が見られないため、推定不可

(注3) 有意な漏えい確認無し

<参考>水位計の点検（１）

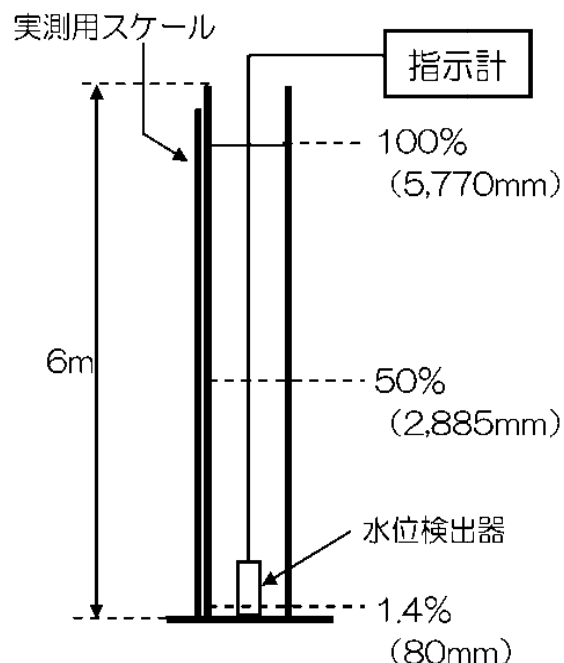
当初、NO.2地下貯水槽の漏えいの可能性があることを確認した際（平成25年4月6日時点）、貯水槽内に設置していた水位計の指示値の低下量0.7%から、漏えい量は最大約120m³と推定。



<参考>水位計の点検（２）

仮設水柱（ろ過水）による水位計指示値と実測値の比較を行ったところ、本来100%であるべき水位に対し、水位計指示値に－0.6%のドリフト※が生じていることが確認された。

※経時的に指示値がずれていくこと



水位計点検の詳細

	水位実測値	水位計指示値	差分
NO.2地下貯水槽 竣工時	98.06% (5,658mm)	98.0% (5654.6mm)	－0.06%
水位計点検時 (4月25日)	100% (5,770mm)	99.4% (5,735mm)	－0.6%

そのため、NO.2地下貯水槽に設置した水位計は、実際の水位低下を表していないと考えられる。

9. まとめ

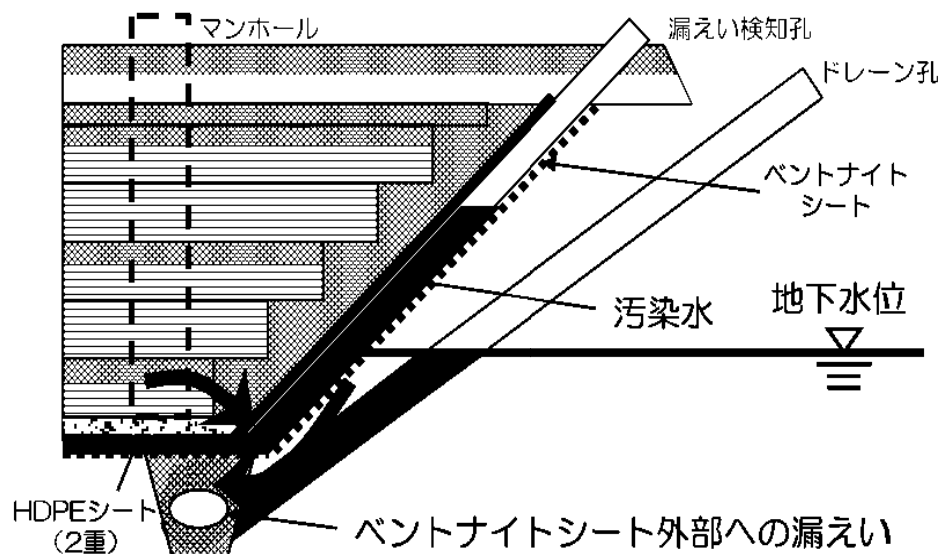
NO.2地下貯水槽における漏えい量は、ベントナイトシート内側で約300リットルと推定。ベントナイトシートの外側で約20リットル、そのほとんどはドレーン設備にとどまったものと推定。同様の方法で、NO.1およびNO.3地下貯水槽からの漏えい量を推定した結果、さらに少量であった。

漏えい量の大小に関わらず、NO.2地下貯水槽から漏えいが発生した事実には変わりはないことから、今後もしっかりと監視するとともに、モニタリングの結果についても、引き続き公表していく。また、地下貯水槽から漏えいした原因と対策については、今後も検討を進めていく。

参考資料

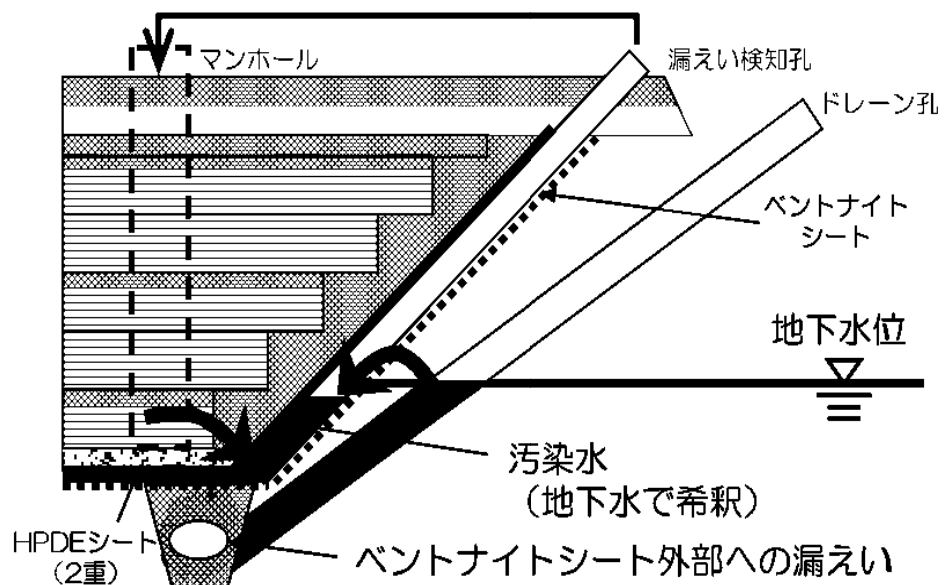


【参考1】 漏えいメカニズム



【漏えい発生初期】

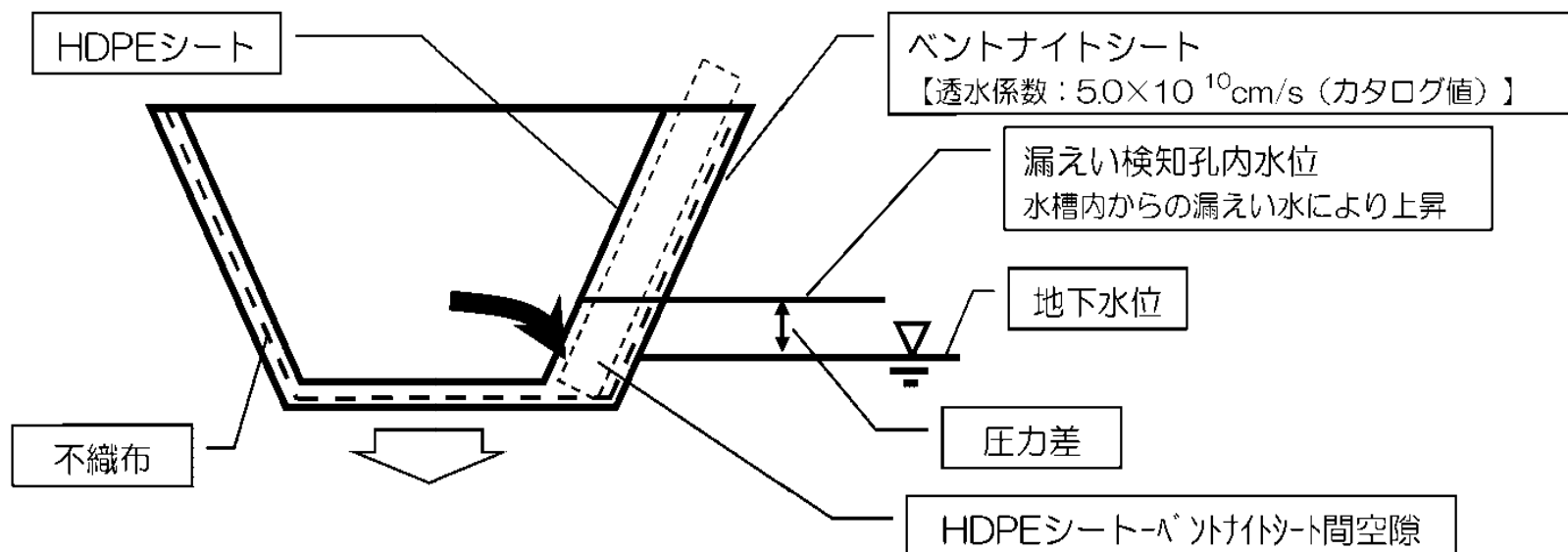
- 汚染水がHDPEシートとベントナイトシート間（不織布、漏えい検知孔内の空隙）に浸出
- 漏えい検知孔水位と地下水位の圧力差から、ベントナイトシートを通じて、ベントナイトシート外部に微量の汚染水が漏えい
- 底面・法面は地盤改良を実施しているため、ベントナイトシート外部に漏えいした水は、相対的に透水性の高いドレーン設備の方向に浸出すると考えられる



【汚染水の回収実施時】

- 漏えい検知孔からの汚染水回収により、漏えい検知孔内水位が低下
- 漏えい検知孔内には、ベントナイトシートを通じて微量の地下水が流入し、汚染水を希釈
- 希釈された汚染水は回収
- これにより、ベントナイトシート外部への汚染水漏えいは減少～停止

【参考2-1】 漏えい量の推定方法（概要）～ 検知孔水位ベース法



2重のHDPEシートから漏えいした汚染水は、ベントナイトシートとHDPEシートの間（不織布）の空隙とここに設置されている漏えい検知孔の空隙に浸出

→漏えい検知孔の水位上昇分と空隙のボリュームから浸出量を計算

漏えい検知孔内水位と周辺地下水位の圧力差が生じ、ベントナイトシートから外部（主に透水性の高いドレーン孔）に汚染水が漏えい

→圧力差とベントナイトシートの透水係数、水に接している面積からベントナイトシート外部への漏えい量を計算

【参考2-2】 漏えい量の推定方法（詳細） ～ 検知孔水位ベース法

空隙量の計算に基づく漏えい量

計算式：漏えい量＝漏えい検知孔内水位の上昇分（3/17の北東側検知孔水位0.71mからの上昇分）
 ×漏えい検知孔内水に浸潤している不織布の面積×不織布厚
 ＋漏えい検知孔内水位上昇分の容量

水位条件：北東漏えい検知孔の水位分、汚染水が充填している

不織布の状態：シート間は6.5mmの不織布が敷設されているが、満水時の水頭5.5m作用時には試験結果より体積歪：41%、気孔容積：90%となっていると仮定

計算の結果：3/17～4/10の間、73%の水が増えている。

下のベントナイトシートの透水性に基づいた計算の結果、同期間でベントナイトシート外に 212リットルの水がベントナイトシートの外に出ていることから、HDPEシートからベントナイトシート間への漏えい量は 285リットルと推定される

ベントナイトシートの透水性に基づいた推定

ベントナイトシート内作用水圧：検知孔水位に基づき算出

ベントナイトシート透水係数：

$5 \times 10^{-10} \text{cm/sec}$ （カタログ値）

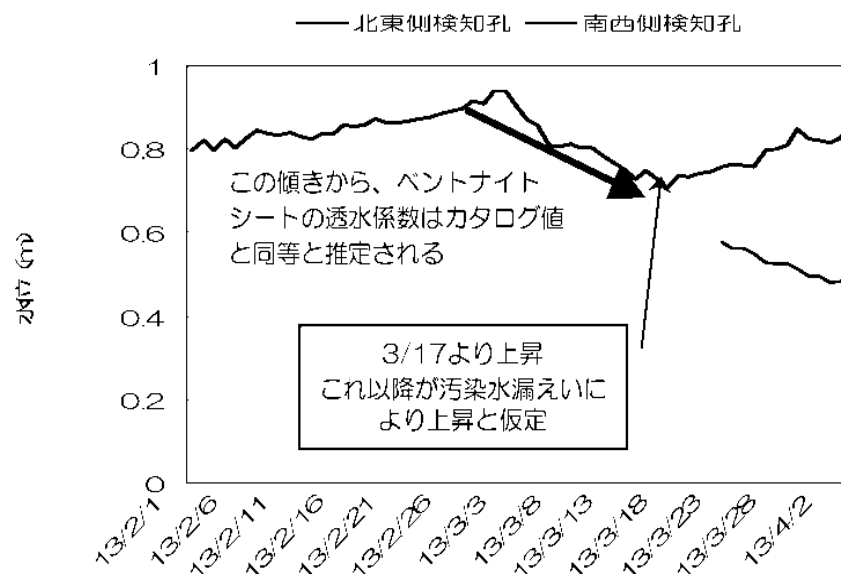
透水量：212リットル※

（※地下水を含む量）

透水量のうち、汚染水（貯水槽内原水）の比率は285㍻/4385㍻＝約7%

よって、ベントナイトシートを通過する汚染水（貯水槽内原水）は

212㍻×7%＝約15リットル



（参考）ドレーン孔水位【4/14】：約0.78m（北東）、約0.62m（南西）



【参考3】 漏えい量の推定方法（概要）～ 希釈率法

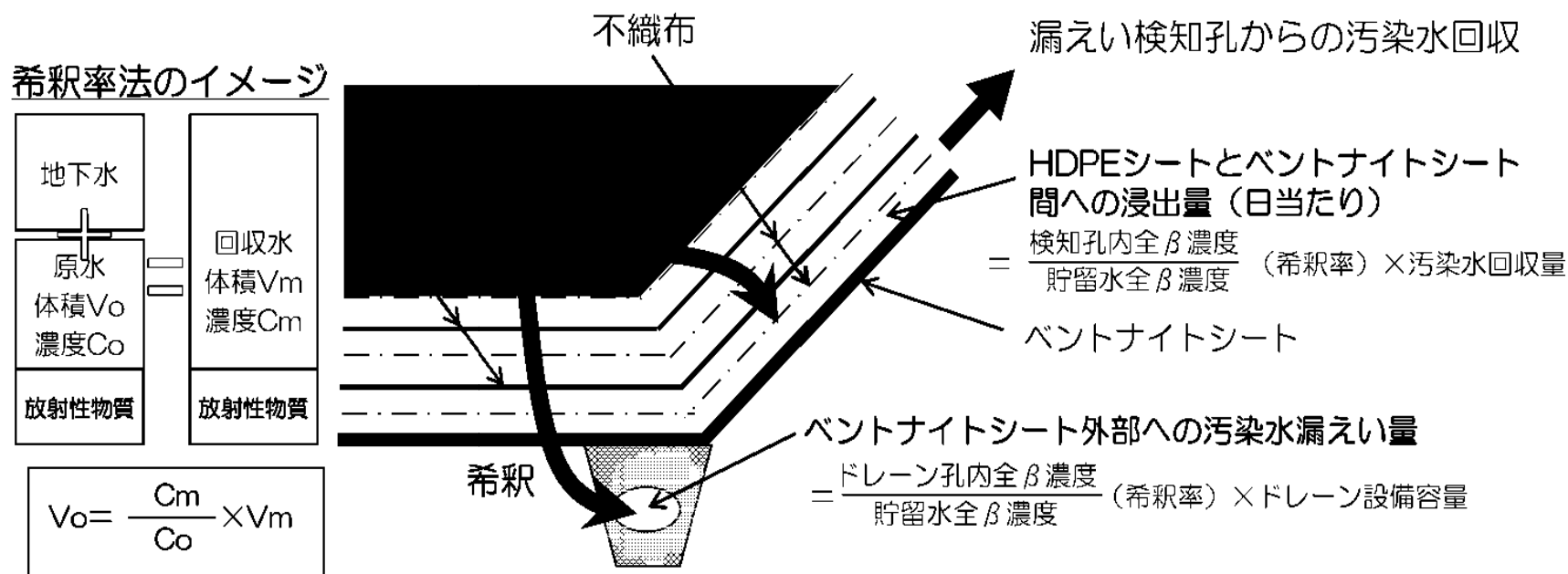
漏えい検知孔からの汚染水回収により、漏えい検知孔内の汚染レベルが低下

→ 回収された汚染物質量 > HDPEシートとベントナイトシート間に浸出した汚染物質量

→ 評価は保守側に推定して、回収された汚染物質量 = HDPEシートとベントナイトシート間に浸出した汚染物質量と仮定

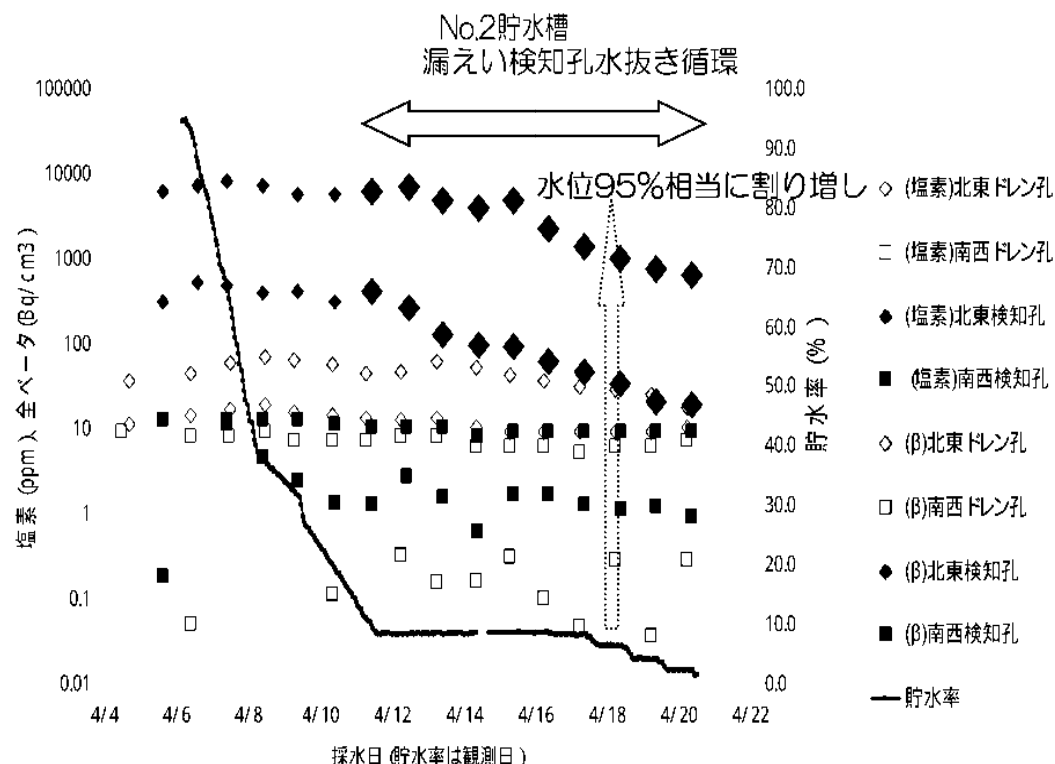
HDPEシートとベントナイトシート間への浸出量は、漏えい検知孔から回収した水の量と全 β 濃度と貯留していた水的全 β 濃度※の比（希釈率）から計算

ベントナイトシート外部への漏えい量については、ドレーン設備の容量と全 β 濃度と貯留していた水の濃度※の比（希釈率）から計算

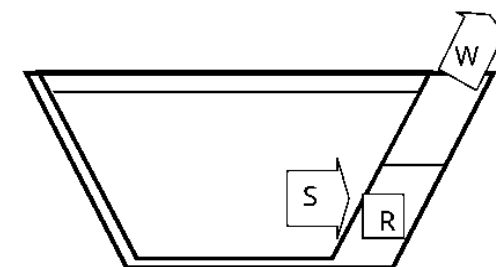


※ No.2地下貯水槽貯留水的全 β 濃度（Bq/cm³）は、 6.6×10^4 、 1.4×10^5 の2つの測定結果があるが、より保守的な 6.6×10^4 を採用

【参考3-1】HDPEシート・バントナイトシート間漏えい量：希釈率法



漏えい検知孔水抜き循環



W = 抜水の放射性物質含有量 (Bq) \gg 漏えい水の放射性物質含有量 S (Bq)

$$W = \text{抜水量 } Q_w \times \text{検知孔濃度 } B_w$$

$$S = \text{漏えい量 } Q_s \times \text{原水濃度 } B_s$$

No.2では4/11～20の間の漏えい検知孔水抜き循環で検知孔内の全β濃度が下がったということは「抜水の放射性物質含有量(W) \gg 漏えい水の放射性物質含有量(S)」になったと考えられる
 しかしながら、ここでは保守的な推定として「 $W=S$ 」と仮定する

No.2貯水槽の原水濃度 (全β) は、 $6.6 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$

日漏えい原水量は、 $\text{Ave.}(Q_w \times B_w / B_s) = 12 \text{ リットル/日}$

(4/11～20には貯水槽内水位が低下しているため、95%水位相当に割り増して算出)

漏えいが3/17に発生したと仮定した場合、漏えい検知孔の汚染水回収前の4/10までの間に約 288 リットル 漏えいしたと考えられる

【参考3-2】バトナイトシート外部への漏えい量：希釈率法

ドレーン設備の空隙量と希釈率からの推定

$$\text{算出方法：漏えい量} = \frac{\text{ドレーン孔全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)} \times \text{ドレーン設備空隙量(リットル)}}{\text{貯水槽内原水全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)}}$$

原水濃度（全 β ）： $6.6 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$

ドレーン孔内最大濃度（全 β ）： 68 Bq/cm^3

ドレーン設備容量（注）： 9 m^3

$$\text{漏えい量：} \frac{6.8 \times 10 (\text{Bq/cm}^3) \times 9000 (\text{リットル})}{6.6 \times 10^4 (\text{Bq/cm}^3)} = \underline{9 \text{ リットル}}$$

（注）ドレーン設備全体の容量は約 17 m^3 であるが、No.2地下貯水槽では北東側のドレーン孔のみで汚染が確認されていること、ドレーン設備には中心から南北方向に水勾配が設けられていることから、全体の半分の 9 m^3 として計算している

【参考4】 No.1およびNo.3地下貯水槽漏えい量計算結果

No.1漏えい量の算出

HDPEシートとベントナイトシート間への漏えい量（全β）

算出方法、原水濃度の条件はNo.2と同様

4/10-22において漏えい量と水抜き量が均衡しているとしてその間の1日の漏えい量は次の通りとなる

$$\frac{\text{抜水平均全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)} \times \text{抜水平均量(ℓ/日)}}{\text{貯水槽内原水全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)}} = \frac{3.2 \times 10^4 \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \times 36 \text{ (ℓ/日)}}{6.6 \times 10^4 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}} = 17 \text{ ℓ/日}$$

No.1貯水槽は4月6日-9日の4日間、汚染水の回収ができていないので漏えい量は約68リットル
ただし、これに関しては回収を実施

ベントナイトシート外部への漏えい量

ドレーン孔内の最高全β濃度は $6.8 \times 10 \text{ Bq/cm}^3$

これより漏えい量は次のように求められる

$$\frac{\text{ドレーン孔全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)} \times \text{ドレーン設備空隙量(ℓ)}}{\text{貯水槽内原水全}\beta\text{濃度(Bq/cm}^3\text{)}} = \frac{6.8 \times 10 \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \times 9000 \text{ (ℓ)}}{6.6 \times 10^4 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}} = 9 \text{ リットル}$$

No.3漏えい量の算出

HDPEシートとベントナイトシート間への漏えい量（全β）

4/15-29の間においてNo.1と基本的には同様計算（ただし、貯水槽の水位を95%に補正）した結果は0.3ℓ/日となる（全β濃度 $6.3 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$ ）

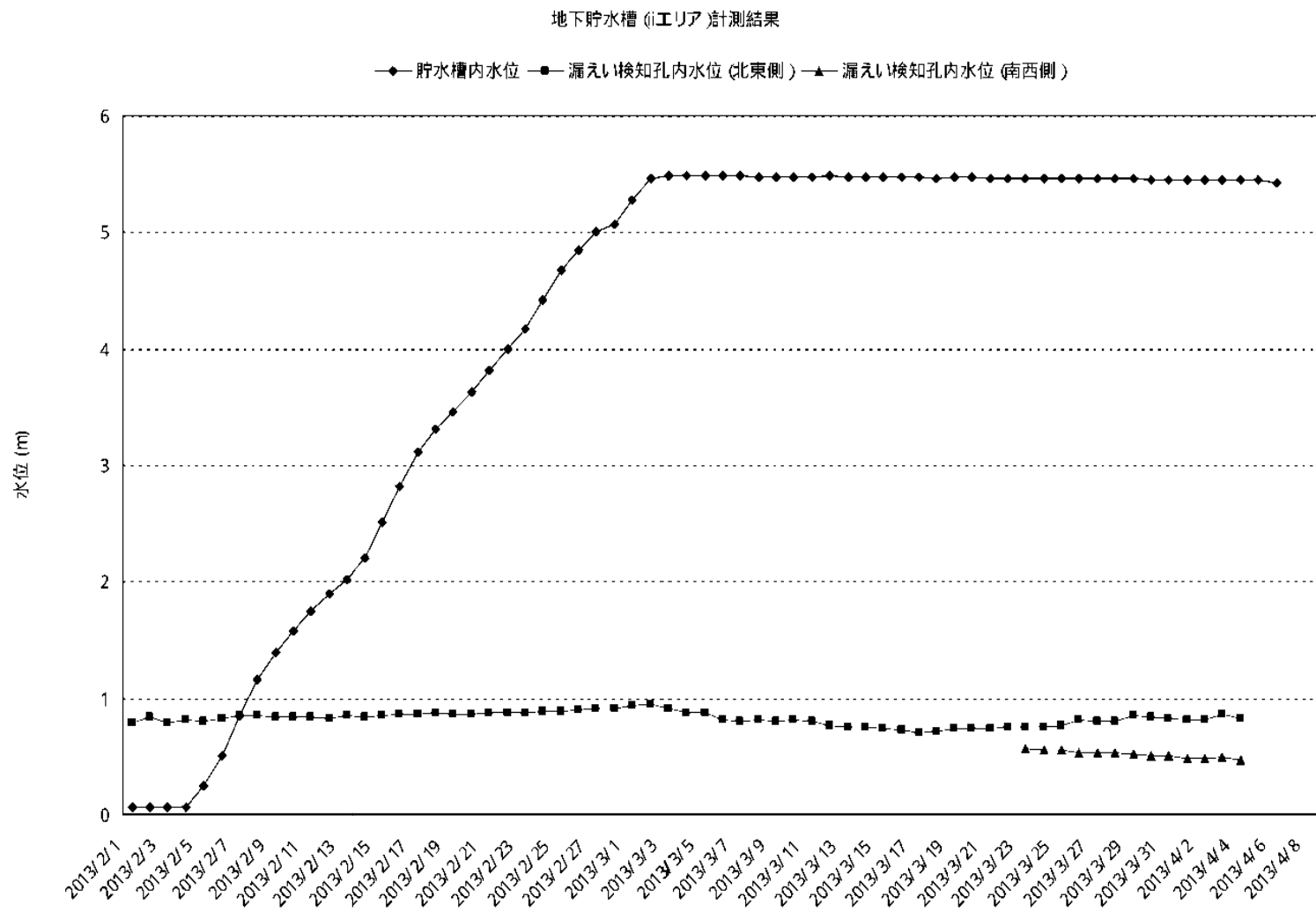
満水になった2/8から汚染水の回収が始まる4/15までの間20リットル漏えいしたと考えられる

ただし、ベントナイトシート内にとどまっていると考えられるので、回収可能と考えられる

ベントナイトシート外部への漏えい量

ドレーン孔内の最高全β濃度は 1.1 Bq/cm^3 であり、有意な漏えいはないと考えられる

【参考5】 NO.2地下貯水槽と漏えい検知孔の水位



2 ～ 4 号機海水配管トレンチについて

平成25年5月16日

東京電力株式会社

報告概要

2 ～ 4 号機海水配管トレンチ 汚染水処理に関する取組み

① 海水配管トレンチの概要

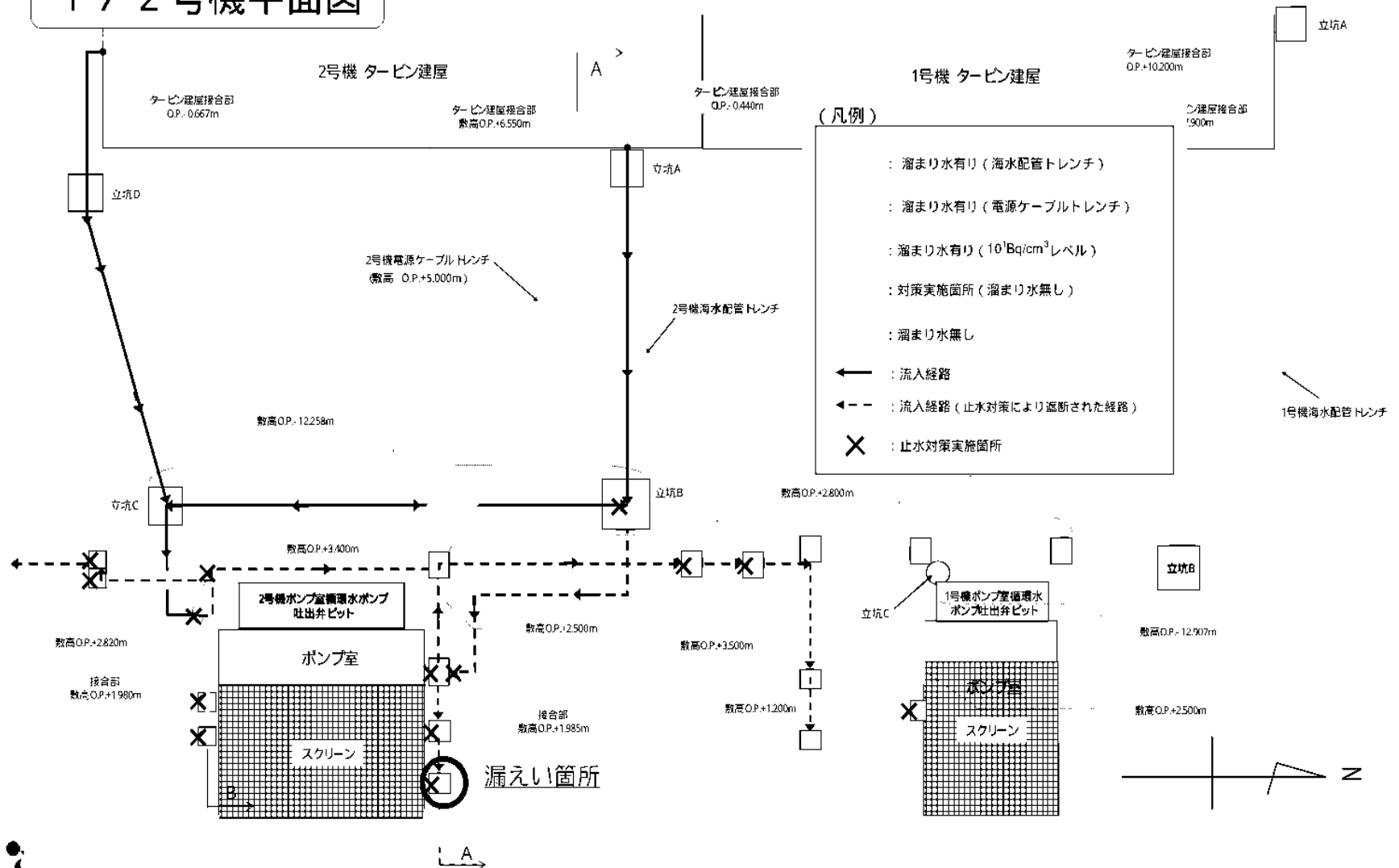
- 平面図，断面図
- トレンチの内部状況

② トレンチ内の汚染水処理

- 汚染水処理方針
- 処理方法概要
- 課題と今後の取組み

① 2～4号機海水配管トレンチの概要(1)

1 / 2号機平面図

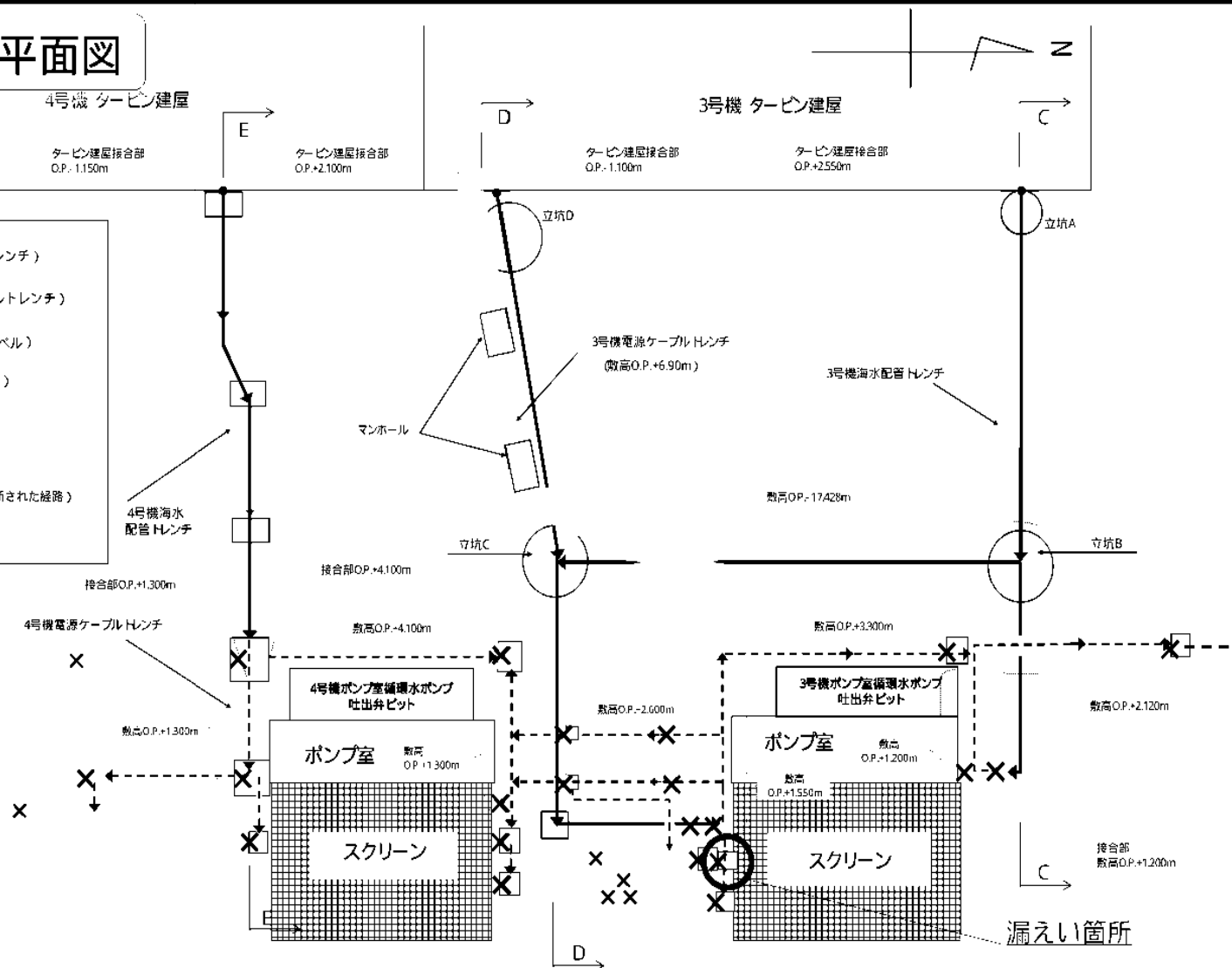


① 2～4号機海水配管トレンチの概要(2)

3 / 4号機平面図

(凡例)

- ：溜まり水有り(海水配管トレンチ)
- ：溜まり水有り(電源ケーブルトレンチ)
- ：溜まり水有り(10^3Bq/cm^3 レベル)
- ：対策実施箇所(溜まり水無し)
- ：溜まり水無し
- ←：流入経路
- ：流入経路(止水対策により遮断された経路)
- ×：止水対策実施箇所



① 2～4号機海水配管トレンチの概要（3）

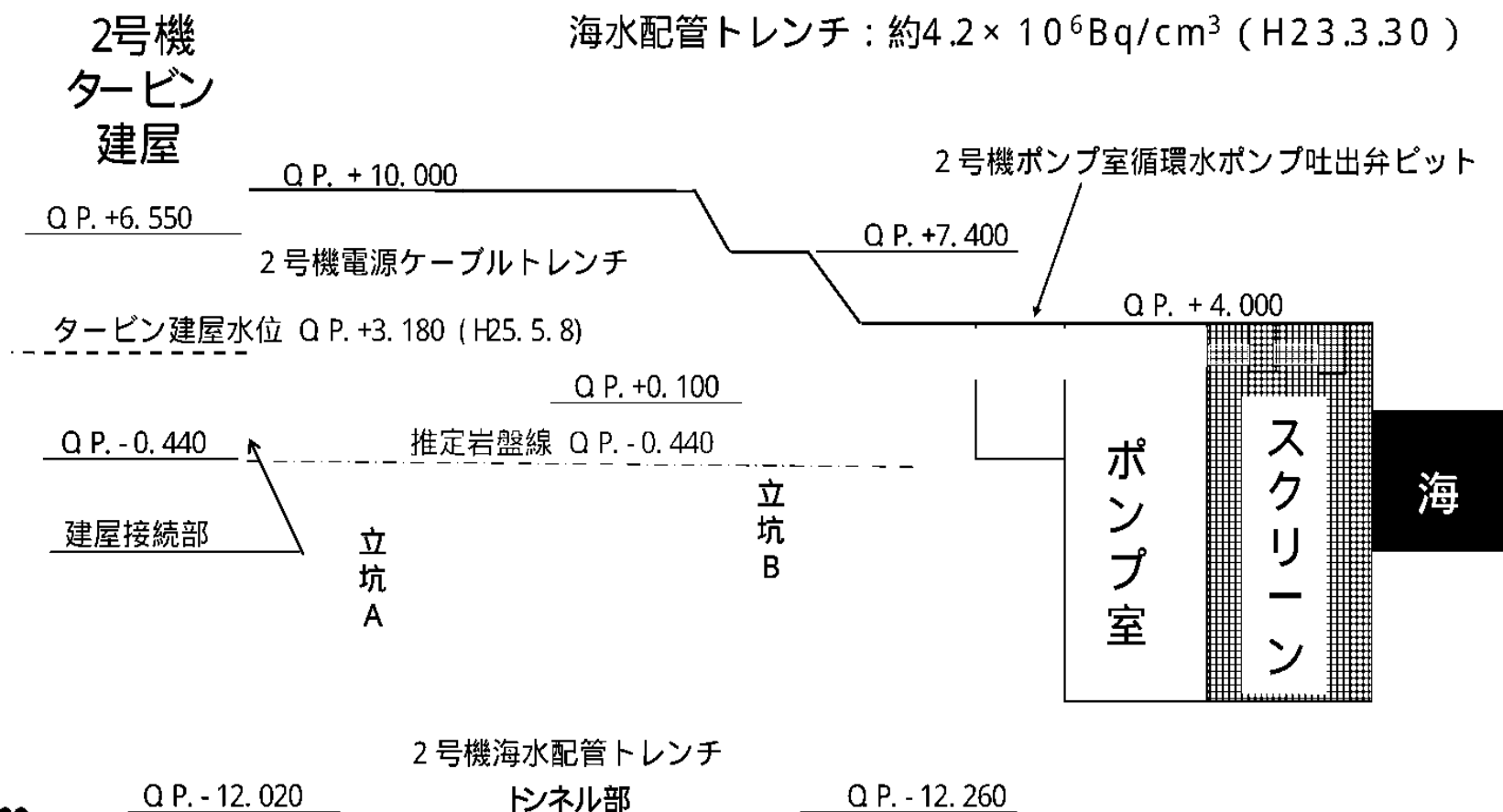
2号機 A-A 断面

〔トレンチの構造〕トンネル部：直径約4 m× 延長約300 m

〔2号機汚染水の水質（Cs計）〕

タービン建屋：約 $7.8 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$ （H25.3.14）

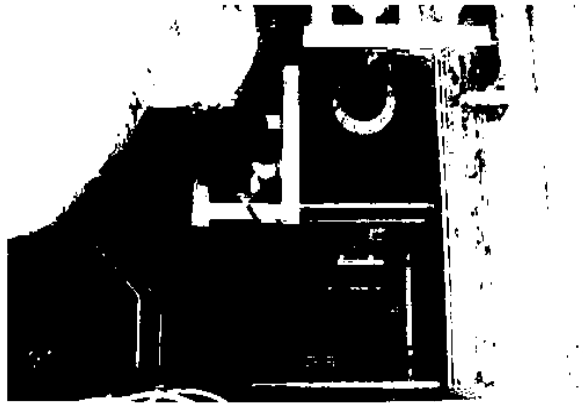
海水配管トレンチ：約 $4.2 \times 10^6 \text{ Bq/cm}^3$ （H23.3.30）



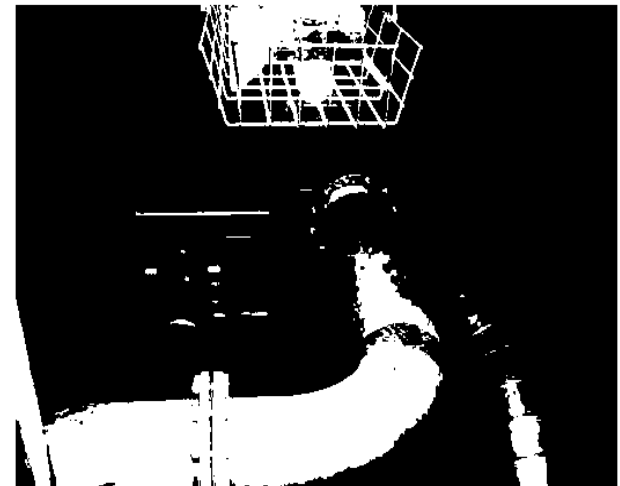
東京電力

① 2～4号機海水配管トレンチの概要（4）

2号機海水配管トレンチの内部状況



立坑内（上→下）



建屋接続部（奥：配管貫通部）



トンネル部

② トレンチ内の汚染水処理（１）

・ トレンチ内汚染水処理方針

【基本方針】

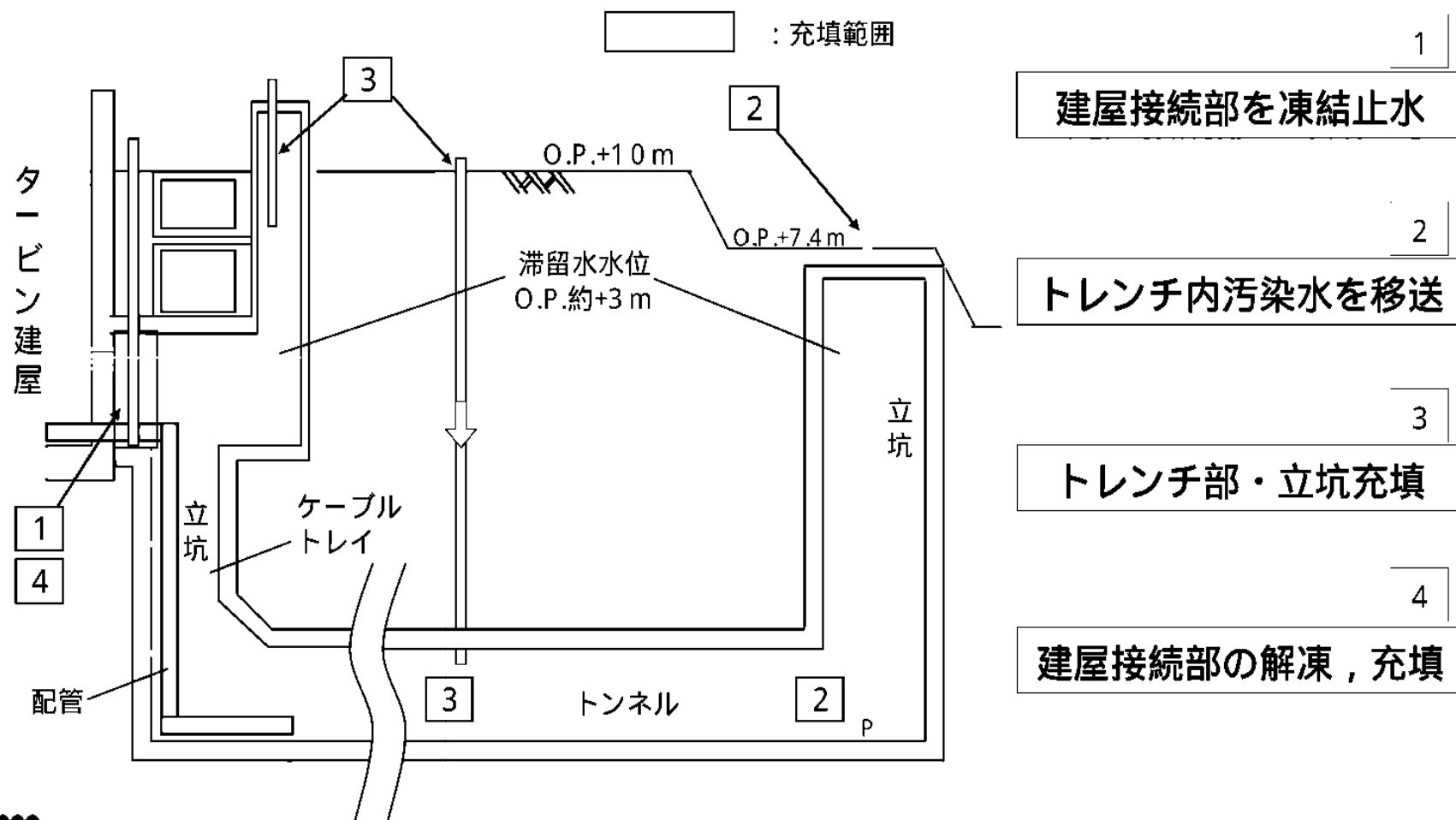
タービン建屋内の水位を海水配管トレンチ接続部（建屋接続部）より低下させた後，トレンチ内の水を抜き，内部を充填する
→ タービン建屋水位低下，H32年度を予定

〔早期処理案〕

建屋接続部を止水後，トレンチ内の水を抜き，内部を充填する
→ 接続部の止水が困難（検討中）

② トレンチ内の汚染水処理（２）

・ 早期処理案の概要（２号機施工案）



② トレンチ内の汚染水処理（３）

- ・ 早期にトレンチ内汚染水処理を実施するためには，以下の課題があり，Ｈ２５年度以降，止水・水抜き・充填方法の検討・成立性確認等を実施していく

１）建屋接続部の止水方法の成立性

- 汚染水の凍結可否
- 凍結時のトレンチ・配管への影響

２）トレンチ部の水抜きと充填方法

- 立坑へのポンプ設置時の干渉物撤去（配管・サポートなど）
- 水抜きから充填までの間の地下水流入防止
- トンネル部（G.L.-20m以深）への充填管設置
- 配管等の干渉物があるトレンチ内への充填方法
- 充填完了時の確認方法

② トレンチ内の汚染水処理（４）

３）高線量下作業

- タービン建屋，立坑周辺の線量（１～数mSv/h）
- トレンチ内汚染水のサンプリング

４）汚染水の処理・保管

- 水処理設備への影響（線量上昇等）
- 処理水の貯蔵タンク確保（約１.５万～２万m³）

循環注水冷却の小ループ化について

平成25年 5月16日

東京電力株式会社

H25.3.28 第1回廃炉推進対策会議事務局会議 提示資料

「建屋内循環ループの早期実現及び循環ライン縮小に向けた検討について」



東京電力

検討の概要及び結果について

建屋内循環ループ早期実現及び循環ライン縮小に関する検討状況

信頼性向上対策の一環として炉注水循環ループの縮小を目的とした、建屋内循環ループ構築時期（平成28年度末）の早期実現に向けた検討を行い、早期実現の可否を判断。

滞留水処理側の循環ライン縮小も合わせて検討し、上記検討結果も踏まえ、実施要否を判断。

検討内容

建屋内循環ループ早期実現に向け、以下を検討。

機器設置時の作業性（線量等）確保を踏まえた取水位置（他作業との干渉の観点）

建屋内滞留水の水質動向（設備への影響及び作業員の被ばく低減の観点）

循環ライン（滞留水処理側）縮小に向けたルート選定

縮小ライン敷設可否（敷設作業に伴う作業性等の観点）

縮小ラインの有効性（ループ縮小量の観点）

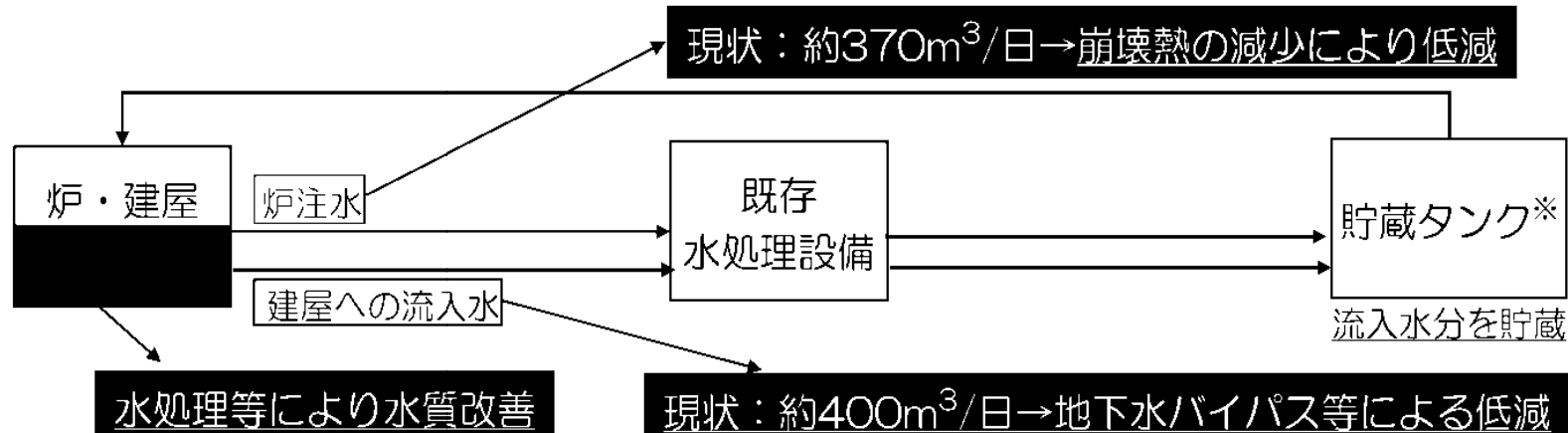


検討結果

効果的なループ縮小という観点から、至近の水処理側ループ縮小ではなく、建屋内循環ループ構築目標を平成26年度末に前倒し、検討を継続することが有効と判断。

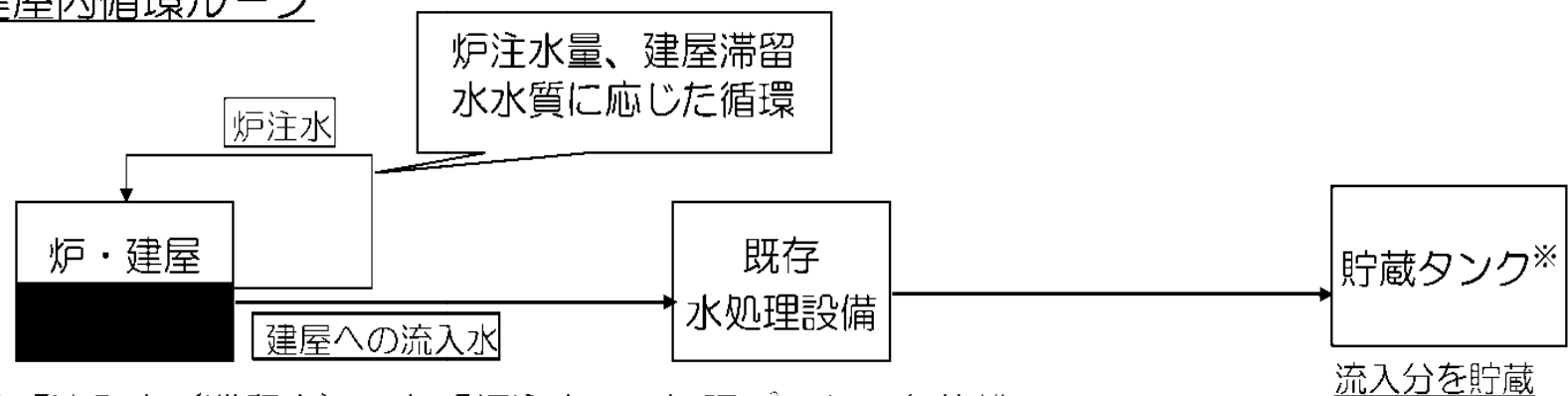
建屋内循環ループ（イメージ）について

現行の循環ループ（復水貯蔵タンクを水源とした循環（CST循環）を含む）



⇒「流入水＋炉注水分」が水処理、貯蔵を経由するため、貯蔵タンクからの戻りラインが必要

建屋内循環ループ



⇒「流入水（滞留水）」と「炉注水」の処理プロセスを分離

⇒ 炉注水側の信頼性向上、既存水処理設備の負担低減、貯蔵タンク戻りラインの削減が可能



東京電力

※貯蔵タンクは、淡水受タンク、濃縮塩水受タンク等をいう。

炉注水に求められる水質について

炉注水に要求される基準は導電率であり、塩化物イオン濃度が支配的。（保安規定第133条 水質管理）

項目		基準値
処理水バッファタンク 水および3号炉復水貯 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

⇒ 上記基準は、炉内構造物の腐食防止の観点で設けたものであり、更なる水質改善を目的に、窒素やヒドラジン注入を実施。

⇒ 窒素やヒドラジン注入を行うには注入設備やタンク等が必要であり、合理的かつ早急に達成する上で、各号機のCSTを介した注入を行うことが有効。

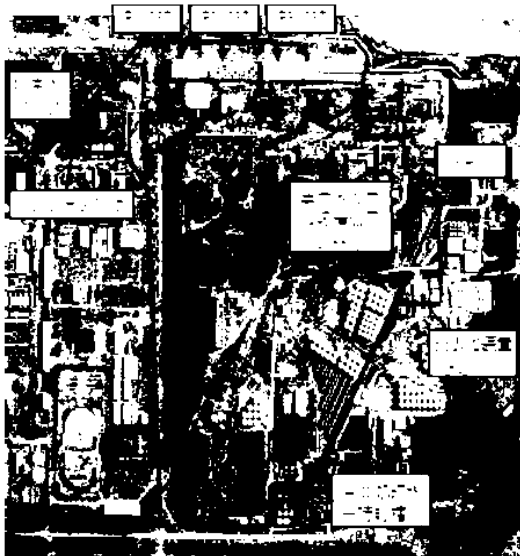
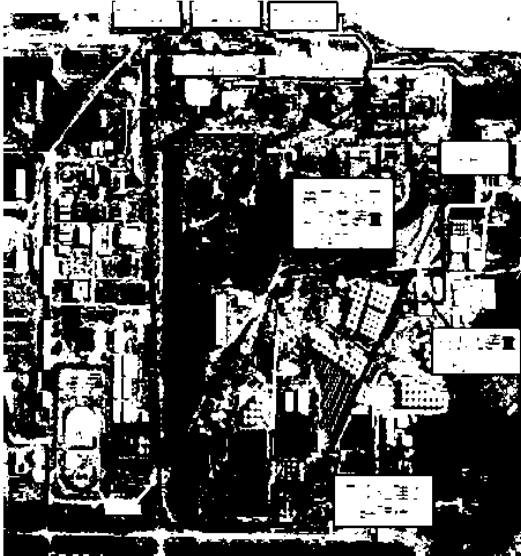
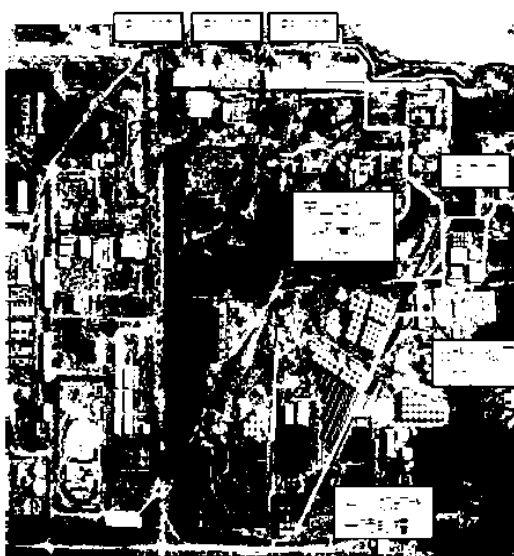
炉注水設備のメンテナンスや設備周辺の作業等を鑑み、内包する流体の放射性物質濃度が低減されていることが必要。（現状は、水処理設備を介して放射性物質濃度に支配的なCs等を除去）

⇒ 炉注に用いる水の水質（放射性物質濃度）が改善されていることが必要。

各ループ主要構成の移り変わり（イメージ）

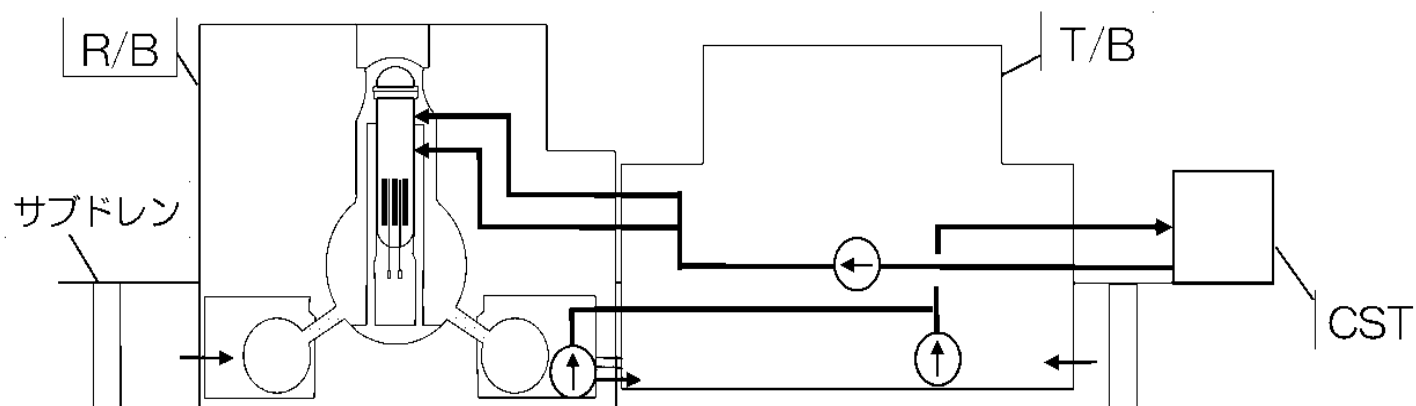
	概略系統構成	備考
現行大循環		
CST循環		<p>炉注水の水源の信頼性向上（バッファタンク→CST）を目的に実施。（H25.6運用開始予定）</p>
建屋内循環		<p>建屋外の滞留水移送に伴う系外への放リスクを可能な限り低減する目的で実施。</p> <p>取水位置は環境、水質等に応じて判断（R/B、T/B） 地下水流入分の移送は必要 炉注水水質改善を目的とした窒素・ヒドラジン注入要</p>

各ループの移送ルート（屋外）の構成

	現行大循環	CST循環	建屋内循環
ループ配置図			
ループ長	約4km（炉注） 約4km（全長）	約3km（炉注） 約3km（全長）	約0km（炉注） 約1.3km（全長）
備考	・バッファタンクから各号機に向けて 炉注水ラインを設置	・建屋周辺にあるCSTを水源とすることにより炉注ループ全長は縮小	・炉注ループは建屋～CST間のみ ・建屋への流入地下水を移送するラインが必要

機器設置時の作業性を踏まえた取水位置について

建屋内循環ループ構築における取水箇所として、大きくはR/B、T/Bが考えられるが、それぞれの取水箇所のメリット、課題は以下の通り。



取水箇所	メリット	課題
R/B (トールス室等)	<ul style="list-style-type: none"> ・水処理後（特に塩分）の注水箇所に近く、水質が比較的良化。 ・底部の高さがT/Bと比較して低く、滞留水の水位を低減する上で有効。 	<ul style="list-style-type: none"> ・PCV止水は調査、検討中であり、ポンプ設置が干渉する可能性あり。 ・劣囲気線量が高く（5～200mSv/h程度※）、除染等を含めた対応が必要。
T/B	<ul style="list-style-type: none"> ・劣囲気線量は比較的低く（0.01～10mSv/h程度※）、早期の対応に有用。 ・PCV止水等との干渉を心配する必要がない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・R/Bの滞留水と比べ、当初の海水や移送水の塩分濃度の影響が高い。

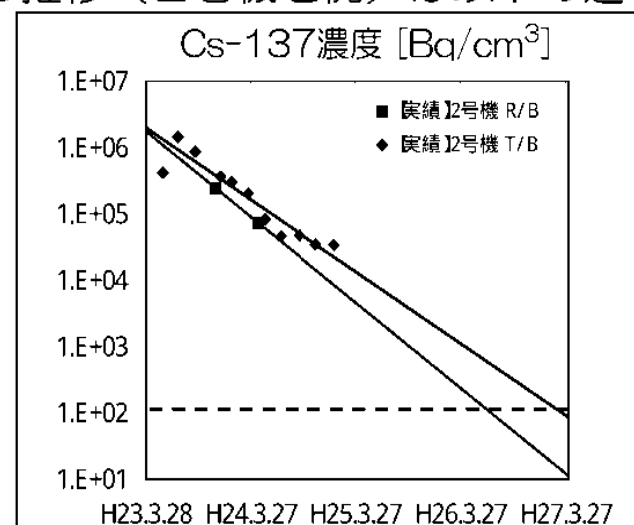
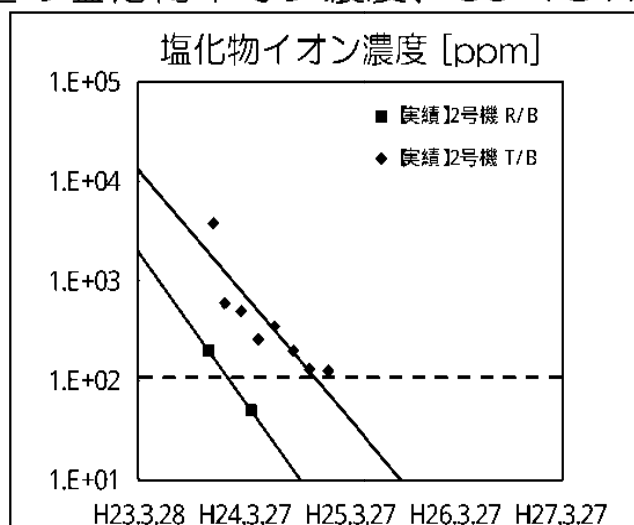
※ 機器設置時のアクセスが想定される1～3号 R/B1F, R/B中地下, T/B1Fエリアの代表的線量（H25.2迄の測定実績より）

PCVの止水方法等、現在検討中のものもあり、早期実現をする上では、R/BだけでなくT/Bからの取水も視野に入れた対応を行うことが必要。

建屋内滞留水の水質動向

建屋内滞留水の水質は、R/B、T/B共に、地下水の流入や水処理設備での浄化を通して改善傾向。

各建屋の塩化物イオン濃度、Cs-137濃度の推移（2号機を例）は以下の通り。



炉注水に利用するという観点から、滞留水の水質の目安としては、以下の様に設定。

水質項目	水質目安	判断理由
塩化物イオン濃度	100ppm未満	炉内構造物の腐食防止の観点で設定（保安規定記載値）
Cs-137濃度	10 ² Bq/cm ³ オーダー	作業員等の線量を可能な限り低減する観点で設定（セシウム除去設備設置時の出口除去性能）



東京電力

現時点の水質動向を踏まえると、R/B、T/B含めH26年度末での対応が妥当。

建屋内循環ループ構築の早期実現に向けた検討について

建屋内循環ループ構築の早期実現に向けた検討を行った結果、

設置箇所の作業環境、PCV止水作業との干渉等も踏まえ、R/BだけでなくT/Bでの取水を視野に入れた対応を検討することが必要。

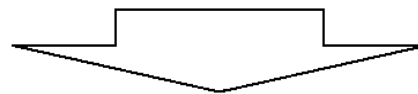
炉注水条件や作業環境に主な影響を与える塩化物イオン濃度、放射性物質濃度の動向を整理し、H26年度末での早期実現を目標（当初はH28年度）とした対応を行うことが妥当と判断。

ただし、滞留水の水質の良化に従い、以下の要因等による水質悪化が懸念

建屋に流入する地下水に含まれる塩分流入

炉内デブリからの放射性物質の追加溶出

今後実施する建屋除染等による放射性物質の建屋滞留水への流入



上記状況を踏まえ、H26年度末での建屋内循環ループ構築を目標として、以下を実施予定。

建屋内滞留水の水質測定及び動向予測の継続

上記水質や炉注水量、作業環境等も考慮した系統構成の検討

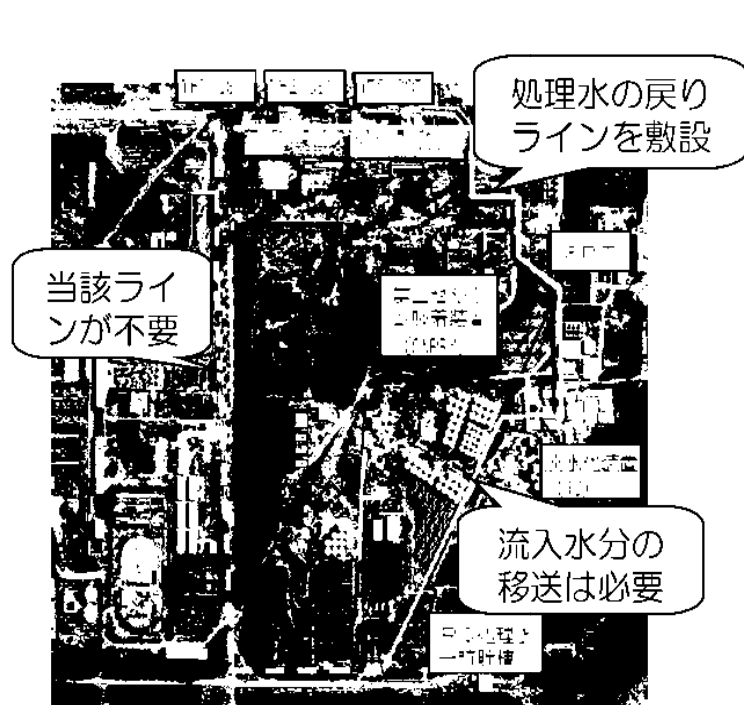
循環ライン（滞留水処理側）縮小について

循環ライン（滞留水処理側）縮小の目的は、屋外に敷設された建屋内滞留水等を送るルートを縮小し、汚染水漏えいポテンシャルの低減を図ること。

ラインの縮小及び作業安全、負荷低減の観点から縮小ルートを検討した結果、水処理設備への移送ラインに重複させる形で処理水を戻す（下図参照）のが有効と判断。

屋外に敷設される滞留水、処理水移送ラインが極力縮小されること

ライン（PE管）敷設にあたって付帯設備（トレンチ等）や他作業との干渉が少ないこと



縮小ルート案

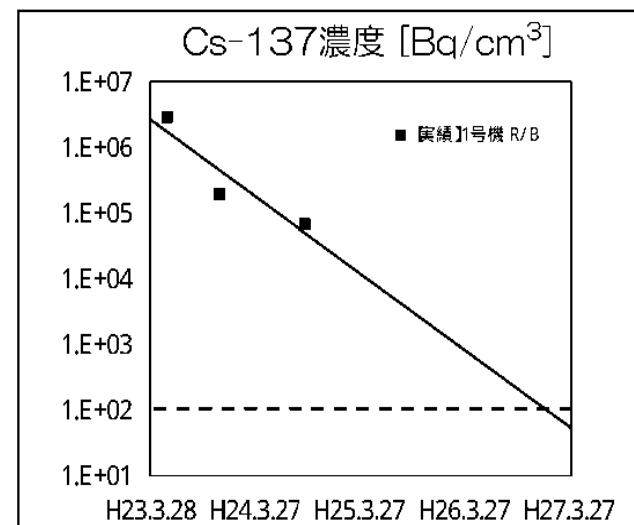
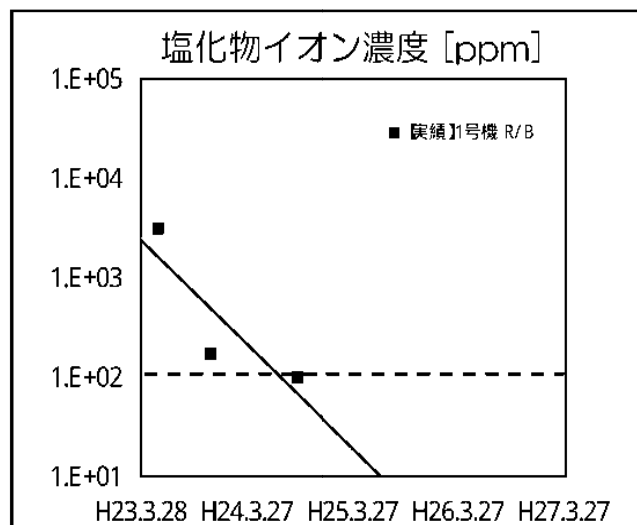
上記ライン設置の結果、炉注で約1.8km、全長で約2.4kmに縮小。（CST循環：各ルート共、約3km）

- ・ 建屋への流入地下水の移送（貯蔵タンクまで）が必要で、処理水戻りラインの縮小が屋外移送ルート縮小につながりにくい。（当該作業に伴う作業員の被ばくを考慮するとルート縮小の効果が小）
- ・ 移送配管のPE管化（耐圧ホースからの変更）により漏えいポテンシャルの低減が図られている。

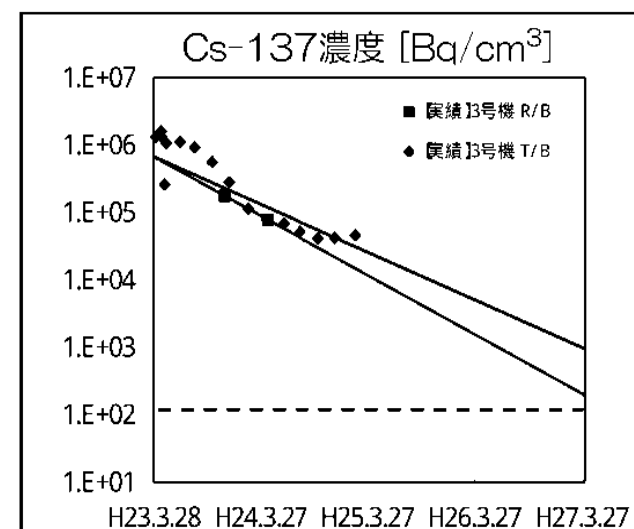
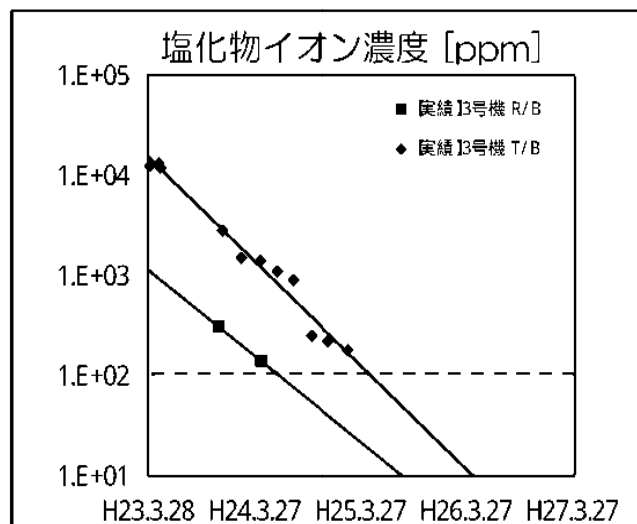
効果的なループ縮小という観点から、至近の水処理側ループ縮小ではなく、建屋内循環ループ構築目標の前倒し（平成26年度末目標）を行うことが有効。

参考資料（各号機、各建屋の水質データ）

1号機



3号機



※ 1号T/Bは滞留水量が少ないことから除外。

汚染水貯留タンクの保全について

平成25年5月16日
東京電力株式会社



東京電力

タンク設置状況（１）

水処理設備の処理水、処理廃液は鋼製円筒型タンク、鋼製角形タンク、鋼製横置きタンクに貯蔵している（地下貯水槽については水抜き中）。

現在の貯蔵総量は約29万m³であり、このうち約25万m³は淡水化装置（RO装置）の濃縮塩水であり、そのほとんどが鋼製円筒タンク（フランジ接合）に貯蔵されている。



鋼製円筒型タンク



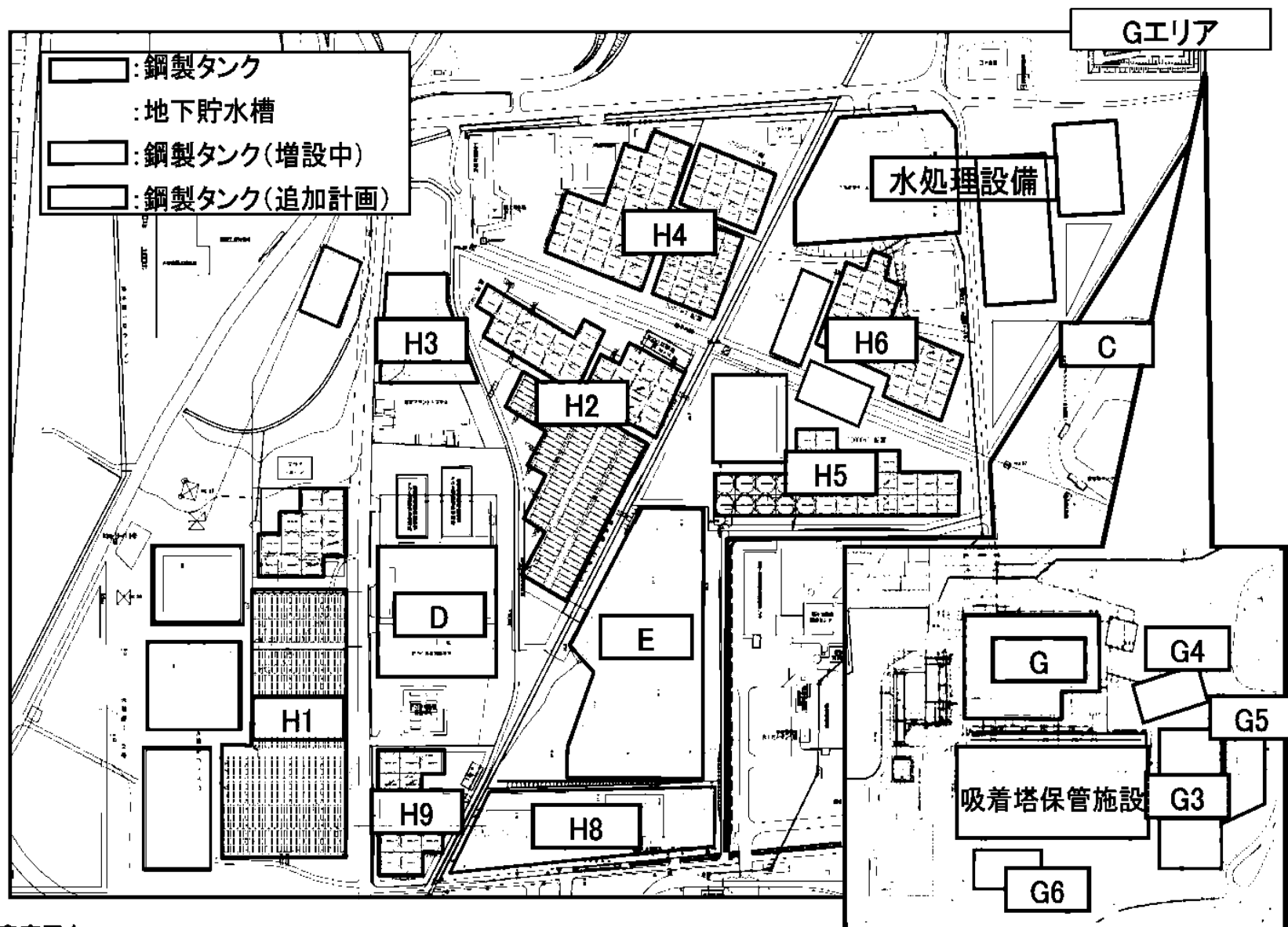
鋼製角形タンク



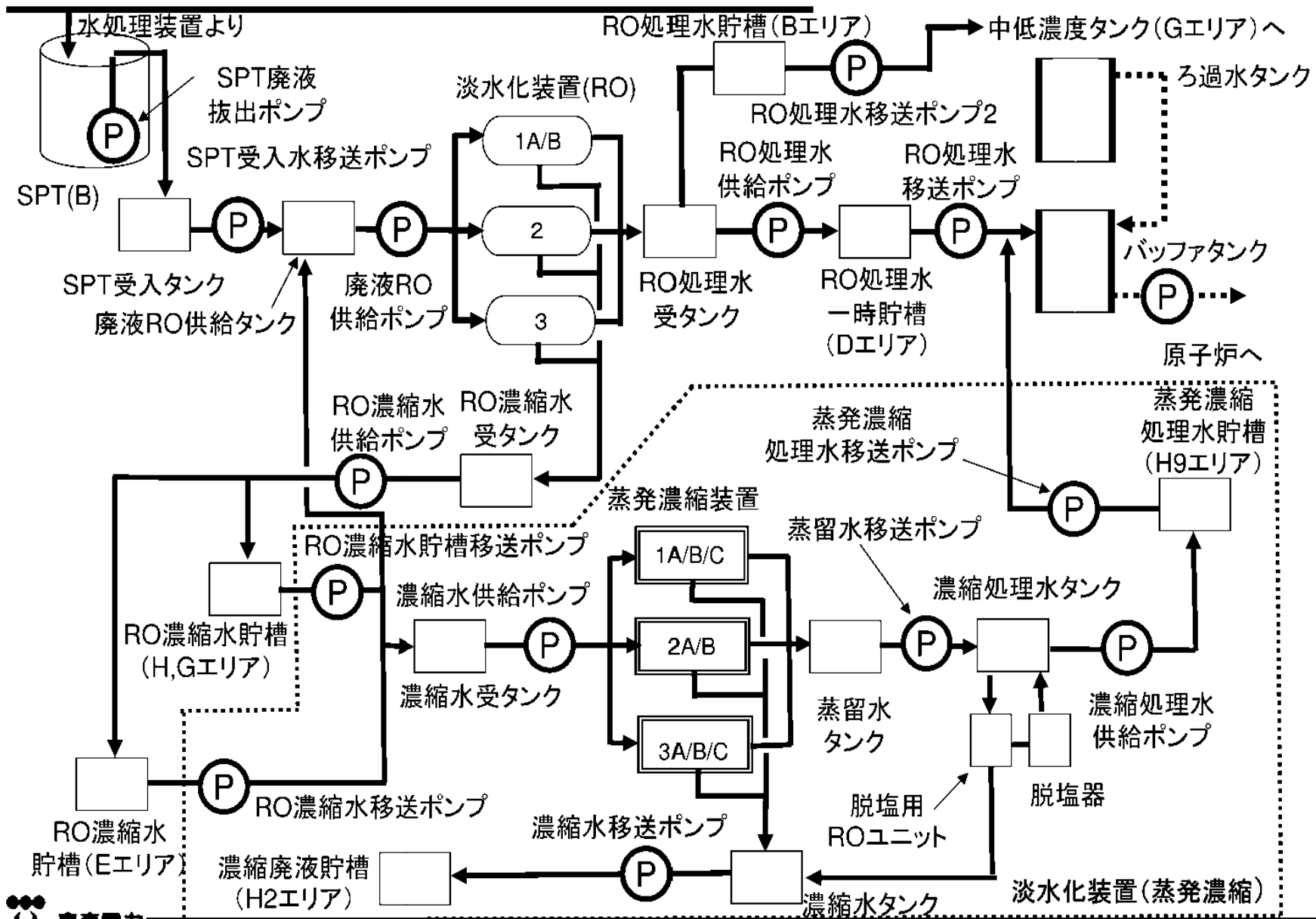
鋼製横置きタンク

タンク種別	構 造	腐食対策	貯蔵水	個 数
鋼製円筒型タンク	フランジ接合	外面：塗装 内面：タールエポ	RO廃液 RO淡水 ALPS処理水	247
	溶接接合	外面：塗装 内面：タールエポ	ALPS処理水 RO廃液	22
鋼製角形タンク	溶接接合	外面：塗装 内面：タールエポ	RO廃液 RO淡水	262
鋼製横置きタンク	溶接接合	外面：塗装 内面：FRP塗装	RO廃液 蒸発濃縮廃液	370

タンク設置状況（２）



淡水化装置概略系統図



貯蔵タンクの保全について（１）

1. 鋼製円筒型タンク

（１）タンク本体

内外面が塗装された鋼製タンクであり、淡水化装置（RO装置）濃縮廃液を貯蔵しても長期間使用可能と考えられるが、タンク外面については目視点検を実施し、必要に応じて補修塗装を行う。タンク内面については、使用期間等を考慮の上、水中TVカメラ等による内部目視点検を計画し、内面の劣化状況を確認し、必要に応じて補修塗装等について検討する。

鋼製円筒タンクのほとんどがフランジ接合による組み立てタンクであり、長期的にはフランジリークが懸念されることから、定期的にフランジボルトの増し締めを実施する（H24年度は10～12月に実施済み）。また、フランジに使用されているパッキンについて劣化評価を行う。なお、タンク本体フランジからのリークに対する予防保全対策として、外面からの補修工法（止水技術）について適用性を検討中。

（２）接続ホース

タンク間の連結には耐圧ホースが使われているが、満水状態のタンクについてはそれぞれのタンクに設置されている仕切り弁により隔離されている。また、ホース接続フランジに吸水材設置済み。

ホース、弁、フランジについて目視点検を行い、必要に応じて吸水材、ホース交換等を実施する。

（３）漏えい時の影響

タンクはコンクリート基礎上に設置されており、基礎外周には堰（コンクリート）が設置されており、更にタンク設置エリアの外周部には土堰堤を設置しており、漏えい拡大防止対策を実施している。

貯蔵タンクの保全について（２）

２．鋼製角形タンク

（１）タンク本体

タンク内外面が塗装された溶接構造の鋼製タンクであり、タンク外面について目視点検を行い、必要に応じて補修塗装を実施する。タンク内面については、使用期間等を考慮の上、水中TVカメラ等による内部目視点検を計画し、内面の劣化状況を確認し、必要に応じて補修塗装等の修理を検討する。

（２）接続ホース

タンク間の連結には耐圧ホースが使われており、連結した複数のタンクの出入口に仕切り弁が設置されている。また、ホース接続フランジに吸水材設置済み。ホース、弁、フランジについて目視点検を行い、必要に応じて吸水材、ホース交換等を実施する。

なお、RO装置周りのタンクについては接続ホースはPE管への取替済みである。

（３）漏えい時の影響

コンクリート基礎（外周に堰設置）に設置されているタンク（廃液RO供給タンク）と地表面に直接設置されたタンク（RO処理水等）がある。地表面に設置、タンク間の接続に耐圧ホースを使用しているタンクについては、万一、漏えいが発生した場合、地表に漏えい水が浸透することから漏えい水の受け等の漏えい拡大防止対策について検討する。

貯蔵タンクの保全について（３）

3. 鋼製横置きタンク

（１）タンク本体

防災用タンクとして土中埋設を考慮したGエリアタンク（100基）はタンク内外面に、H1・H2エリアタンク（270基）はタンク内面にFRP塗装がされており、長期使用可能なタンクである。タンクマンホール等にボルトが使用されており、発錆が確認されていることから定期的に点検を行い、必要に応じて手入れを実施。

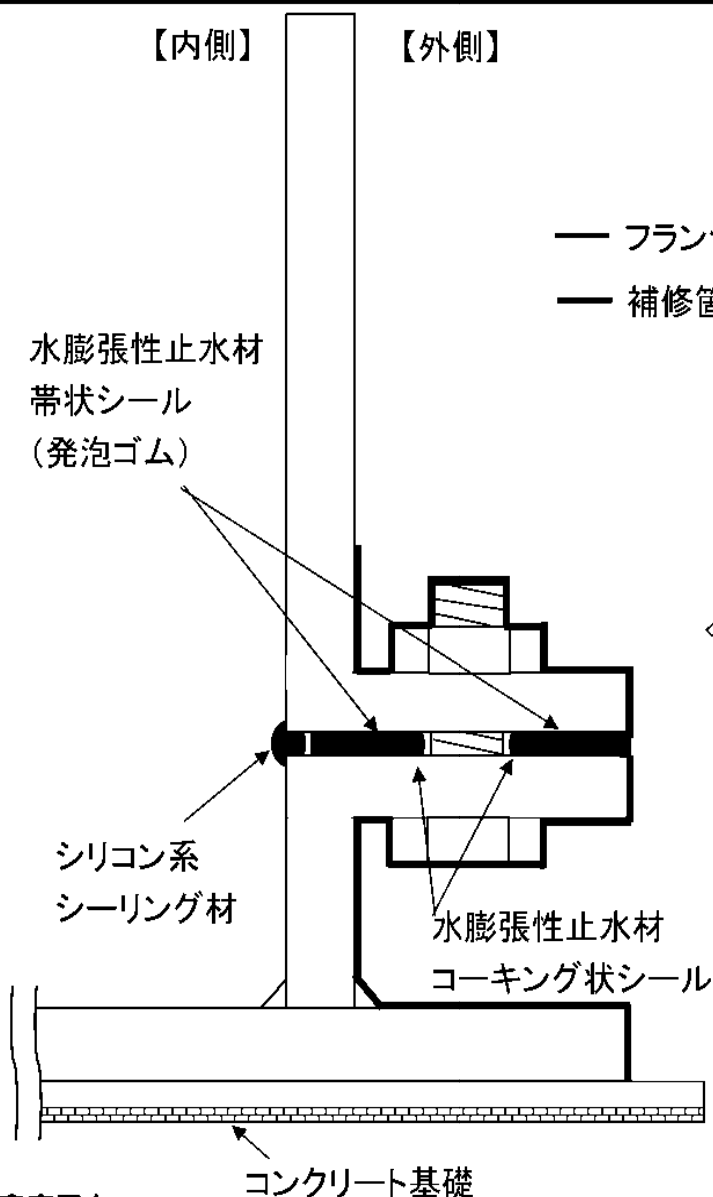
（２）接続ホース

タンク間の連結には耐圧ホースが使われており、連結した複数のタンクの出入口に仕切り弁が設置されている。また、ホース接続フランジに吸水材設置済み。ホース、弁、フランジについて目視点検を行い、必要に応じて吸水材、ホース交換等を実施する。

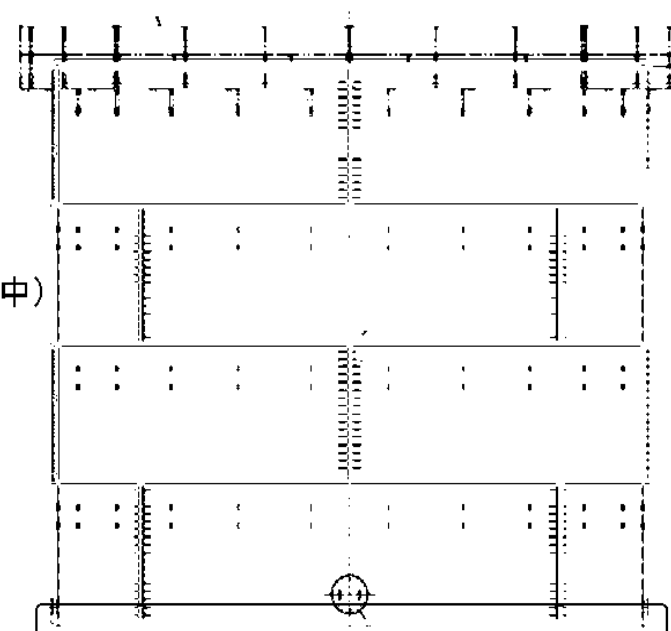
（３）漏えい時の影響

地表面に直接設置されており、タンク設置エリアの外周部に土堰堤が設置されている。万一、漏えいが発生した場合、地表に漏えい水が浸透することから漏えい水の受け等の漏えい拡大防止対策について検討する。

鋼製円筒型タンクのフランジ接合部補修方法



拡大
←



円筒型タンク構造図

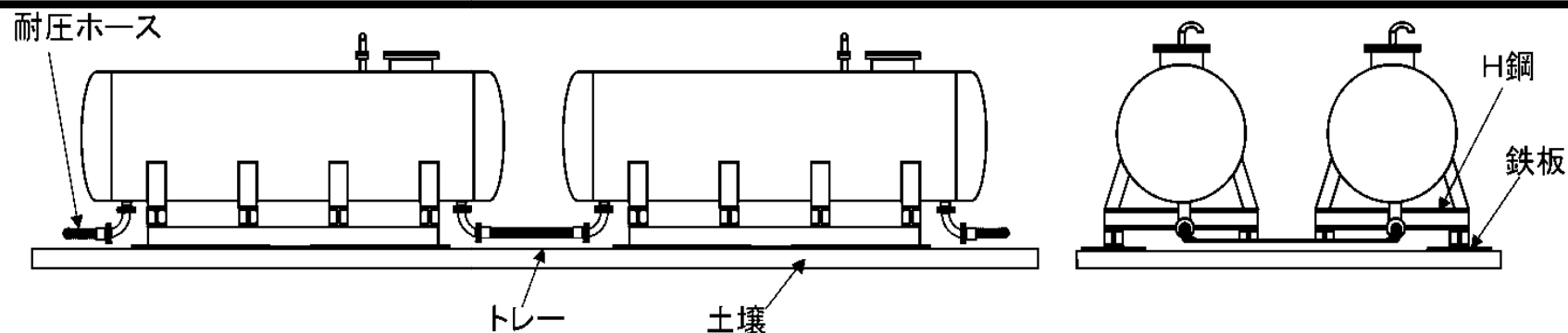


フランジ接合部の補修状況(検証中)



東京電力

鋼製横置きタンクの外観及び漏えい拡大防止対策（案）



発錆状況(ボルト)



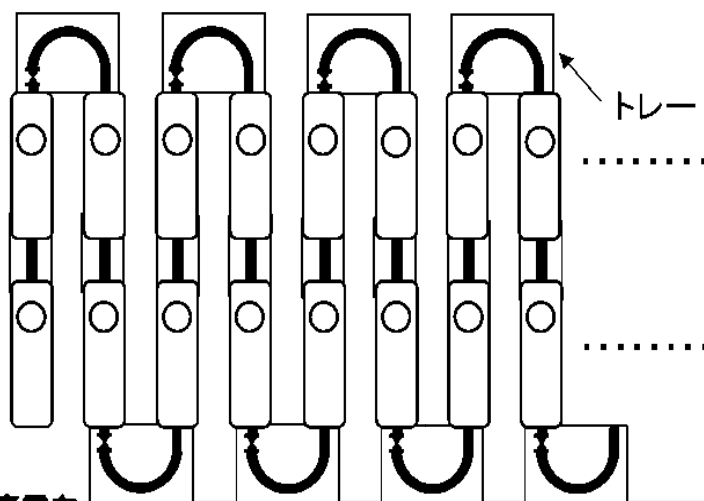
タンク連結ホース



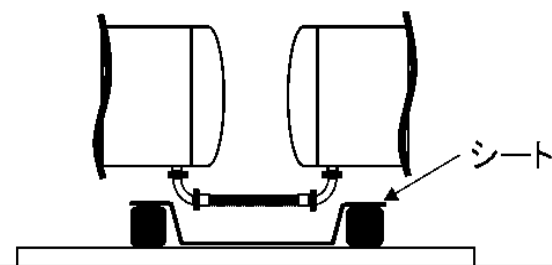
フランジ部吸湿剤



タンク連結ホース

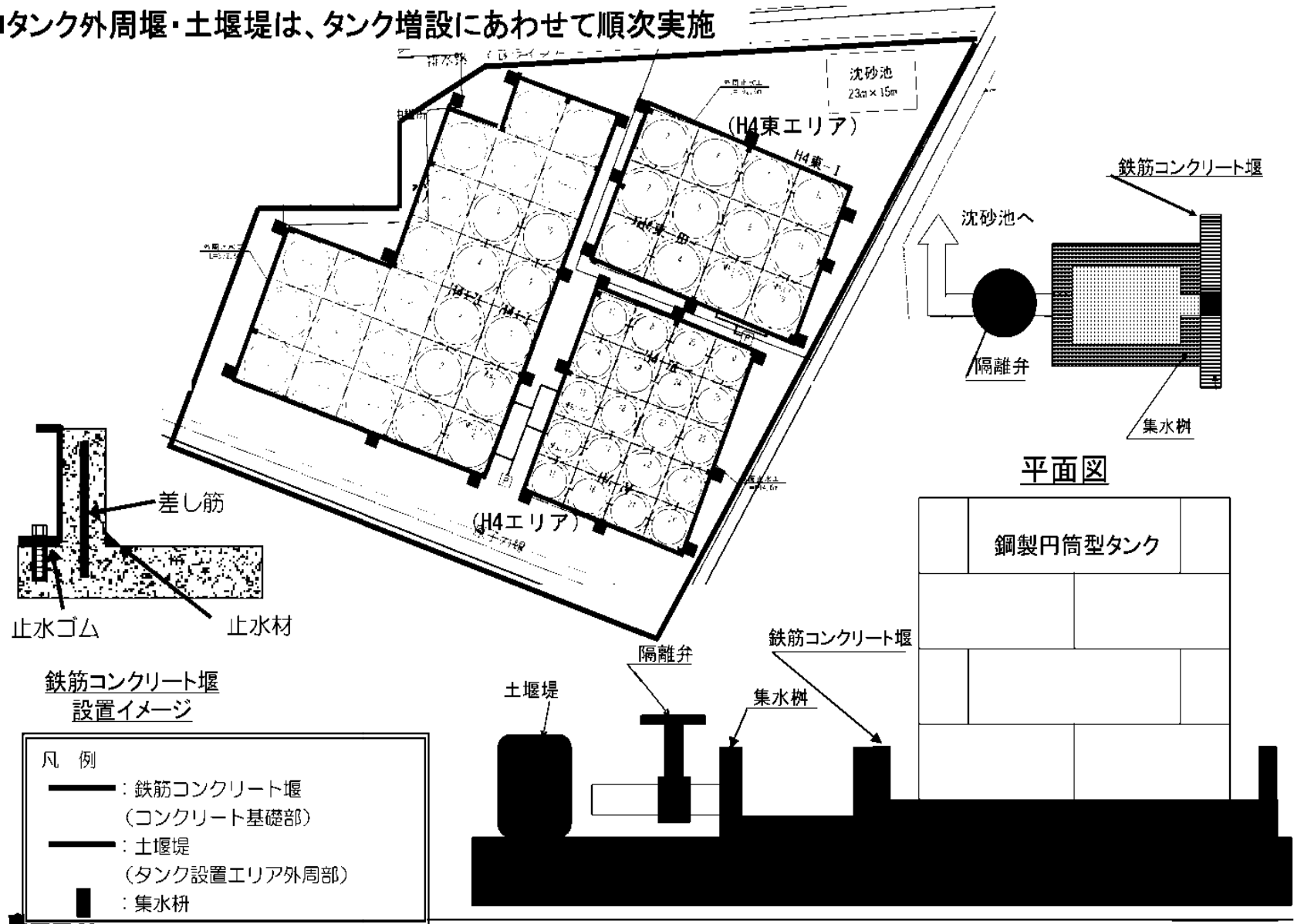


耐圧ホース及び接続フランジ部から万一、漏えいが発生した場合、漏えい水が地表面に浸透することから耐圧ホース及び接続フランジ下部にトレイ、シート等を設置し、地表に浸透させない方法について検討する。



(参考) タンク設置エリアへの堰の設置

■タンク外周堰・土堰堤は、タンク増設にあわせて順次実施



(参考) 水処理設備等の漏えい発生の防止等に係る設計方針

汚染水処理設備等は、放射性物質の設備からの漏えい及び系外への放出を防止するため、以下の漏えいの発生防止、漏えいの早期検知、漏えいの拡大防止を考慮した設計・運用としている。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用する。
- b. 機器等の周辺に漏えい検知器、タンクに水位検出器等を設け、漏えいの早期検出を可能とする。また、漏えい検知等の警報についてはシールド中央制御室に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。さらに、適切にパトロールを行い漏えいの有無を確認する。
- c. 汚染水処理設備等は可能な限り建屋内に設置し、漏えいが発生しても建屋外への流出を防止する。また、タンク等の屋外設置機器については、漏えい水の拡大を抑制するための堰等を設ける。

（参考）水処理設備の漏えいの防止（事象発生から漏えいに至るまでの対策）

機器の故障，設計不良，施工不良や誤操作，停電，地震による損傷，津波による浸水などを仮定しても有意な漏えいに繋がらないための設備，手順，教育訓練などが十分に備わっているか。

《設備面・運用面（運転操作，訓練等）における早期漏えい検知》

滞留水移送装置	<ul style="list-style-type: none">・ 建屋内滞留水水位の監視・ 遠隔カメラによる監視（屋外）・ 線量モニタによる監視（屋外）・ 漏えい検知器設置（建屋内）・ 巡視点検（屋外）
処理装置（AREVA，KURION，SARRY）	<ul style="list-style-type: none">・ 遠隔カメラによる監視・ 漏えい検知器設置・ 巡視点検
淡水化装置（RO装置，蒸発濃縮装置）	<ul style="list-style-type: none">・ 遠隔カメラによる監視・ 漏えい検知器設置・ 巡視点検
タンク類	<ul style="list-style-type: none">・ 水位計による監視・ 遠隔カメラによる監視・ 巡視点検

遠隔カメラによる監視方法や漏えい検知器からの警報発生時の対応，巡視点検の頻度等については，具体的な方法等を手順書，ガイド等に規定

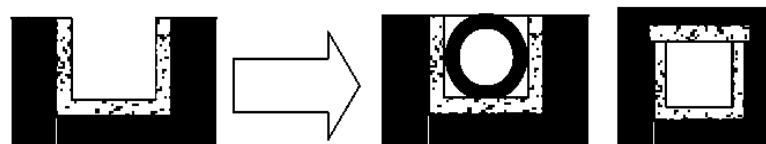


（参考）水処理設備の拡大の防止（漏えい後の措置に関する対策等）

漏えいに至った場合、これを速やかに止めることが出来るのか。漏えいの拡大を防ぐことが出来るのか。特定の区域内への漏えいを地表等への移行に拡大させないための対策は十分に備わっているか。

《漏えいの早期検知とともに、堰等を設け漏えいの拡大を防止》

滞留水移送装置	・タービン建屋内は漏えい拡大防止堰を設置
処理装置（AREVA, KURION, SARRY）	・既設建屋内に設置しており、さらに漏えい拡大防止堰を設置 ・建屋床面、壁には防水塗装を実施
淡水化装置（RO装置、蒸発濃縮装置）	・建屋内設置であり、さらに漏えい拡大防止堰を設置 ・建屋床面、堰に防水塗装を実施
タンク類	・コンクリート基礎上にタンクを設置（溶接構造のタンクを除く） ・タンク満水後、連絡弁を閉じる運用（大量漏えいの防止） ・コンクリート基礎の外周に堰を設置 ・タンク設置エリアを囲む土堰堤を設置 ・タンク近傍の一般排水路を暗渠化



暗渠化のイメージ

各委員からの指摘事項回答

【資料2-5】

	指摘・コメント	5/16時点でのご回答
1	資料3-1、p33のデータなどを見ると、震災前からサブドレン水は汽水化しており、塩水楔が発生していると思われます。つまり、数値シミュレーションにおいては、密度流を考慮した3次元解析が必要かと思いますが、どのような条件で計算しているのか、もっと情報が必要です。	塩水楔、潮汐を考慮した解析は実施しておりません。解析の実施についてご相談させていただきたいと思います。
2	また海岸近くの浅層地下水では、潮汐の影響がトリチウムなどの拡散に影響すると思われますが、このような非定常解析はされているのでしょうか。塩水楔が発生しているだけでも地下水の実流速が上がる可能性がありますから、漏出したトリチウムが海まで行くのに10年というのは、言わない方がよいのではないかと思います。このような比較的透水性の高い地域では、水みちを通して、数十倍速く汚染物質が流出する場合もあるかと思うので、注意が必要ではと思います。	潮汐の影響を考慮した非定常解析は実施しておりません。ご指摘の点を踏まえて今後検討させていただきます。
3	トリチウムの処理方法として、今回ご提出頂いたような、除去以外の方法は検討外なのでしょうか。半減期12.3年ですので、200年程、地表に出てこそ、地下水の利用もない(たとえば汽水化している)比較的深い地層に溜めておく(深い地層の地下水とトリチウム水を入れ替える)という保管減衰処理の可能性も検討してみて頂けませんか。	処理水の取扱いの検討の中で、その可能性について検討させていただきます。
4	各対策法では地下水の量的シミュレーションはされているようですが(ただし計算条件を明示して欲しいと思います。)、各手法のフェールセーフの度合いを明らかにするため、地下水位を下げた後、再び建屋から汚染水がもれた場合の移流拡散シミュレーションなども行って欲しいと思います。	ゼネコン殿にも依頼中 (東京電力ではシミュレーションは実施しておりません。)
5	凍土バリアを使用する方法では、冷却管を斜めに挿入して建屋下部も含めて、凍土に変えてしまう、という方法はありませんでしょうか。不透水層が連続して存在することが不明な場合、あり得ない方法でもないかと思えます(建物の基礎に影響するなら論外ですが。)。但し、この凍土バリアを利用する方法では、地下水の流速による適用限界はないのでしょうか(実流速が速すぎると、凍結に長時間を要する?)。バリア完成に要する時間などを熱拡散シミュレーションなどから明らかにして欲しいと思います。また、凍結条件として地下水の塩分濃度も関係しますので、ここでも塩水楔などを考慮する密度流としてのシミュレーションが必要ではと思います。	ゼネコン殿に依頼中
6	地下水バイパスのための揚水については、揚水井での揚水量や全体のバランスをコントロールすることは、効果が出るまでに相当の時間遅れがあるので、結構大変ではないか。	地下水バイパス揚水井は建屋から離れていることから長期的な地下水変動に対応し、降雨による短期的な変動にはサブドレンでの対応が有利です。地下水バイパスのみ稼働する際には、少しずつ水位低下させ、建屋周辺地下水位の大きな変動がないことを確認しながら実施してまいります。
7	建屋と地下水バイパス揚水井の間に、観測井を増やして、揚水による観測井での水位変化を迅速に捉えて、揚水のフィードバック制御をおこなうような方法をとる必要があるのではないか。	観測孔の設置位置については現場と相談のうえ可能な場所を選定、設置しました。現地の状況から追加設置は難しいことから、設置した観測孔とサブドレンの水位を観測・評価することとさせていただきます。
8	地下水バイパス揚水井の内側に遮水壁を打って、揚水した水を遮水壁内側にリチャージするなどして、揚水井と遮水壁の組み合わせプラス水のリチャージにより、水位をコントロールする方法もあるのではないか。	今後の遮水壁の検討の中で、その可能性について検討させていただきます。

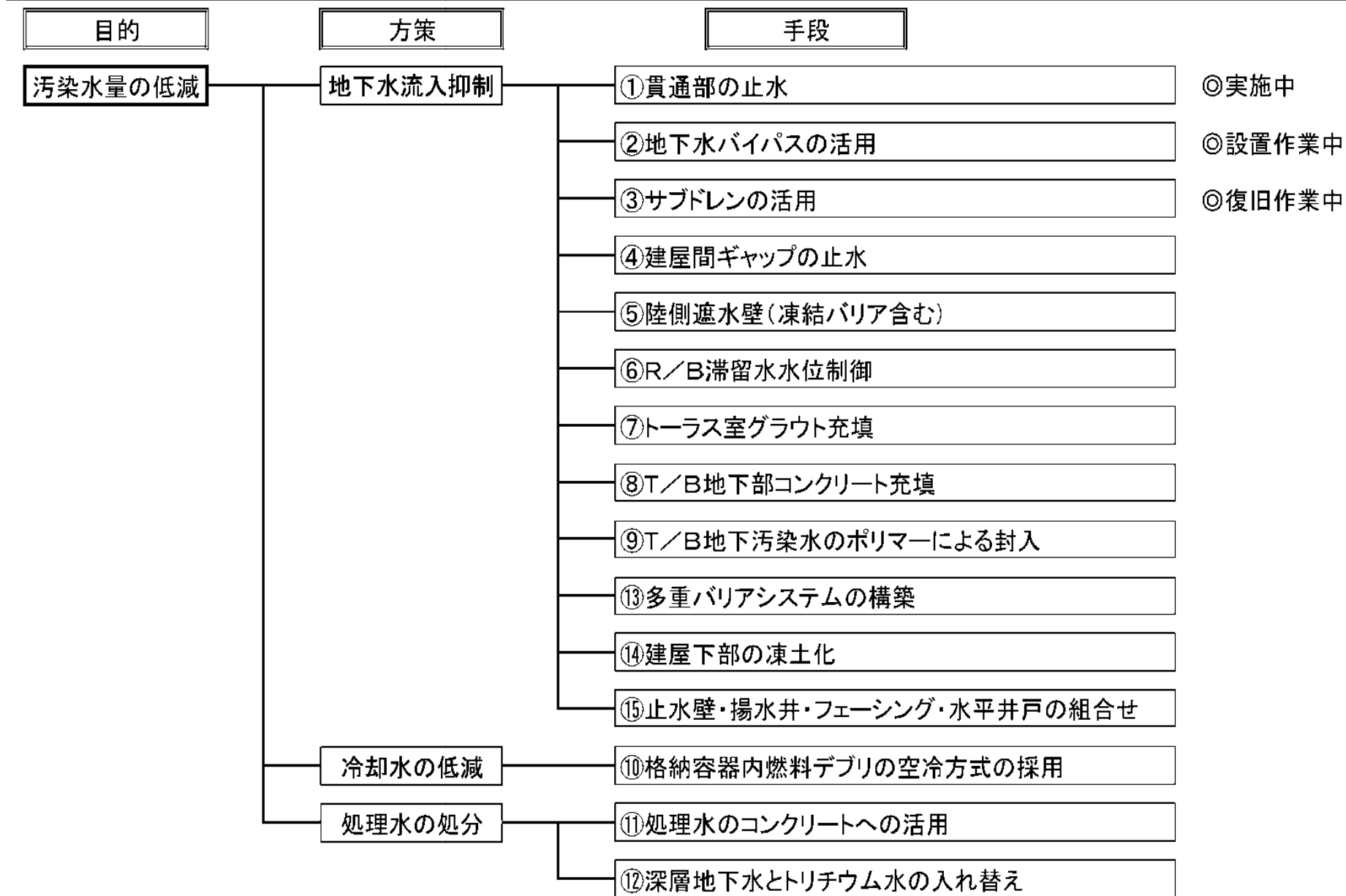
各委員からの指摘事項回答

【資料2-5】

	指摘・コメント	5/16時点でのご回答
9	<p>現地データについて： 今回の説明図にありました地下水流動は全て概念図であつたり解析的なものでした。解析も重要ですが、もし可能であれば、地質も含め、帯水層や地質の物性値、地下水の3次元的な実データを提示する方が国民に対しての説得力があるように感じました。地下水が3次元的に見てどう流れているかを示し、現状で確実に分かっているところと今後観測網を整備してこれから明らかにすべきところなどをはっきり分ける必要もあるかと存じます。抜本的な対策をより効果的にするためにも地質・地下水の3次元実データの充実とできれば公開をお願いいたします。</p>	<p>既にデータを示させていただいているものも有りますが、データを追加いたします。今後の観測網については、ご指導いただきながら検討させていただきます。</p>
10	<p>抜本的な対策について： 本日3社のプレゼンがありましたが、それぞれよくできているのですが、これまでのミスを繰り返さないためにも多重バリアシステムをご検討いただきたいとお願いいたします。理論上(計算)では大丈夫だということでも想定外の破壊があつたりしますので、単一のバリアで安心しない方がよいかと思ひました。今後、国民の信頼をより一層高めていくためにも、複数のバリアを組み合わせることをご検討いただきたいと思いますと考えています。</p>	<p>汚染水管理全体の中で、流入量抑制にどれだけ冗長性を持たせるかは、費用対効果も含め検討させていただきたいと思ひます。</p>
11	<p>施設の上流側に揚水用の井戸を設置して、その井戸群からの揚水によって、汚染地帯への流入流量を減少させようとしている。この方法は、一次的な対策としては良い方法であるが、抜本的な対策とは言えないと考えられる。</p>	<p>地下水バイパスは建屋までの距離があることから抜本的な対策とはなりえないのはご指摘のとおりです。抜本的対策であるサブドレンに先行して稼働するものです。</p>
12	<p>抜本的な対策としては、以下の手順が考えられる。 (a) 地層の情報を得るための調査を実施する。 (b) 難透水層と考えられている地層の連続性が評価できる調査を実施し、この難透水層の透水係数が、$1.0 \times 10^{-6} \text{cm/s}$程度で、その厚さが5m程度あるかを確認する。 (c) 難透水層が十分、下流からの地下水の上昇を防止できるのなら、境界線より上流の所に止水壁を設置して、上流からの汚染域への地下水の流入を遮断する。 (d) 上流の止水壁より上部からの地下水の流入は止水壁を迂回して下流に浸透するが、止水壁をオーバーフローして汚染域に流入するようであれば、その箇所に揚水井を設置して、上流の水位上昇を防止する。 (e) 上流からの地下水の浸透が遮断されても、地表からの降雨浸透流は遮断しにくいので、降雨が浸透しにくいように、地表面にウレタン系の止水層かアスファルト層を設置して、その浸透流量を減少する。 (f) 難透水層より下部の帯水層からの上部への漏洩してくる地下水に対しては、下部の帯水層内に水平井戸を設置して、その地下水圧を低下する。 (g) 上部帯水層内の水位が低下すると、R/BやT/Bからの汚染水が流出してくる可能性があるが、これに関しては、建物の周囲の地盤を止水する層を設置する。</p> <p>施工によるコストに関してはあまり考えていないが、将来の廃炉までを考えての止水工法として、ここまです検討してほしい。</p>	<p>バックアップ対策工の検討を進める中で、頂いたアドバイスを参考に検討させていただきたいと思ひます。追加の調査については、調査方法についてご相談させていただきたいと思ひます。</p>

汚染水量低減対応策について

【資料3－1】



②地下水バイパスの活用

⑥R/B滞留水水位制御

⑤陸側遮水壁

⑬多重バリアシステムの構築
⑮止水壁・揚水井・フェーシング・水平井戸の組合せ

⑩格納容器内燃料デブリの空冷方式の採用

原子炉建屋

使用済燃料プール

原子炉格納容器

原子炉圧力容器

タービン建屋

⑧T/B地下部コンクリート充填

⑨T/B地下汚染水のポリマーによる封入

①貫通部の止水

プロセス主建屋
高温焼却炉建屋

滞留水処理施設
(セシウム除去)

一次保管施設
廃スラッジ
廃吸着材等

③サブドレンの活用

サブドレン

海水の淡水化
淡水化システム
— 逆浸透膜 (RO)
— 蒸発濃縮

④建屋間ギャップの止水

原子炉注水

注水タンク

注水ポンプ

⑦トラス室グラウト充填

⑭建屋下部の凍土化

⑪処理水のコンクリートへの活用

⑫深層地下水とトリチウム水の入れ替え

中低レベルタンク

多核種除去設備 (ALPS)

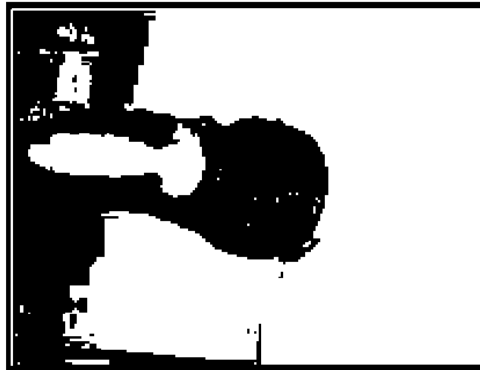
貯水タンク・地下貯水槽

地下貯水槽

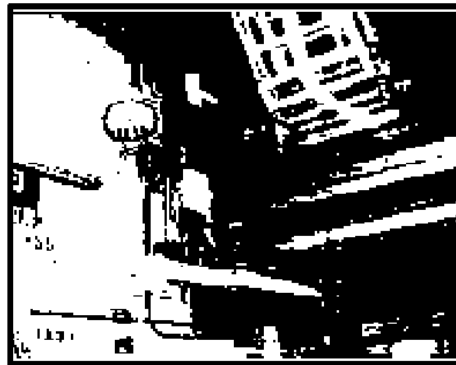
➡: 想定漏えい・流入ルート
➡: 地下水の流入

1. 貫通部の止水 地下外壁貫通部の整理（1 / 2）

建屋貫通部の例



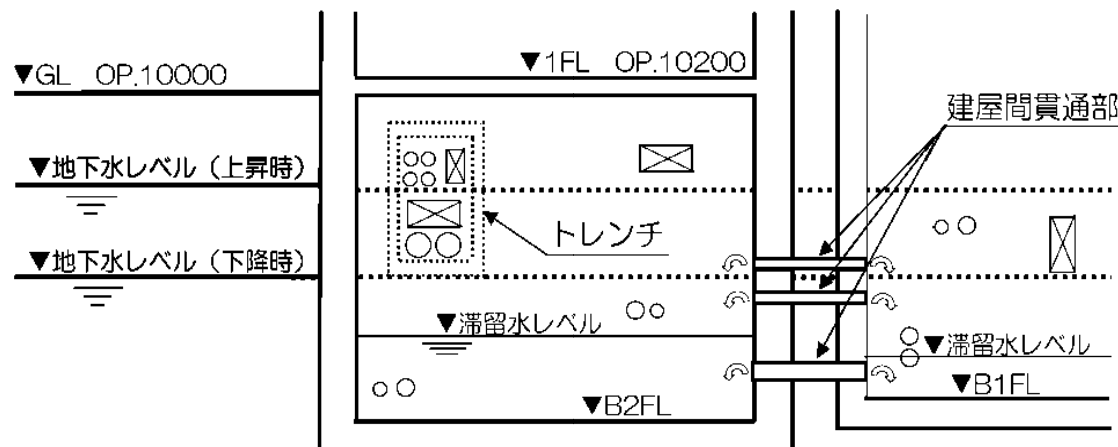
配管スリーブ貫通部



ケーブルトレイ貫通部（トレンチ）



扉開口部（建屋間ギャップ）



地下水に水没している貫通部は
地下水の流入経路となっている
可能性が高い



建屋貫通ロイメーシ

1. 貫通部の止水 地下外壁貫通部の整理（2／2）

■ 1～4号機本館地下外壁の貫通部について「高さ」と「部位」で分類

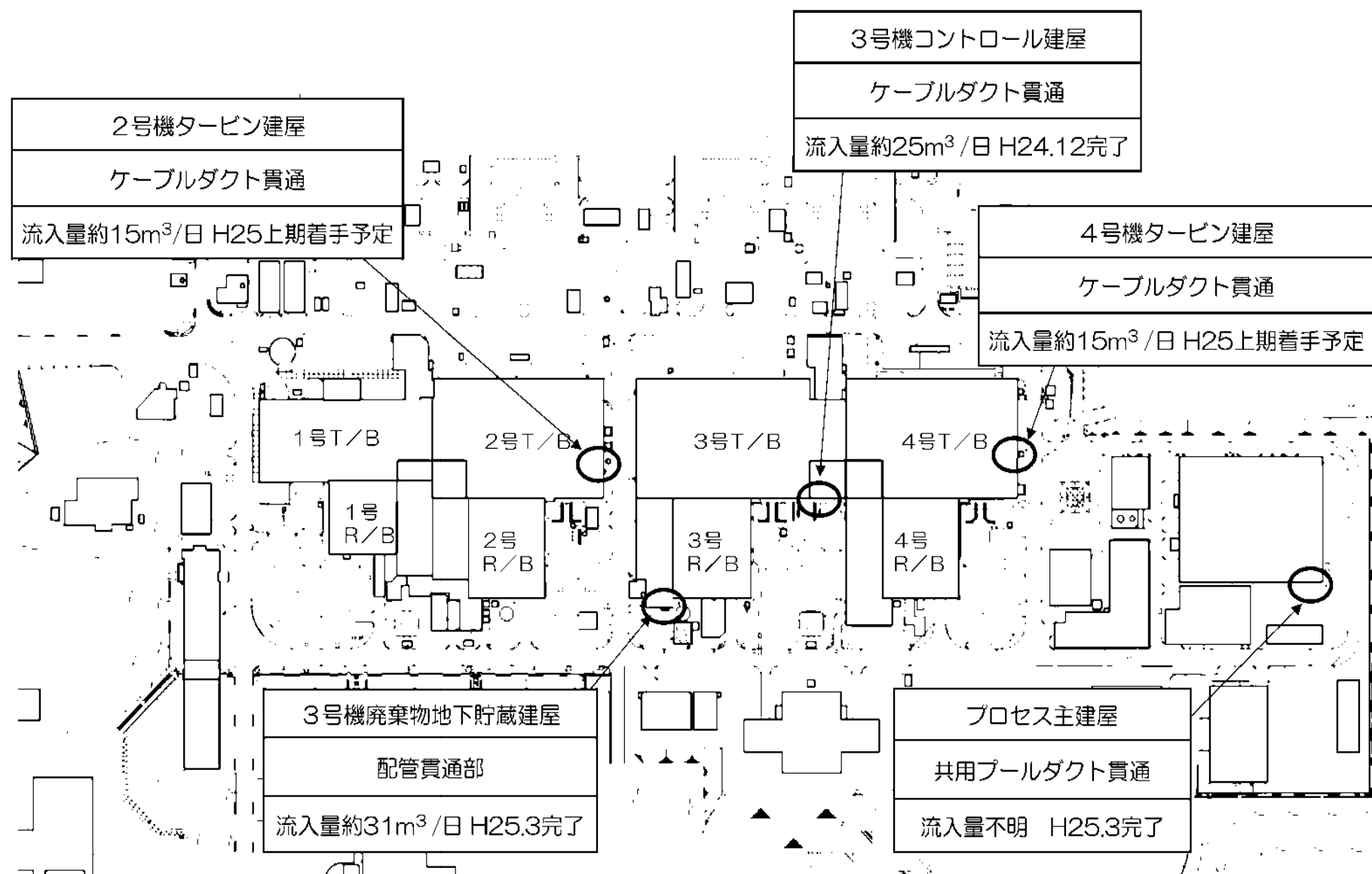
- ・地下水に常時又は降雨時に水没している貫通部が全体の約67%を占める。
- ・水没している貫通部のうち建屋間にある貫通部が約84%※1を占める。
- ・トレンチ、共通配管ダクト等に接続する貫通部が全体の約30%ある。

号機	総数 (箇所)	高さによる分類※2（箇所）			部位による分類（箇所）	
		地下水レベル （下降時）	地下水レベル （上昇時）	地下水レベル 以上	水没する貫通部 のうち建屋間 にある貫通部	トレンチ 又は地中埋設
1号	218	95	36	87	88	98
2号	183	137	28	18	148	34
3号	225	126	17	82	132	43
4号	254	135	16	103	127	103
合計	880	493	97	290	495	278
		590				
全体比	—	67%		33%	56%	31%

※1 水没する貫通部のうち建屋間にある貫通部合計（495箇所）÷水没している貫通部（590箇所）＝84%

※2 1月から7月までのサブドレン水位観測値の最大値と最小値を地下水位として分類

1. 貫通部の止水 主な止水対策実施状況

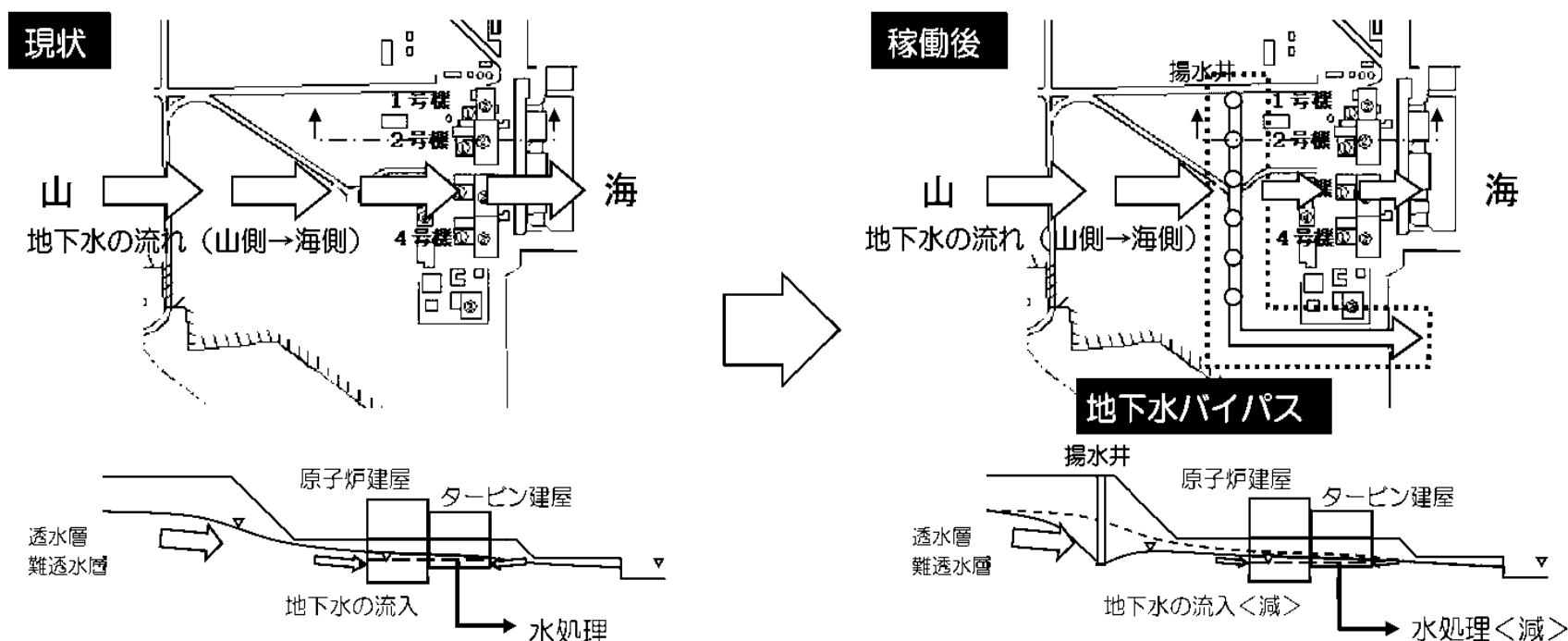


1. 貫通部の止水 今後の基本方針

これまでに蓄積されたデータや現場調査を元に、建屋外壁面及び屋根面の地下水流入箇所や、地下水を下げた場合の流入量抑制効果を検討し、直接的に地下水流入を止めるための効果的かつ施工可能な対策の立案を行っていく。具体的には、以下のステップで進める。

- I. 対策立案： ～H25上半期（予定）
- ・ 地下水流入経路及び流入量の分析・検討・予測
 - ・ 止水対象箇所の選定（上記検討結果を踏まえ、線量・アクセス性等を考慮）
 - ・ 止水方法の検討
- II. 止水工事（設計・工事）： H25下半期～（予定）

2. 地下水バイパスの活用 コンセプト



地下水は主に透水層を山側から海側に向かって流れている。

海に向かう過程で地下水の一部が建屋内に流入している。

→建屋内滞留水の増加

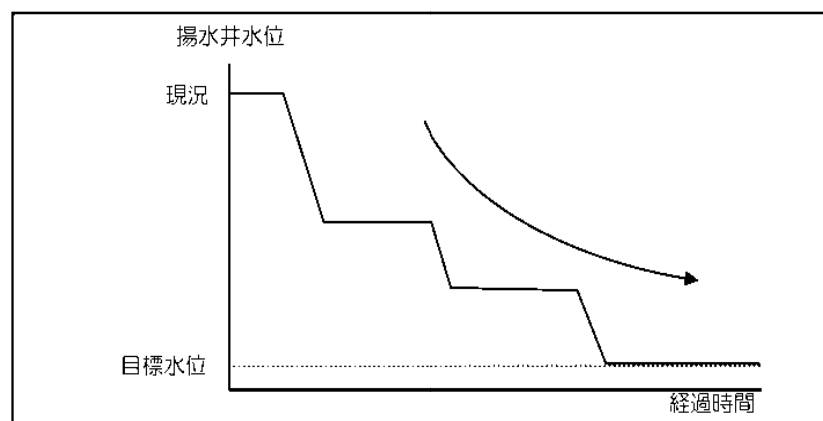
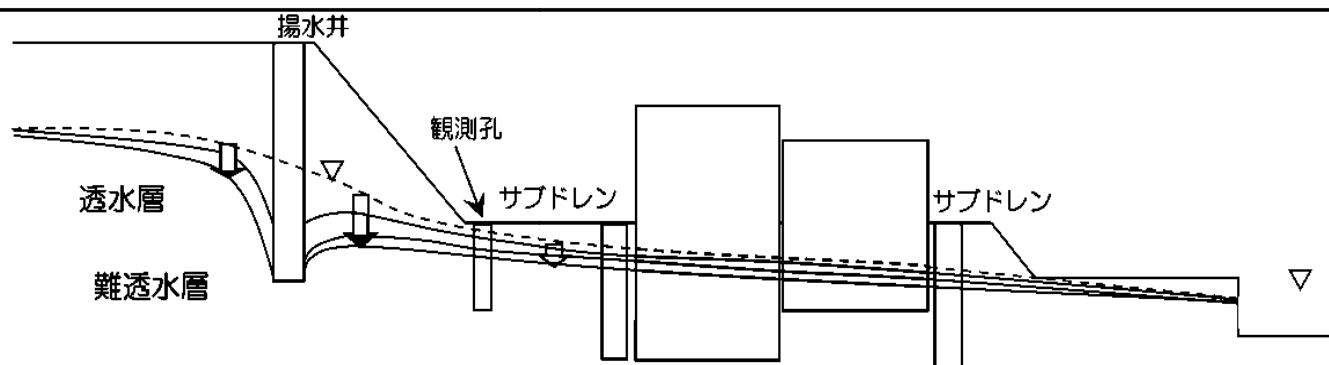
山側から流れてきた地下水を、建屋の上流で揚水し、地下水の流路を変更する。

(地下水バイパス)

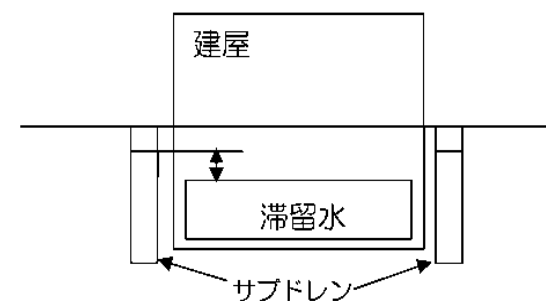
地下水バイパスにより建屋周辺（主に山側）の地下水位を低下させ、建屋内への流入量を抑制する。

2. 地下水バイパスの活用 地下水バイパス運転時の建屋内滞留水水位の制約

- ①地下水バイパスの実施にあたっては、段階的に地下水位を低下させることとし、地下水位低下状況及び水質等をモニタリングしながら、建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように慎重な水位管理を実施していく。
- ②建屋内滞留水の管理にあたっては、建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないよう、建屋内の滞留水の水位がサブドレン水の水位より低くなるようにする。



①段階的な地下水位低下のイメージ



サブドレン水の水位 > 建屋内滞留水の水位

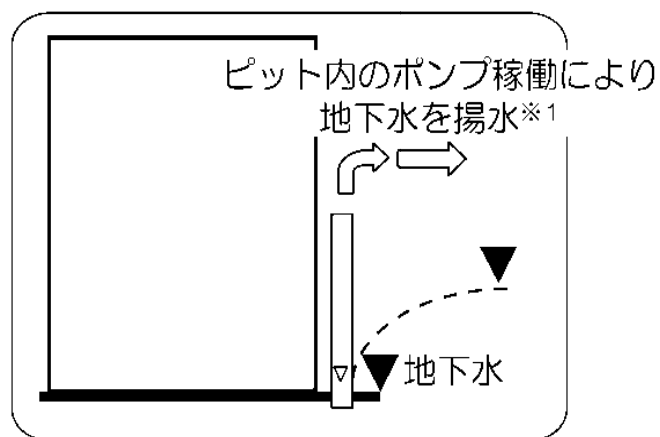
②建屋近傍の地下水の管理イメージ

3. サブドレンの活用 背景及び復旧の目的

- サブドレン設備は、建屋に働く浮力防止を目的として、ピット内のポンプにより地下水を汲み上げ、地下水位のバランスを取るために設置されたものである。
- サブドレン設備は、津波によりポンプ等が損傷したため、稼働を停止しており、汚染水の増加要因となっている。
- また、既設サブドレンピット57箇所のうち、27箇所についてはピット内へのがれき混入、建屋カバー基礎との干渉等により復旧が困難な状況。
- 地下水バイパスの稼働のみでは、建屋周囲の地下水位を十分にコントロールすることはできないため、サブドレン設備を復旧し、建屋周囲の地下水位をコントロールしながら低下させる必要がある。

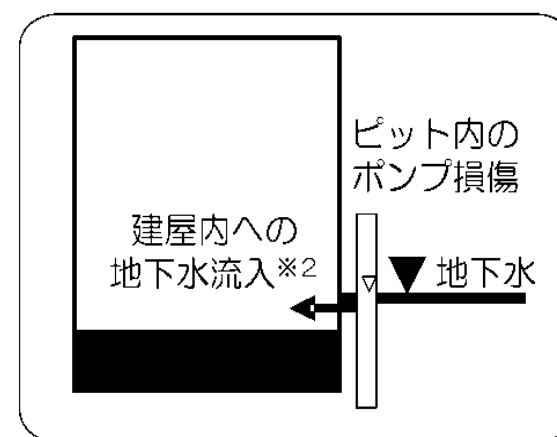


サブドレンピット内部（事故後）



事故前

〔イメージ図〕



事故後

※1：事故前の1～4号機サブドレンにおける揚水量は約850m³/日。

※2：建屋内への地下水流入量は全体で約400m³/日。

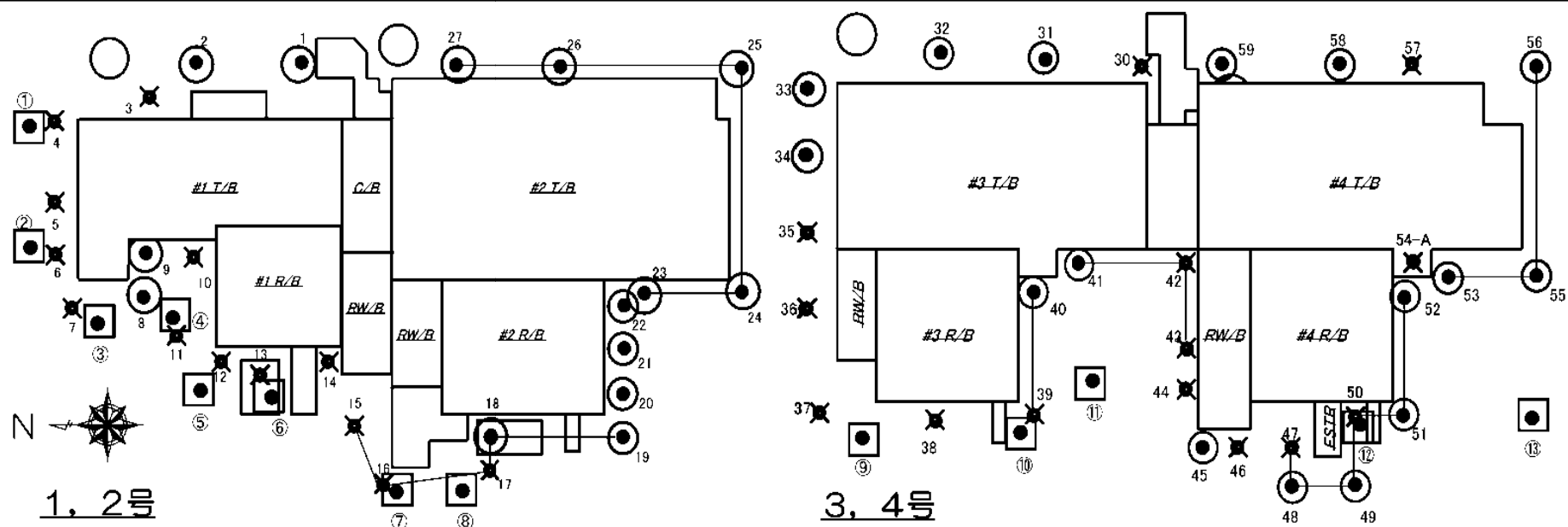
3. サブドレンの活用 サブドレンピットの復旧計画（案）

【平成24年度実施事項】

- 既設ピットのうち施工可能な箇所（青丸：22箇所）を対象に、ピット内の浮遊物質除去を実施。
- 新設ピット予定箇所において施工性確認のための試験掘削を実施（青四角：2箇所）。

【今後の計画】

- ①既設ピットのうち上記以外の施工可能な箇所（橙丸：8箇所）を対象に、ピット内の浮遊物質除去を実施。
- ②新設ピットを設置（橙四角：11箇所）。
- ③復旧予定の全てのピット（既設及び新設）について、ポンプを設置。

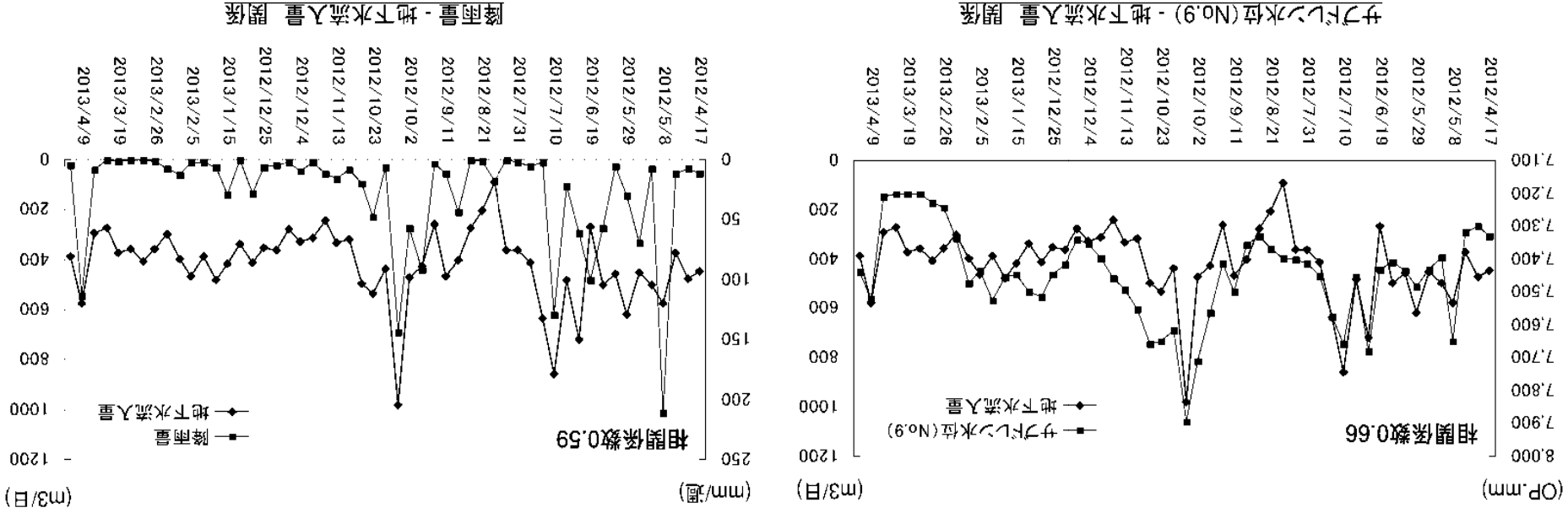
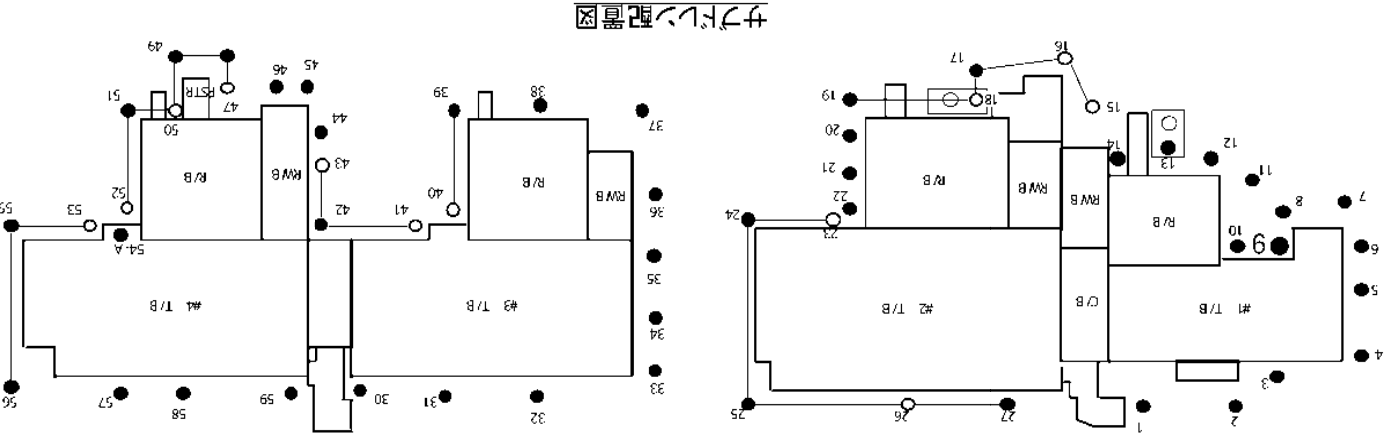


- | | |
|--------------------------|---------------|
| ○：復旧予定の既設ピット（浮遊物質除去実施済） | □：新設ピット（掘削済） |
| ○：復旧予定の既設ピット（浮遊物質除去実施予定） | □：新設ピット（掘削予定） |
| × | ×：復旧不可の既設ピット |

※詳細については検討中であり、今後見直す可能性あり。

【参考1】「地下水流入量」と「サブレシ水位・降雨量」の関係

対象期間：2012年4月17日～2013年4月16日



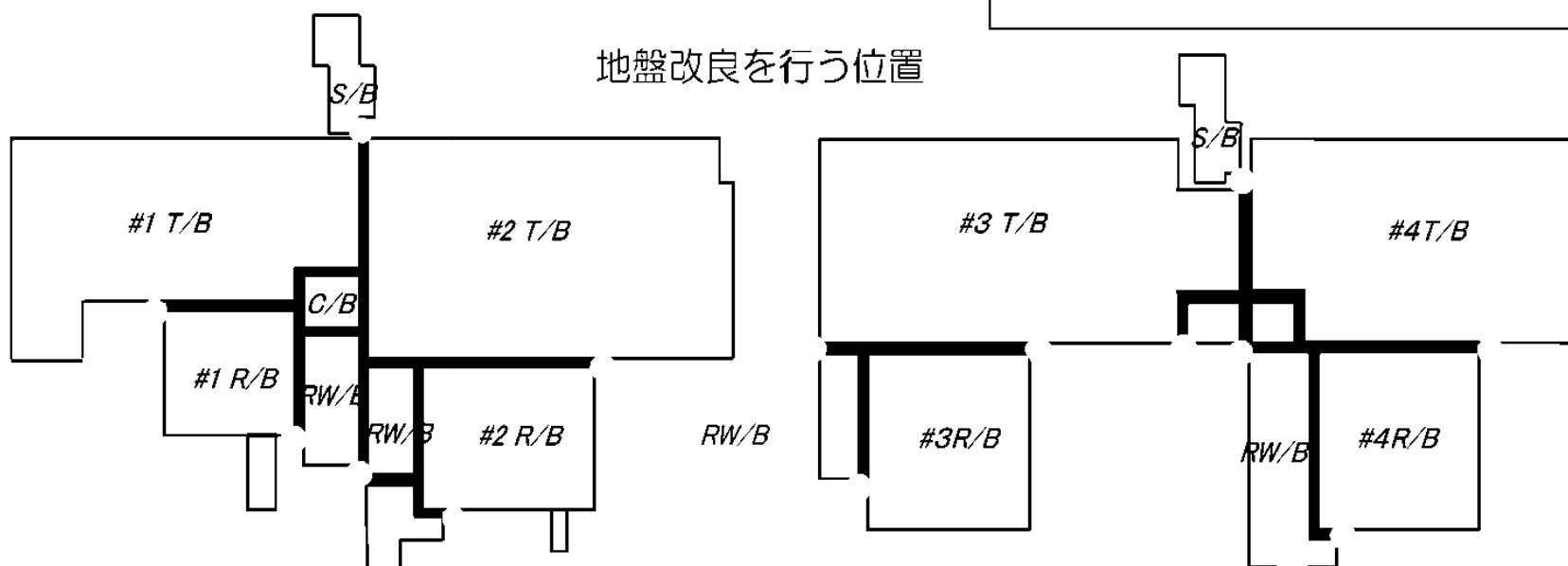
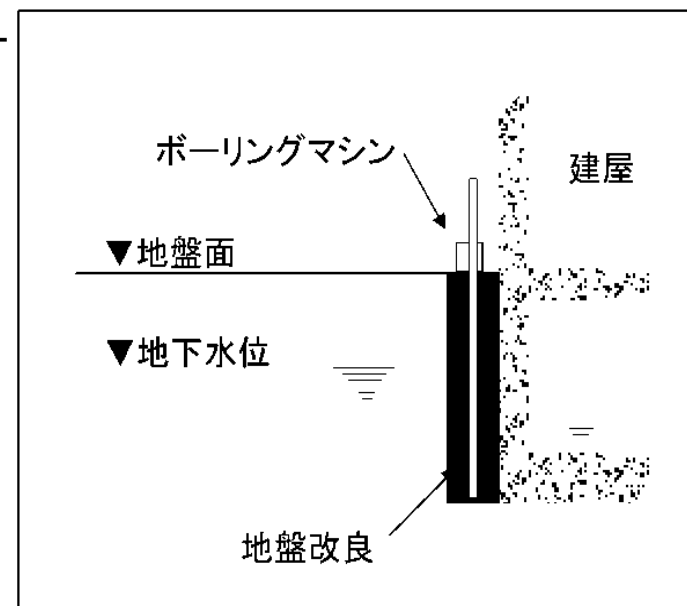
4. 建屋間ギャップの止水検討

■建屋間（50～150mmギャップ）へ地下水供給を遮断することで、建屋間貫通部からの地下水流入を抑制する。

「水ガラス」または「シリカゾル」などにより地盤改良を行う。

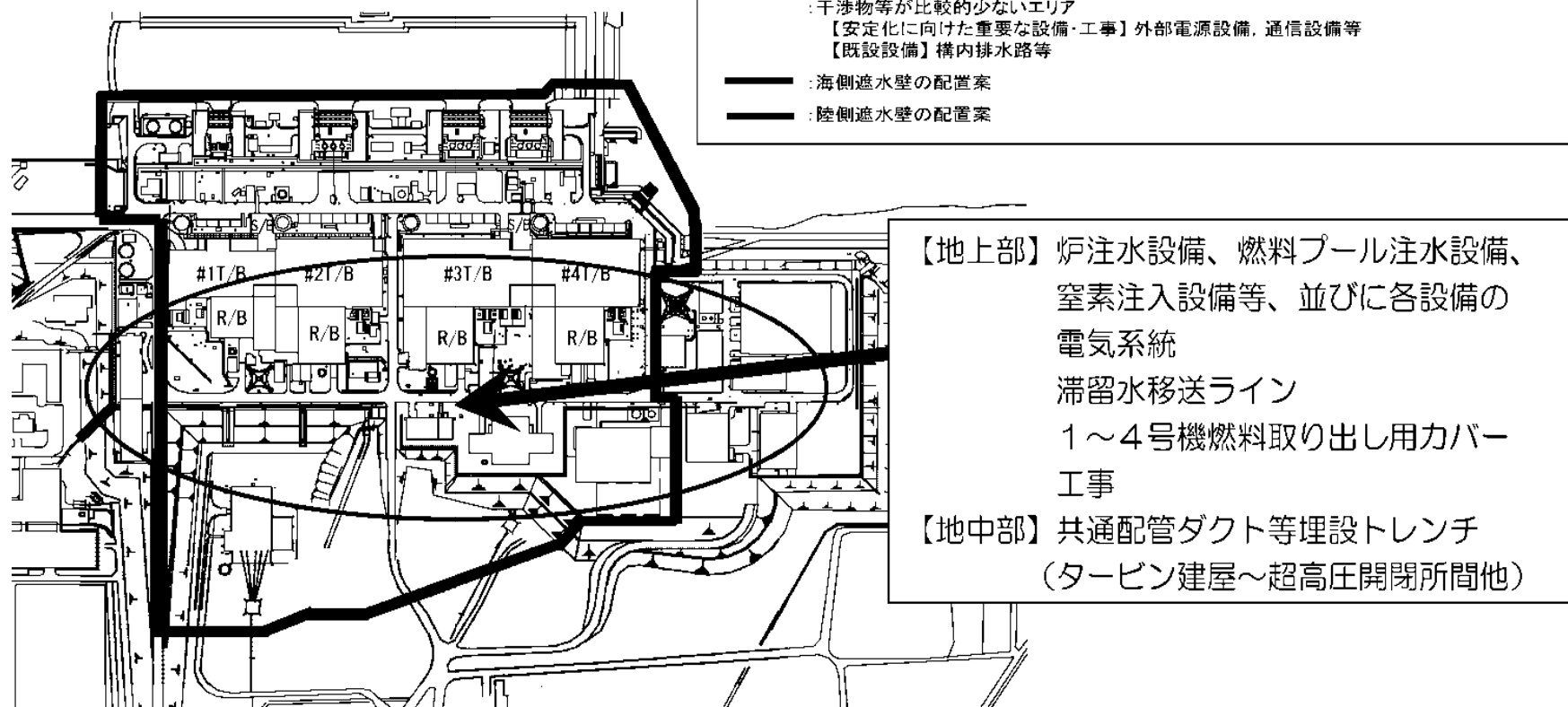
＜継続検討中であるが、以下の課題の難易度が高い＞

- ・建屋外壁周辺の地上部は高線量のため作業可能な線量になるまで除染や遮へいが必要
- ・地中にトレンチなどの構造物があるため止水工事の実現が困難



5. 陸側遮水壁の検討（1 / 2）

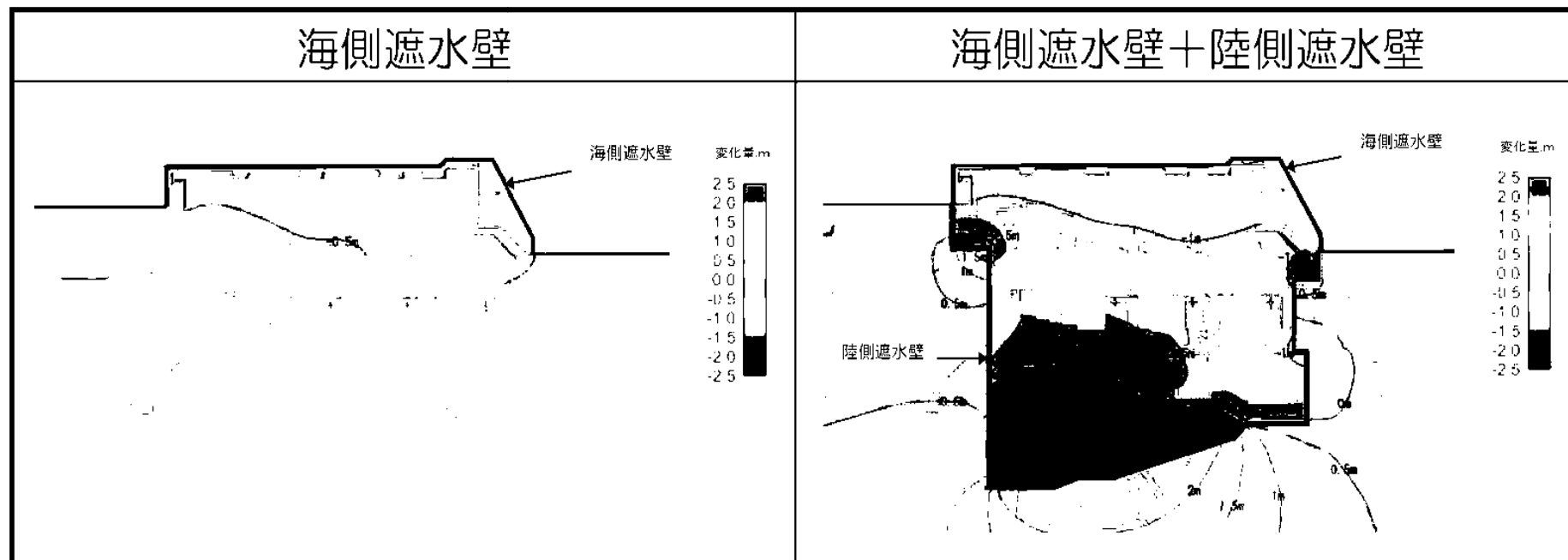
陸側遮水壁の配置案



安定化に向けた他プロジェクト等との干渉から、陸側遮水壁は建屋から離れた位置となる

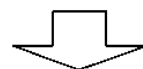
5. 陸側遮水壁の検討（2／2）

建屋周りにおける地下水位変化量



※遮水壁の透水係数： 1.0×10^{-6} cm/sec

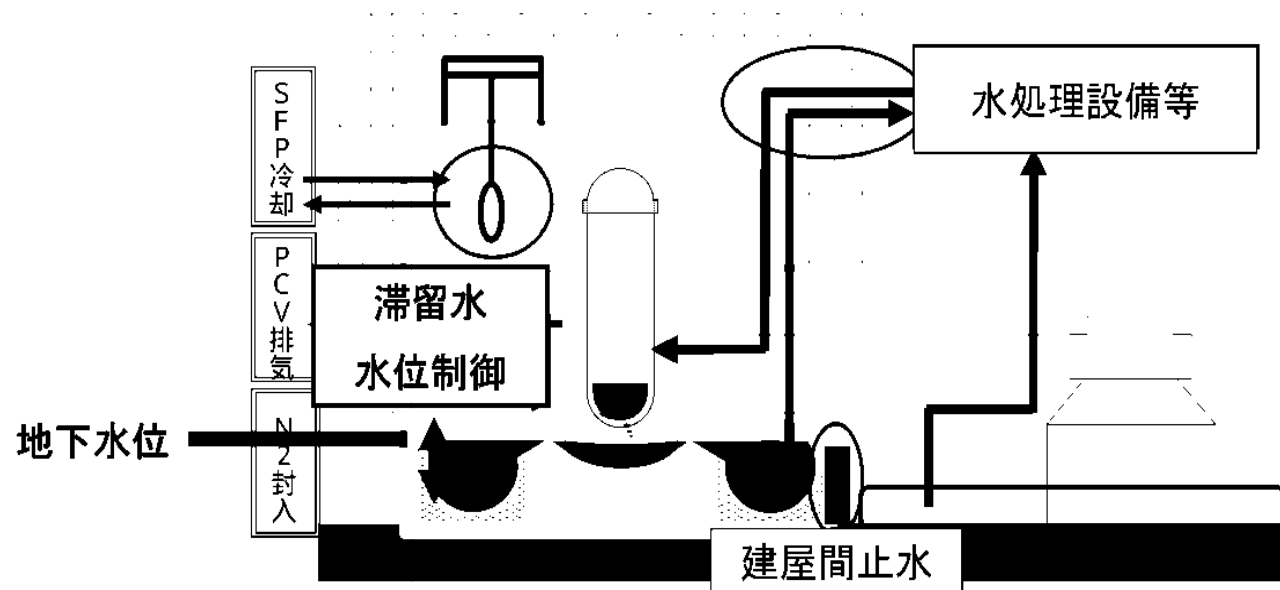
陸側遮水壁では、建屋周辺の地下水位低下量のコントロールが困難なため、特に施工期間中、建屋内滞留水位よりも建屋周りの水位が低くなる恐れがあり、滞留水が流出するリスクがある



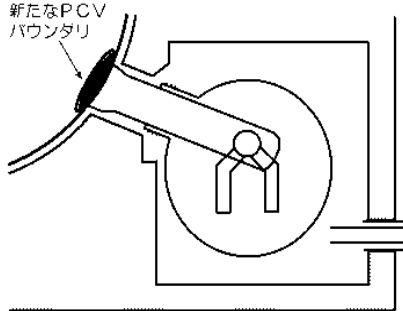
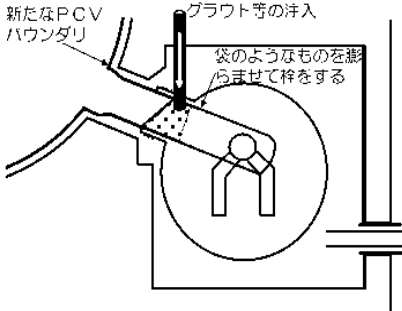
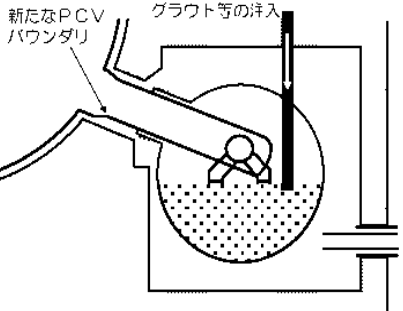
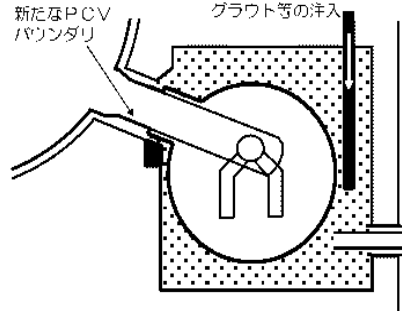
建屋周りの水位コントロールが可能な「地下水バイパス」方式により、山側からの地下水の流れを抑制する方法を採用することとした。

6. R/B滞留水水位制御

R/B-T/B（RW/B）間の建屋間止水を行い、R/B滞留水位と地下水位との差を小さくしてR/Bへの地下水流入量を低減する。建屋周辺地下水位はT/B側に比較して山側にあるR/B側が高い状態にあり、R/Bを積極的に水位制御し、水位差を低減することにより地下水の流入を抑制する。



7. トーラス室グラウト充填

	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	トーラス室での止水
イメージ図				
特徴	D/Wのみがバウンダリとなり、 <u>S/Cはバウンダリから除外</u> (バウンダリが最小)	D/W・ベント管の一部がバウンダリとなり、 <u>S/Cはバウンダリから除外</u>	D/W・ベント管・ベントヘッダー・ダウンカマがバウンダリとなり、 <u>S/Cはバウンダリから除外</u>	S/CおよびS/Cに接続する系統配管までがバウンダリとなる (バウンダリが最大)
主な課題	D/Wベントノズルに止水材を送るルートを確認	ベント管に止水材を送るルートを確認	・S/C内に充てん材を送るルートの確保 ・止水材注入前にS/C内のデブリの有無の確認が必要	・障害物が多いトーラス室内に止水材を隙間無く充てんする必要有り ・止水材注入前にトーラス室内のデブリの有無の確認が必要

上図はP C V冠水バウンダリ構築のために研究・開発の中で検討しているものであるが、トーラス室での止水は地下水の流入抑制も期待できる可能性有り

<課題・成立性>

- ・流入水に対して下流側からの止水技術の確立が必要
- ・止水対策の前に、P C Vから取水しR P Vに戻す循環ループの構築 (P C V循環) が必要

8. 建屋地下部コンクリート充填の検討

＜継続検討中であるが、以下の課題の難易度が高い＞

- ・ 現在、燃料デブリの冷却は、建屋滞留水を水処理して炉に注入することで行っており、コンクリート充填にあたり、当該システムの維持を考慮することが必要であるため、至近での対応が困難。
- ・ 本館地下階には、配管、ダクト、ケーブル、タンクなどの設備が残存しており、それらの内部や周囲をコンクリートで完全に充填することが出来ない（下図参照）。コンクリートの投入に先立ち、全ての滞留水の汲み上げが必要であり、至近の実施は困難。
- ・ 滞留水の汲み上げ完了時に向けて、充填方法の検討を引き続き行う。

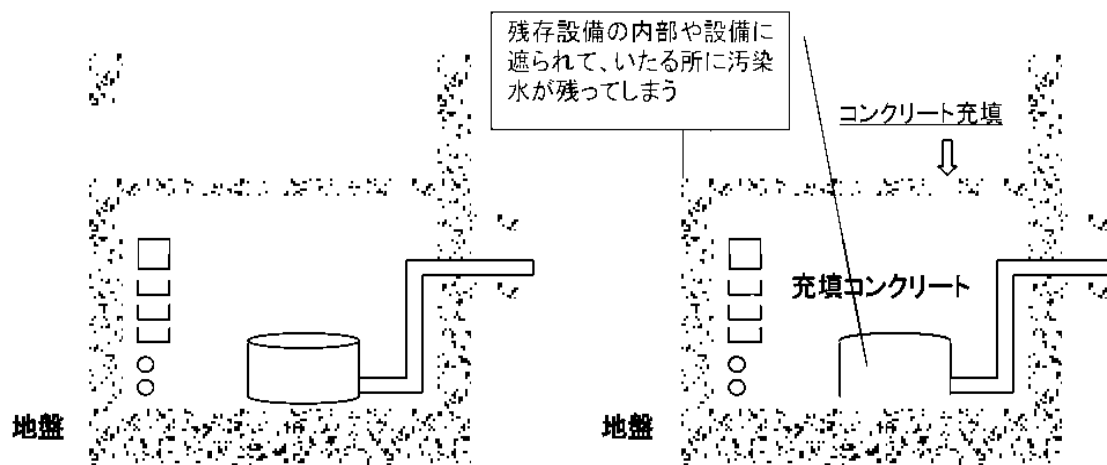


図1 現状

図2 コンクリート充填状況

滞留水を示す

9. T/B地下汚染水のポリマーによる封入

＜期待する効果＞

- ・タービン建屋地下階の汚染水をポリマーにより封入することで、タービン建屋への地下水流入量を低減する。
- ・地下水が流入したとしても、トリチウムを含まない水に置換できる。

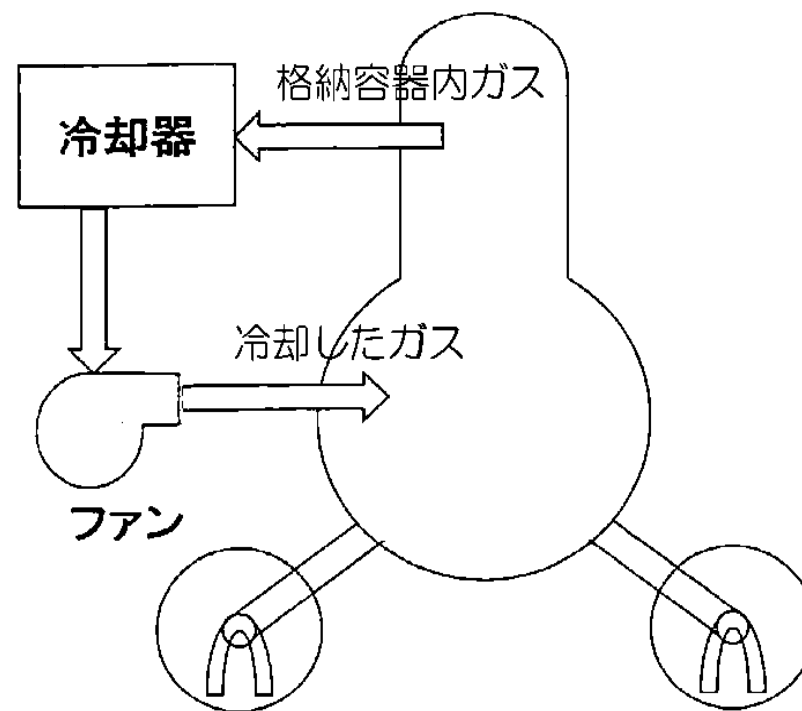
＜以下の課題について検討が必要＞

- ・現在、燃料デブリの冷却は、建屋滞留水を水処理して炉に注入することで行っており、ポリマー充填にあたり、当該システムの維持を考慮することが必要であるため、至近での対応が困難。
- ・本館地下階には、配管、ダクト、ケーブル、タンクなどの設備が残存しており、それら内部の水をポリマーにより完全に吸水することが出来ない。
- ・ポリマーには接着性（止水性）がないため、地下水流入が考えられる。
 - 水処理方法の検討
 - ポリマーにより吸水した汚染水溶出の確認
- ・止水完了後の処理・処分技術の確立が必要。

10. 格納容器内燃料デブリの空冷方式の採用

現在、1～3号機の原子炉内あるいは格納容器内に存在する燃料デブリについては、注水による水冷方式にて熱除去しているが、将来的に崩壊熱が小さくなった際には、注水ではなく空気による冷却を行うことで、汚染水の発生を抑制する。

汚染水の追加発生がなくなることで、現在流入のある建屋（タービン建屋等）の汚染低減が見込める。



空冷概念図

メモ

サブドレンの復旧について

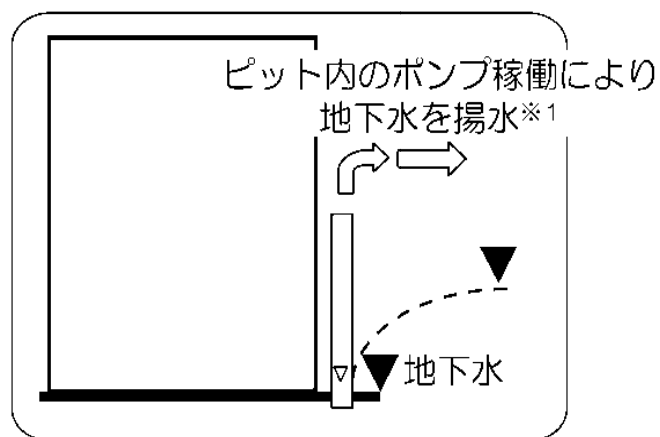
平成25年5月16日
東京電力株式会社

1. 背景及び復旧の目的

- サブドレン設備は、建屋に働く浮力防止を目的として、ピット内のポンプにより地下水を汲み上げ、地下水位のバランスを取るために設置されたものである。
- 1～4号機のサブドレンは、津波によりポンプ等が損傷したため、地下水が建屋内に流入し、汚染水の増加要因となっている。
- また、既設サブドレンピット57箇所のうち、27箇所についてはピット内へのがれき混入、建屋カバー基礎との干渉等により復旧が困難な状況。
- 地下水バイパスの稼働のみでは、建屋周囲の地下水位を十分にコントロールすることはできないため、サブドレン設備を復旧し、建屋周囲の地下水位をコントロールしながら低下させる必要がある。

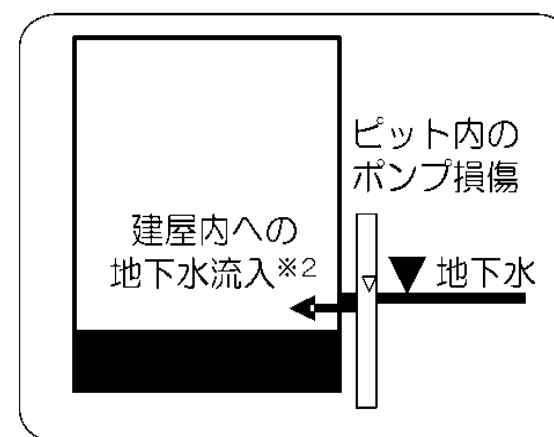


サブドレンピット内部（事故後）



事故前

〔イメージ図〕



事故後

※1：事故前の1～4号機サブドレンにおける揚水量は約850m³/日。

※2：建屋内への地下水流入量は全体で約400m³/日。

2. これまでの経緯

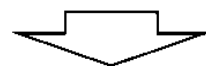
- 1～4号サブドレンは、降雨等を通じて、事故により大気中に放出された放射性物質が混入している状況であることから、平成24年1月から6月にかけて1／2／4号機サブドレンピットの浄化試験を実施した【対象ピット：参考1】。
なお、3号機サブドレンピットについては、高線量のため実施していない。
- サブドレンピットの浄化にあたっては、建屋滞留水漏洩防止の観点から、ピット内の水位が滞留水の水位を下回らないように管理する必要があったため、十分な浄化は困難であった。
また、現場は高線量の過酷な環境であり、十分な汚染物質混入防止対策を取ることができなかった。
このため、浄化試験後に行った核種分析の結果、建屋滞留水に比べて非常に濃度は低いものの、セシウム等幾つかの放射性物質を検出した。【参考2】
(セシウム137で $10^0 \sim 10^2 \text{Bq/L}$ 程度)



サブドレン設備の復旧にあたっては、ピット内の浄化ではなく、より効率的な方法である浄化設備の設置を検討する。

2. これまでの経緯

- サブドレンピット浄化試験後の放射能濃度は、セシウム137で $10^0 \sim 10^2 \text{Bq/L}$ 程度であり、建屋滞留水の濃度（ $10^6 \sim 10^7 \text{Bq/L}$ 程度）に比べて非常に低い。
- サブドレンピット浄化試験後の放射能濃度は、浄化試験前と比較して、概ね低下傾向が認められた。【参考2】
- 各号機サブドレン水の定例モニタリング結果によると、ピット内の浮遊物質除去作業による一時的な放射能濃度の上昇は認められるものの、全体として有意な変化は認められず、建屋滞留水などの放射性物質は継続的に混入していないものと考えられる。【参考3】
- 滞留水を貯留している建屋より下流側に位置する海側遮水壁近傍へ調査孔を設置し、採取した地下水の放射能濃度は検出限界値未満であり、建屋滞留水が地中に漏えいしているとは考え難い。【参考4】

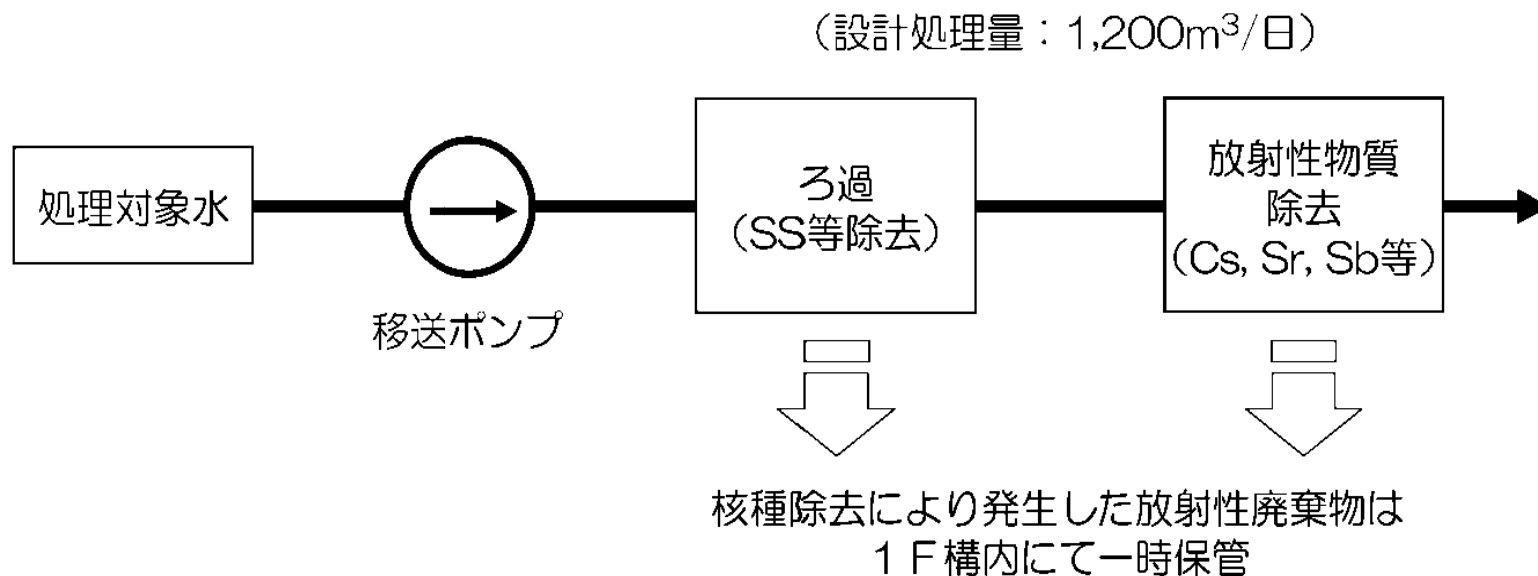


サブドレンピット内で検出された放射性物質は、震災直後に発電所構内で実施した土壌分析や、1～3号原子炉建屋上部におけるダスト分析においても検出されていることから、事故により大気中に放出された放射性物質が降雨等を媒体としてサブドレンに流入したものと考えられる。

3. サブドレン設備の復旧計画（案）

- サブドレン浄化設備として、1～4号機サブドレンピット水の核種分析結果を踏まえ、以下の設備構成を検討中
- 平成25年第2四半期より、当該設備設計に関わるラボスケールの浄化試験を予定

サブドレン浄化設備構成



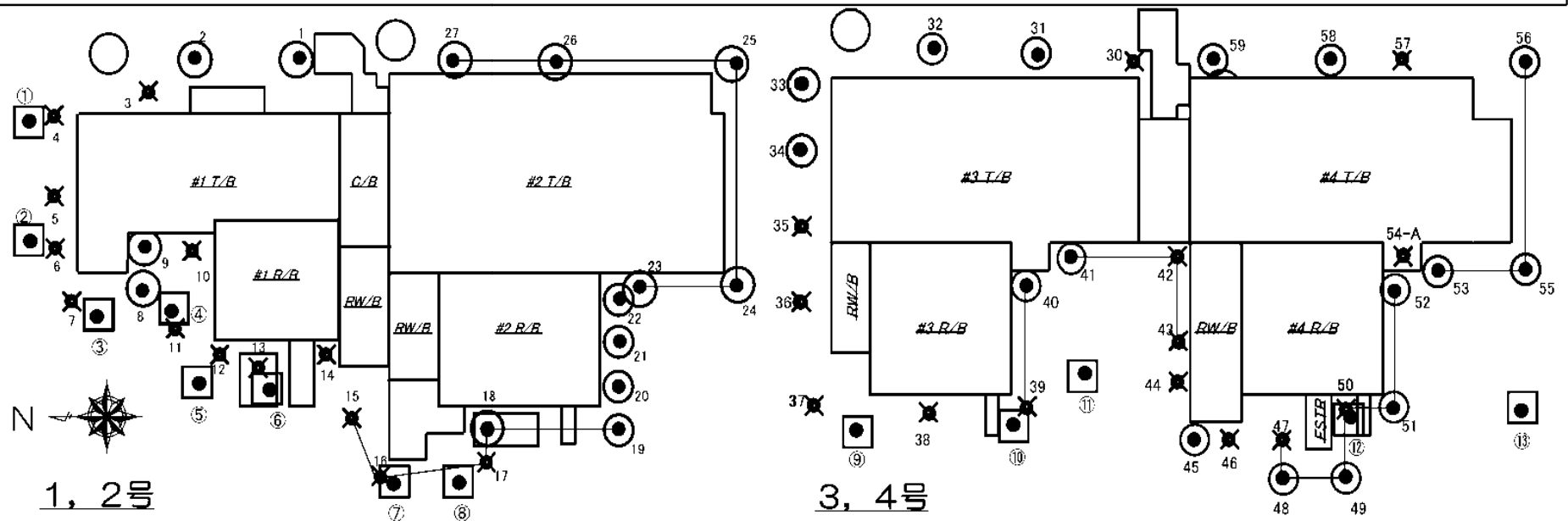
4. サブドレンピットの復旧計画（案）

【平成24年度実施事項】

- 既設ピットのうち施工可能な箇所（青丸：22箇所）を対象に、ピット内の浮遊物質除去を実施。
- 新設ピット予定箇所において施工性確認のための試験掘削を実施（青四角：2箇所）。

【今後の計画】

- ①既設ピットのうち上記以外の施工可能な箇所（橙丸：8箇所）を対象に、ピット内の浮遊物質除去を実施。
- ②新設ピットを設置（橙四角：11箇所）。
- ③復旧予定の全てのピット（既設及び新設）について、ポンプを設置。



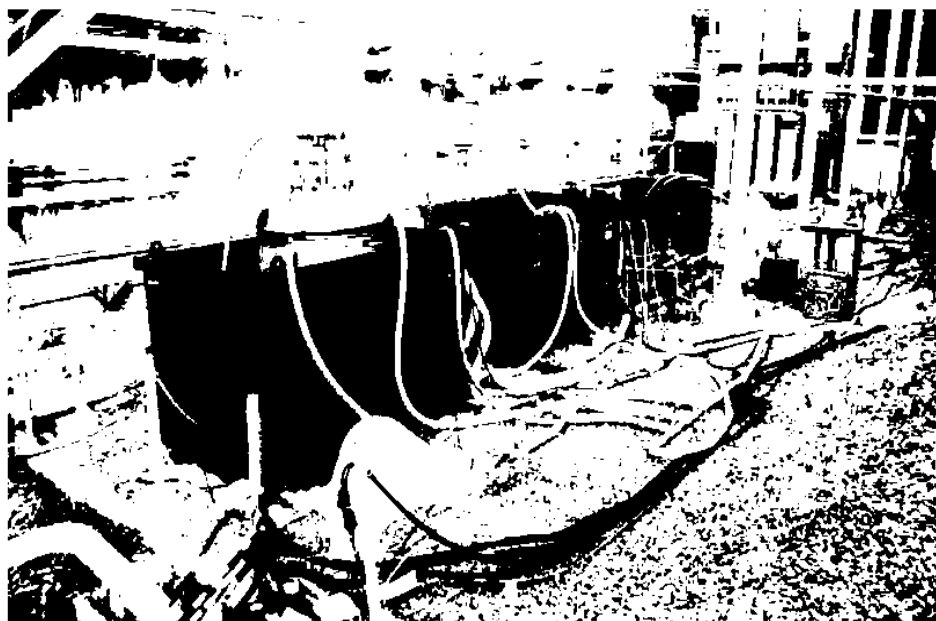
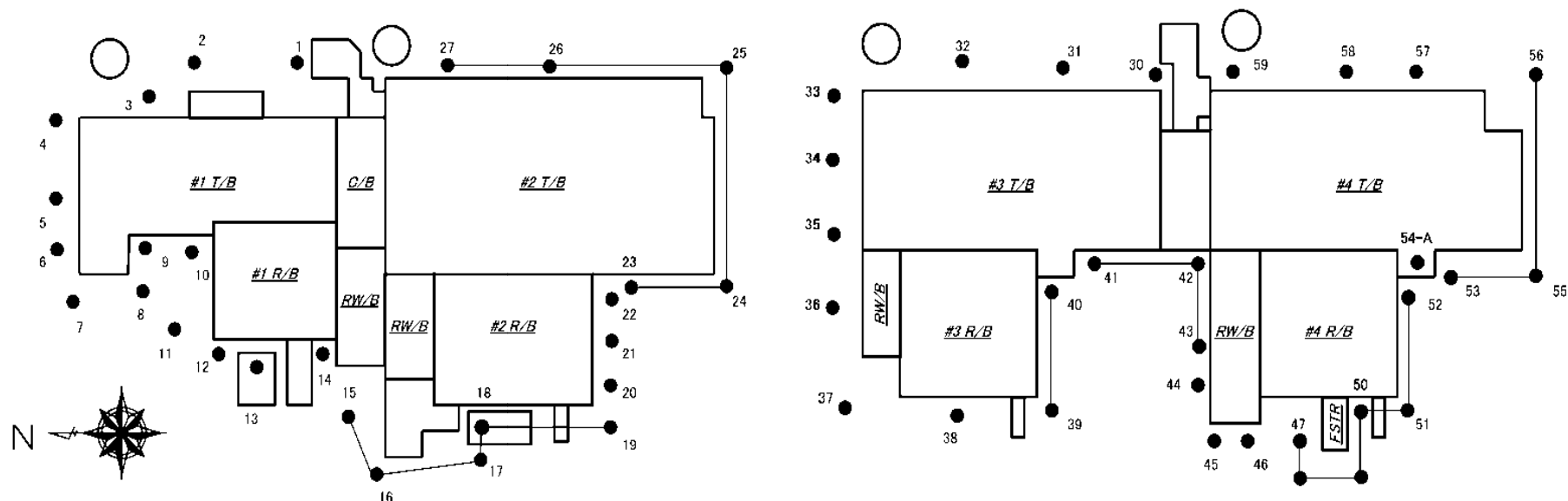
- | | |
|--------------------------|---------------|
| ○：復旧予定の既設ピット（浮遊物質除去実施済） | □：試験掘削 |
| ○：復旧予定の既設ピット（浮遊物質除去実施予定） | □：新設ピット（掘削予定） |
| ×：復旧不可の既設ピット | |

※現在詳細設計中であり、今後見直す可能性あり。

5. 今後の予定

- 滞留水を貯留している建屋周辺における地下水の水質を確認するため、既存のサブドレンピットに加えて新たな観測井を設置していく。
この際、地下水バイパスと同様、十分な汚染物質の混入防止対策を講じる。【参考5】
- また、既存のサブドレンピットにおいて、これまで同様、以下のモニタリングを週1回継続的に実施していく。
 - ① サブドレン水位が滞留水水位を下回っていないこと。
 - ② サブドレン水の核種分析を定期的の実施し、放射能濃度に有意な変化が認められないこと。
- サブドレン設備の復旧について、以下のスケジュールを目標に鋭意進めていく。
 - 平成25年度上半期：サブドレンピット復旧（新設）工事着手予定
 - 平成25年度第2／3四半期：サブドレン浄化設備設計に関わるラボスケールの試験実施予定

【参考1】サブドレンピット配置図



：浄化試験の対象としたサブドレン

サブドレンピット浄化試験で用いた
設備の例

【参考2】サブドレンピット浄化試験結果（代表核種）

平成24年7月30日
運営会議資料に加筆

表中数値上段：放射能濃度（Bq/L）

下段（ ）内：採取日

代表核種			告示濃度 限度	1号	2号						4号		
				No.1	No.23	No.24	No.25	No.26	No.27	No.53	No.55	No.56	
γ核種 ① (18)	Cs-134	試験前	60	2,313 (3/15)	37,120 (10/21)	335 (1/17)	296 (1/17)	7,012 (10/25)	271 (1/17)	17 (3/15)	49 (1/20)	13 (1/20)	
		試験後		95 (6/19)	276 (6/18)	116 (6/19)	645 (6/17)	122 (6/18)	131 (6/18)	1.7 (5/17)	2.0 (5/17)	0.89 (5/17)	
	Cs-137	試験前	90	3,661 (3/15)	46,180 (10/21)	451 (1/17)	384 (1/17)	9,630 (10/25)	358 (1/17)	11 (3/15)	61 (1/20)	18 (1/20)	
		試験後		161 (6/19)	425 (6/18)	179 (6/19)	990 (6/17)	185 (6/18)	219 (6/18)	2.6 (5/17)	3.4 (5/17)	2.0 (5/17)	
	他のγ核種①（16） Fe-59, Co-58, Y-91, Nb-95, Ru-103, Ag-110m, Sb-124, Cs-136, Ba-140, Ce-141, Ce-144, Pr-144, Mn-54, Co-60, Zn-65, I-131 ※1			—	検出限界値 未満 ※2 (6/19)	検出限界値 未満 ※2 (6/18)	検出限界値 未満 ※2 (6/19)	検出限界値 未満 ※2 (6/17)	検出限界値 未満 ※2 (6/18)	検出限界値 未満 ※2 (6/18)	検出限界値 未満 ※2 (5/17)	検出限界値 未満 ※2 (5/17)	検出限界値 未満 ※2 (5/17)
全α ※1			—	< 10.6 (6/19)	< 10.6 (6/18)	< 10.6 (6/19)	< 10.6 (6/17)	< 10.6 (6/18)	< 10.6 (6/18)	< 11.6 (6/5)	< 11.6 (6/5)	< 11.6 (6/6)	
全β ※1			—	268 (6/19)	1,052 (6/18)	284 (6/19)	1,737 (6/17)	499 (6/18)	699 (6/18)	< 24.4 (6/5)	< 26.1 (6/5)	< 26.1 (6/6)	
トリチウム ※1			60,000	112,800 (6/19)	2,129 (6/18)	2,407 (6/19)	1,302 (6/17)	754 (6/18)	883 (6/18)	3,826 (6/5)	6,114 (6/5)	5,430 (6/6)	

※1 I-131, 全α, 全β及びトリチウムは62核種の対象外。

※2 検出限界値は核種により異なる。

【参考2】サブドレンピット浄化試験結果（詳細分析核種）

平成24年12月20日
事務会合にて提示

■詳細核種分析には長時間を要するため、各号機代表1ピットを選定して分析を実施。

表中数値上段：放射能濃度（Bq/L） 下段（ ）内：採取日

詳細分析核種		告示濃度 限度	1号 No.1	2号 No.25	4号 No.56
γ核種② (29)	Sb-125	800	< 1 (6/19)	11 (6/17)	< 0.6 (8/1)
	Ba-137m ※2	800,000	131 (6/19)	181 (6/17)	27 (8/1)
	他のγ核種② (27) Rb-86, Ru-106, Rh-103m, Rh-106, Cd-113m, Cd-115m, Sn-119m, Sn-123, Sn-126, Te-123m, Te-125m, Te-127, Te-127m, Te-129, Te-129m, Cs-135, Pr-144m, Pm-146, Pm-147, Pm-148, Pm-148m, Sm-151, Eu-152, Eu-154, Eu-155, Gd-153, Tb-160	—	検出限界値未満 ※4 (6/19)	検出限界値未満 ※4 (6/17)	検出限界値未満 ※4 (8/1)
β核種 (3)	Sr-89	300	< 0.4 (6/19)	19 (6/17)	< 0.5 (8/1)
	Sr-90	30	0.4 (6/19)	27 (6/17)	1.3 (8/1)
	Y-90 ※3	300	0.4 (6/19)	27 (6/17)	1.3 (8/1)
α核種 ※1 (9)	Pu-238, Pu-239, Pu-240, Am-241, Am-242m, Am-243, Cm-242, Cm-243, Cm-244	—	< 0.3 (6/19)	< 0.3 (6/17)	< 0.3 (8/1)
特殊分析核種 (難測定核種) (4)	Tc-99, I-129, Pu-241, Ni-63	—	検出限界値未満 ※4 (6/19)	検出限界値未満 ※4 (6/17)	検出限界値未満 ※4 (8/1)

※1 α核種については、全αとして分析を実施。

※2 親核種のCs-137と放射平衡となっているため、検出。

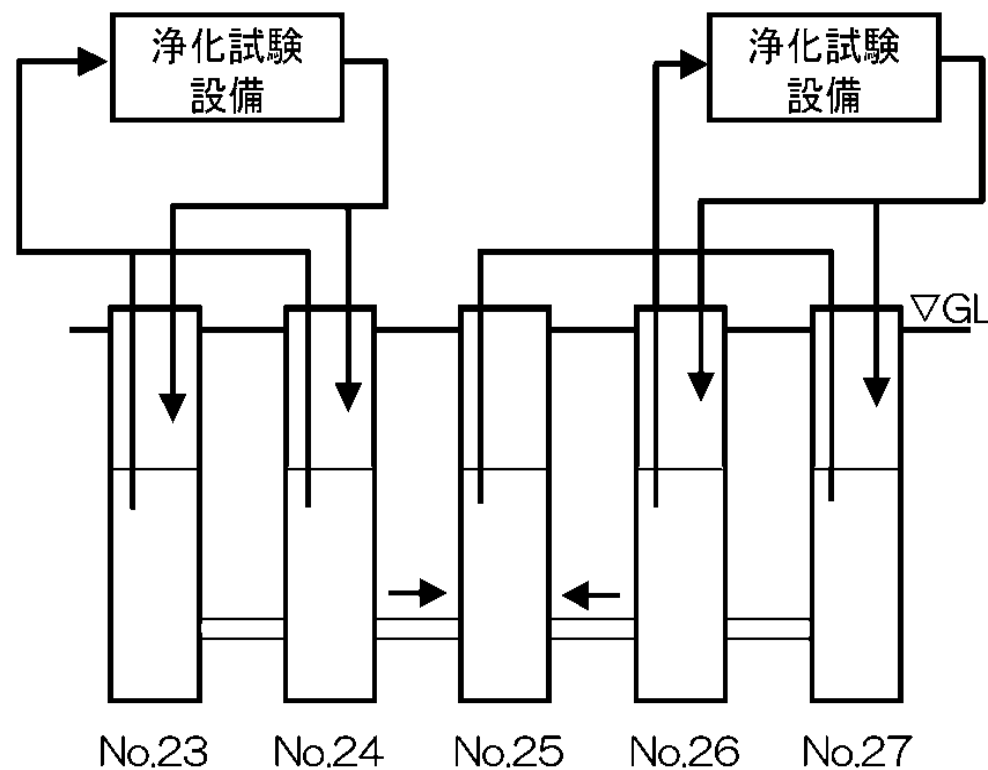
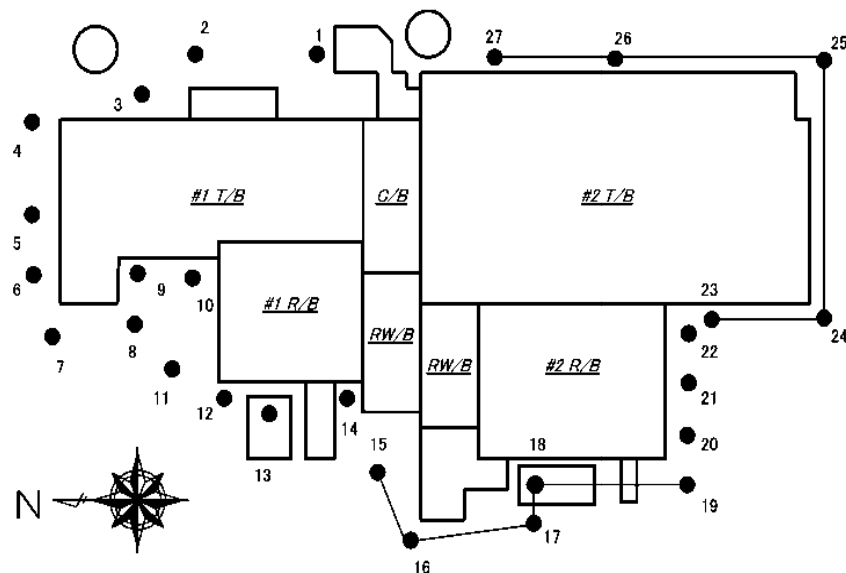
※3 親核種のSr-90と放射平衡となっているため、検出。

※4 検出限界値は核種により異なる。

【参考2補足】 2号No.25ピットでセシウムの濃度が高い要因について

- No.23～27ピットは地中の横引き管で連結されており，浄化試験ではNo.23～24及びNo.25～27をまとめて浄化。
- この際，No.25ピット周辺が高線量であったため，浄化試験設備をNo.23，24ピット付近及びNo.26，27ピット付近に設置し，浄化後の水をNo.25以外のピットに返送。

No.25ピットには浄化後の水を返送しなかったため，横引き管を通じて未浄化の水がNo.25ピットに集まり，相対的に浄化が進まなかったと考えられる。



【参考2補足】 1号No.1ピットでトリチウムの濃度が高い要因について

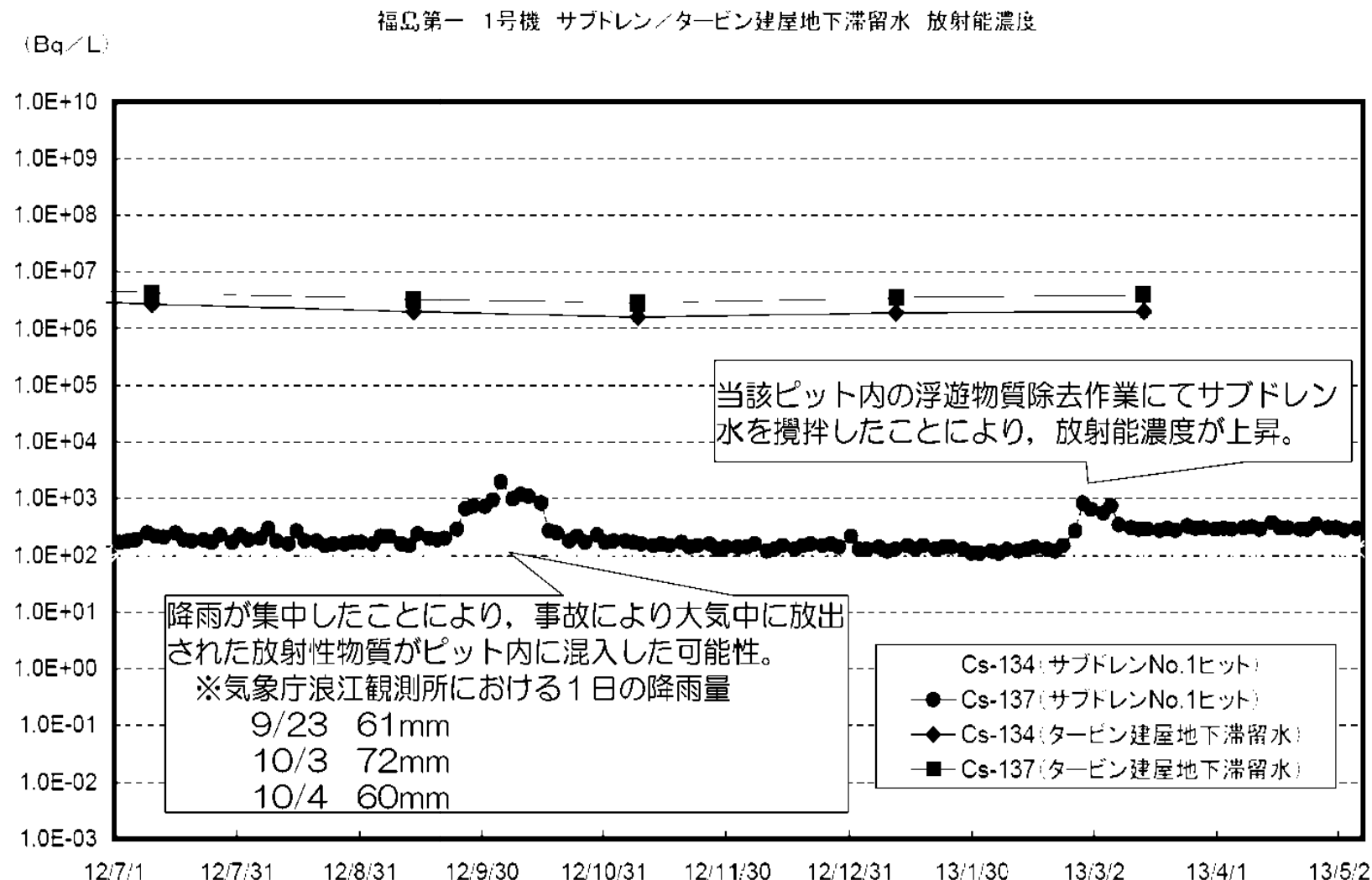
- 1号No.1ピットのトリチウム濃度は他のピットと比較して2～3桁高く、告示濃度限度（6万Bq/L）の2倍弱となっている。

核種	告示濃度 限度	1号	2号					4号		
		No.1	No.23	No.24	No.25	No.26	No.27	No.53	No.55	No.56
トリチウム	60,000	112,800 (6/19)	2,129 (6/18)	2,407 (6/19)	1,302 (6/17)	754 (6/18)	883 (6/18)	3,826 (6/5)	6,114 (6/5)	5,430 (6/6)

- トリチウムは発電所事故に伴い水蒸気として大気放出され、地表に降下したものと考えられるが、格納容器ベントや水素爆発など、その放出状況の違いに起因して発電所構内でも場所によってトリチウム濃度に違いがあると考えられるため、当該ピットの濃度が高くなっているものと考えられる。

【参考3】サブドレン水の定例モニタリング結果（1号No.1ピット）

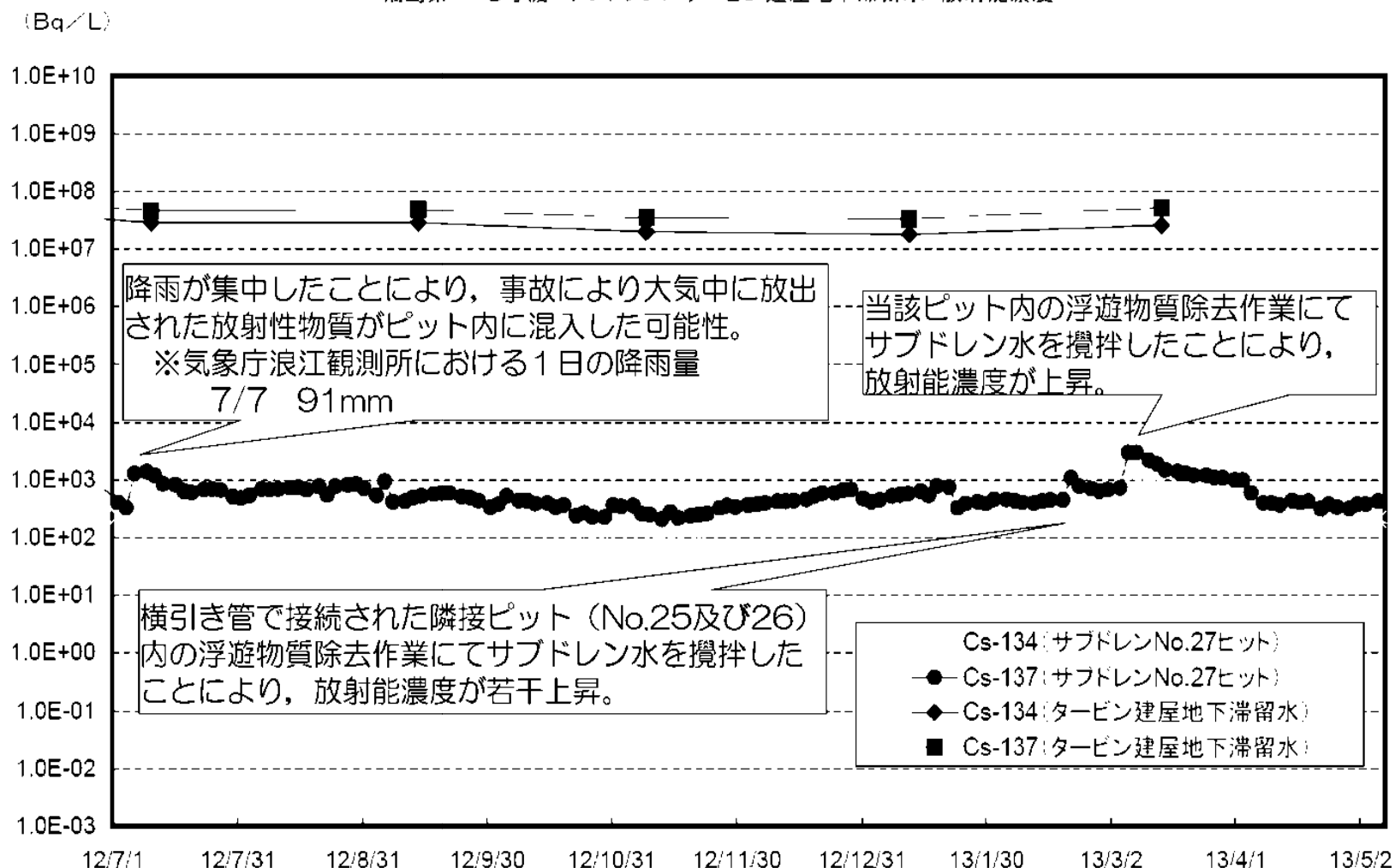
■ピット内の浮遊物質除去作業による一時的な放射能濃度の上昇は認められるものの、全体として有意な変化は認められず、Cs-137の濃度は $10^2 \sim 10^3 \text{ Bq/L}$ 程度。



【参考3】サブドレン水の定例モニタリング結果（2号No.27ピット）

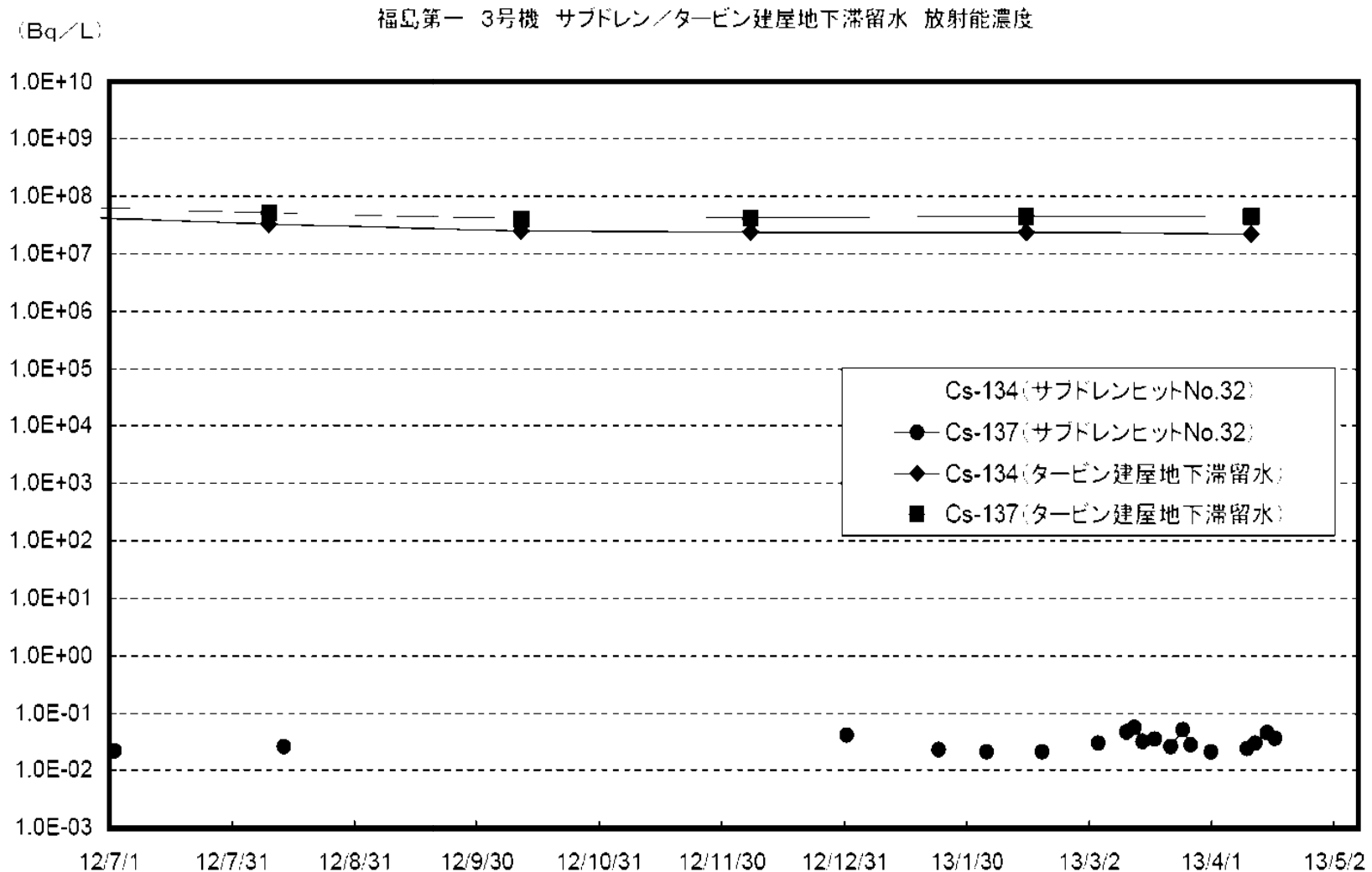
■ピット内の浮遊物質除去作業による一時的な放射能濃度の上昇は認められるものの、全体として有意な変化は認められず、Cs-137の濃度は $10^2 \sim 10^3 \text{ Bq/L}$ 程度。

福島第一 2号機 サブドレン／タービン建屋地下滞留水 放射能濃度



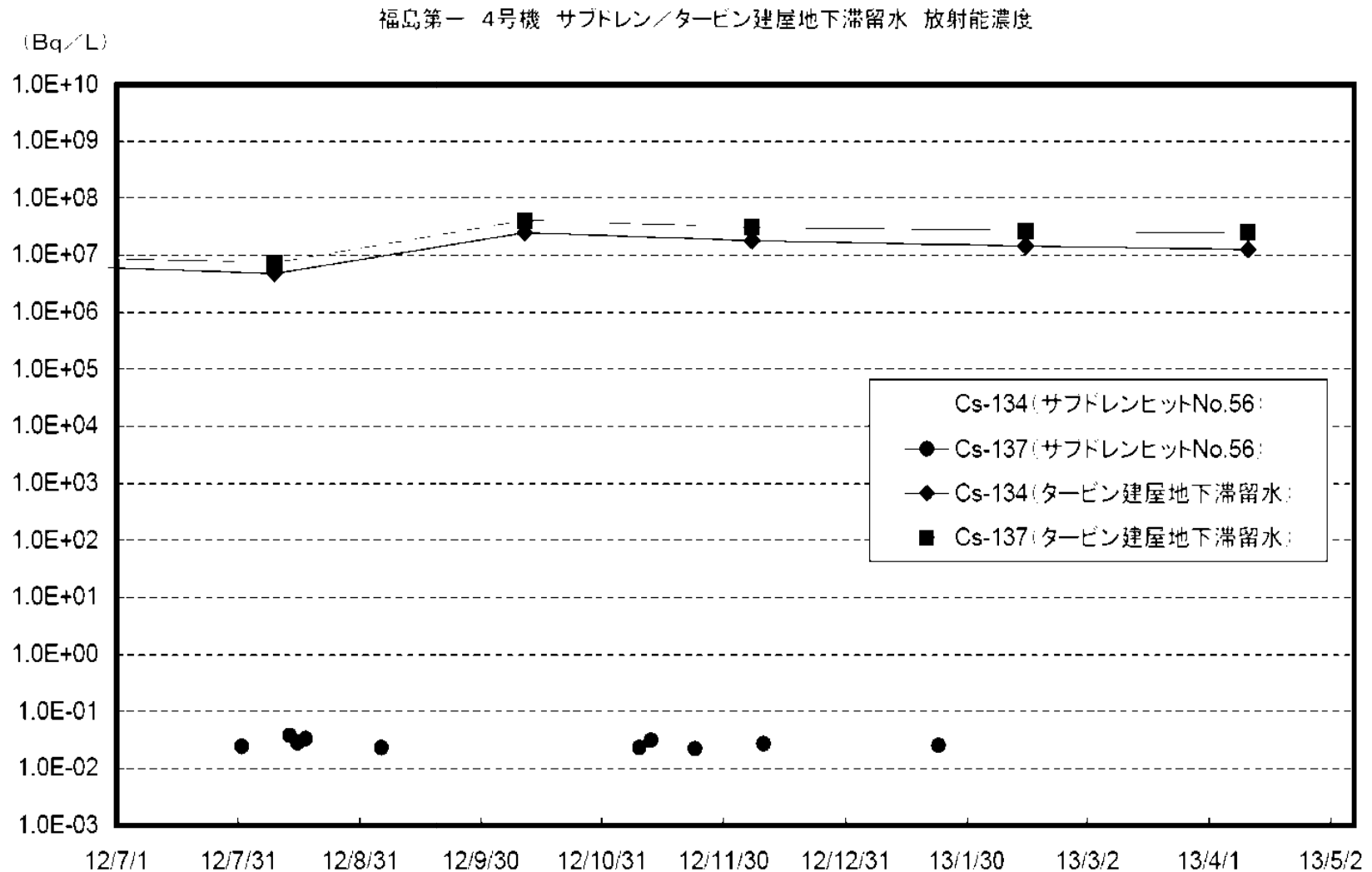
【参考3】サブドレン水の定例モニタリング結果（3号No.32ピット）

■Cs-137の濃度は検出限界値付近で推移しており、 $10^{-2} \sim 10^{-1} \text{Bq/L}$ 程度。



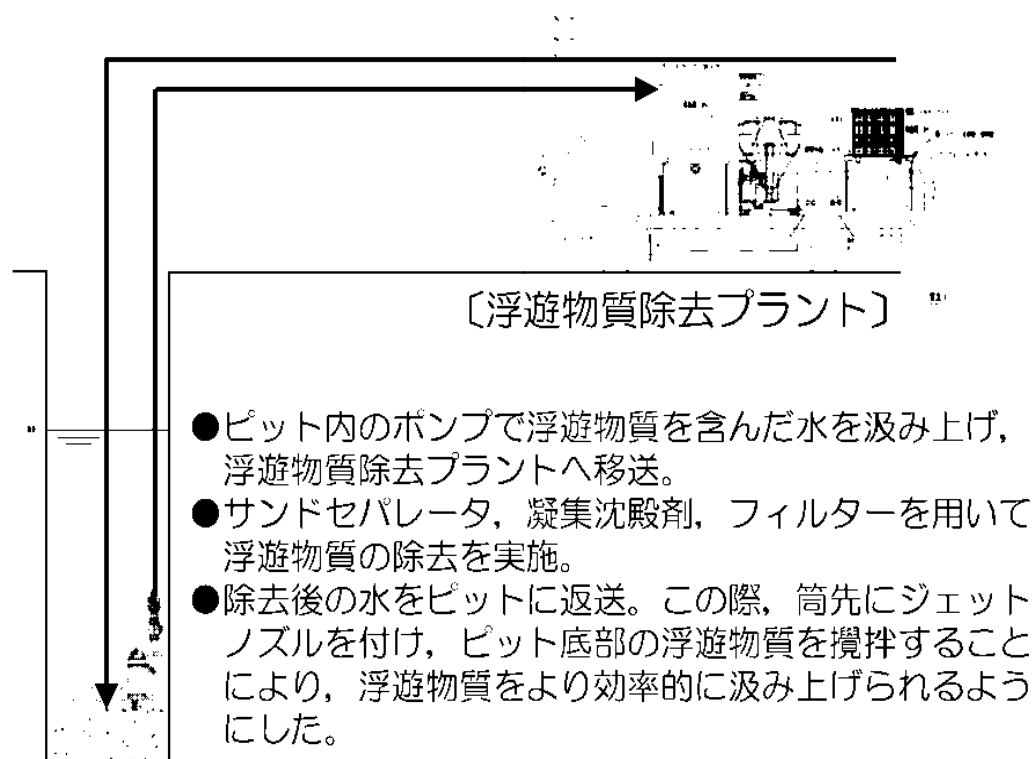
【参考3】サブドレン水の定例モニタリング結果（4号No.56ピット）

■Cs-137の濃度は検出限界値付近で推移しており、 $10^{-2} \sim 10^{-1} \text{Bq/L}$ 程度。



【参考3補足】サブドレンピット内の浮遊物質除去作業

- 既存サブドレンピット内に混入している砂や浮遊物質等は、サブドレンの浄化方法に関係なく障害となることから、平成24年12月から平成25年3月にかけて、他の復旧工事との工程調整が不要なピット内の浮遊物質除去作業を順次実施。
- 各ピット内溜まり水の浮遊物質濃度は、以下のとおり減少。
作業開始前：数百mg/L程度
作業完了後：11～58mg/L



構外における浮遊物質除去プラントの組立状況

【参考4】護岸付近の地下水の水質について

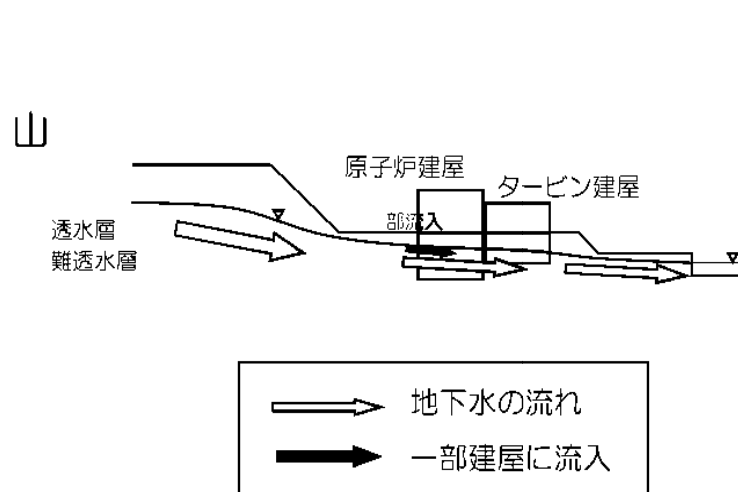


図-1 断面図（イメージ）

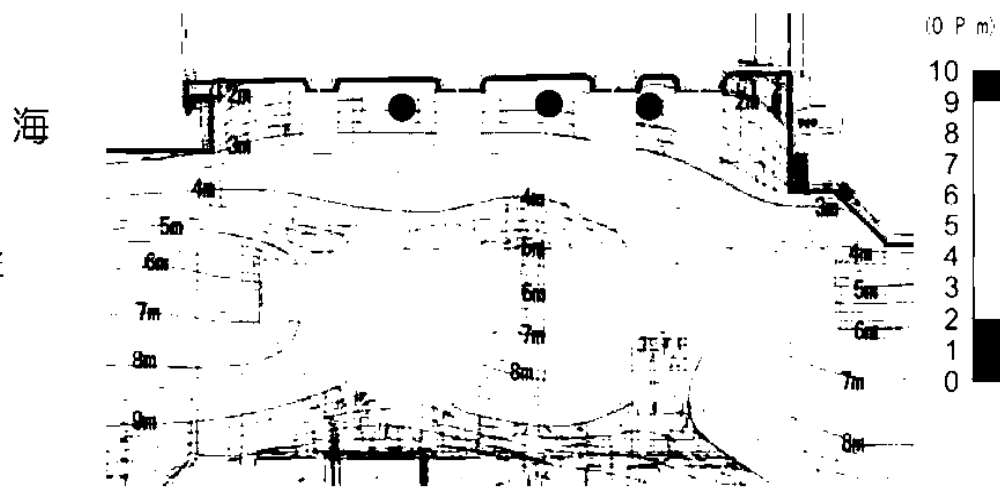
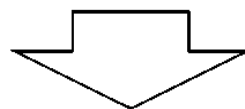


図-2 現状の地下水位（数値解析）と地下水調査場所

- 山側から海に向かう地下水は、難透水層に設置された建屋を迂回し、海側に向かって流れている（一部建屋に流入）（図-1）。
- その流れは海側護岸近傍ではほぼ護岸直行方向に均一な流れとなっている（図-2）。



4m盤の地下水調査ボーリングは、各スクリーンポンプ室間の3点を選定した。

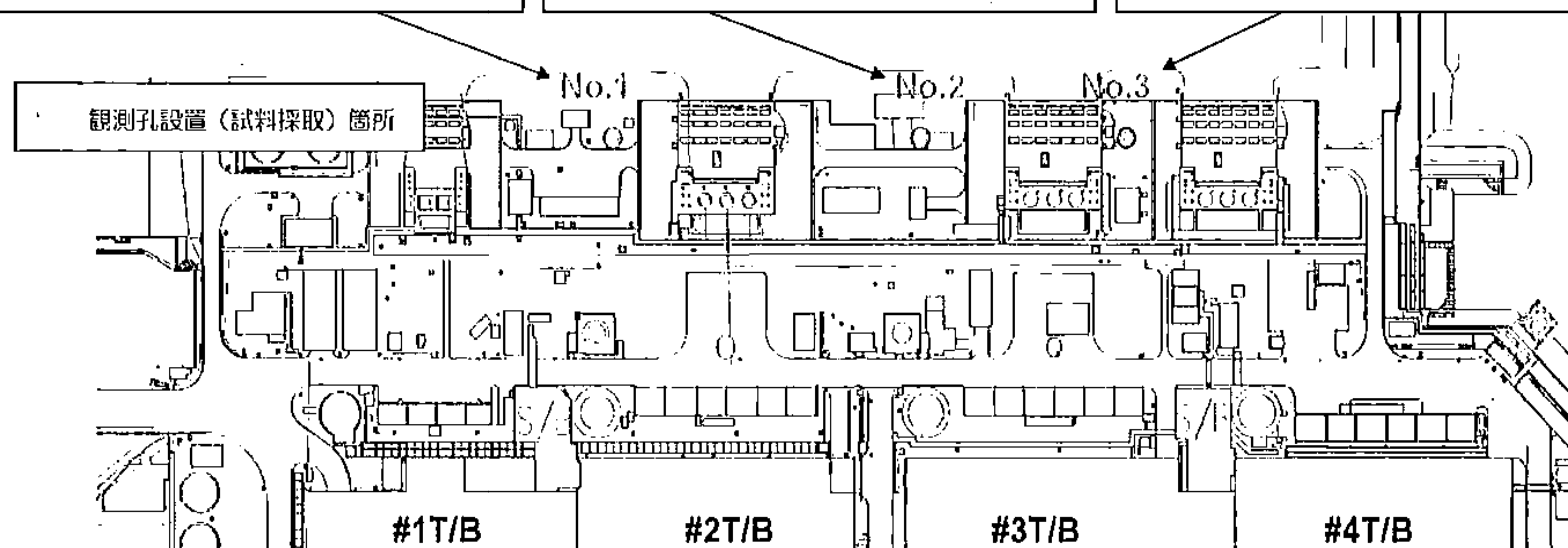
【参考4】護岸付近の地下水の水質について

- 滞留水漏えいの有無を確認するため、取水路間の護岸付近3地点で調査孔（透水層底部の地下15mまで掘削）を設置し、地下水を平成24年12月に採取して測定。
- Cs-137濃度について、3地点とも検出限界値（0.8Bq/L）未満の結果であったことから、高濃度の滞留水（ 10^7 Bq/L程度）が地中に漏えいしていることは考え難く、地下水を経由しての海への新たな放射性物質の流出の可能性はないものと評価。

採水日 H24.12.8
Cs-134 ND (<5.892E-01Bq/L)
Cs-137 ND (<7.164E-01Bq/L)

採水日 H24.12.8
Cs-134 ND (<6.129E-01Bq/L)
Cs-137 ND (<8.069E-01Bq/L)

採水日 H24.12.8
Cs-134 ND (<6.021E-01Bq/L)
Cs-137 ND (<7.889E-01Bq/L)



<参考> No.1はCo-60は2.604E-01Bq/Lが検出されたが告示濃度より十分低い値である（告示濃度；2.E+02Bq/L）

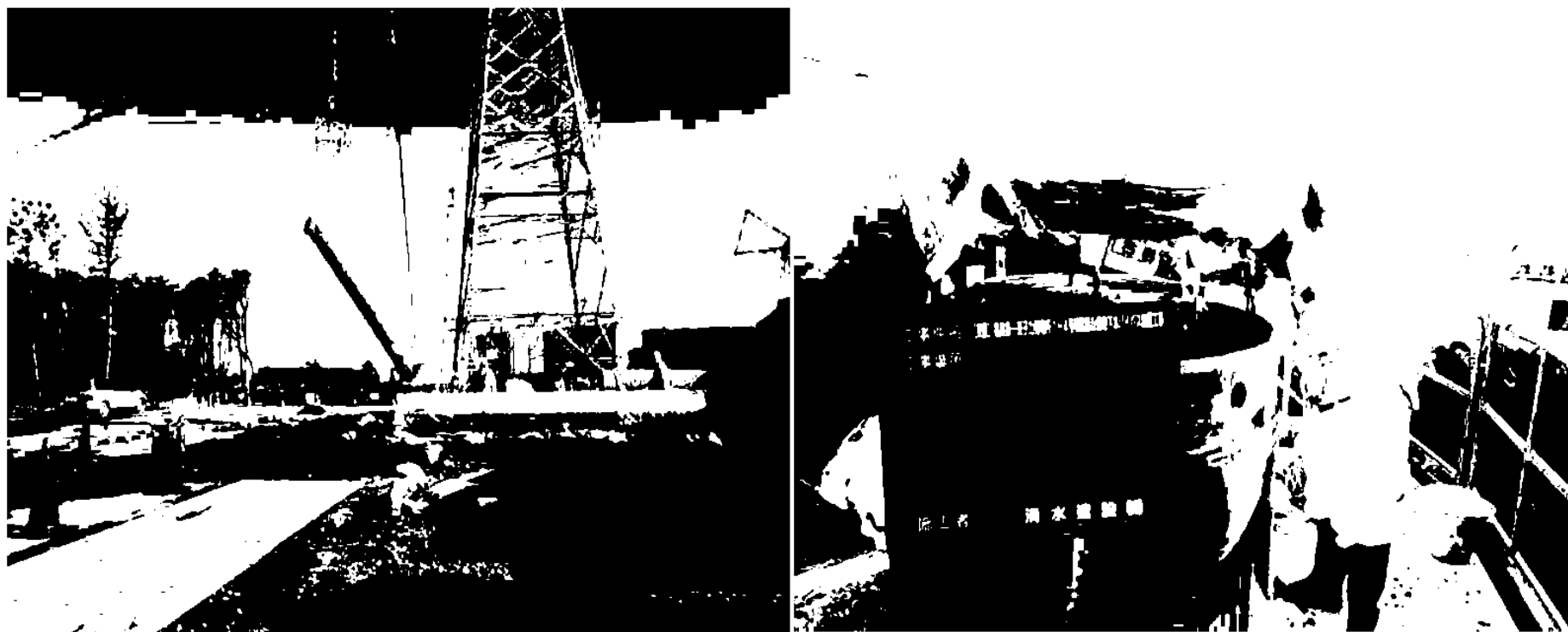
【参考5】地下水バイパス設置工事における汚染物質混入防止対策

■作業内容ごとに汚染物混入防止の対策，管理基準・体制を作成して，チェックリストで実施状況の確認を実施。

＜汚染物混入対策の例＞

作業	汚染物の混入可能性	汚染物混入対策
設置工事	汚染土砂の流入	・表土除去（除去深さ・線量低下の確認）
設置工事 井戸内洗浄 採水	地表面雨水の流れ込み	・遮水性の高い材料を用いた孔内への雨水浸入対策
	資機材の汚染	・孔内に挿入する資機材は作業開始前に汚染されていない水を用いて高圧洗浄機で洗浄する。
		・作業中に資機材が汚染された可能性がある場合にはその都度汚染されていない水を用いて高圧洗浄機で洗浄する。
		・地面に触れないように仮置きし、上部をシート養生する。 ・敷材にシートを用いる場合は、長期間使用せず、使用状況に応じて頻繁に取替える。 ・仮置き場の敷材にコンパネを用いる場合は、使用状況に応じて高圧洗浄機で洗浄する。
		・作業員が孔内に挿入する資機材を取り扱う際は、汚染されていない手袋に交換してから作業する。
	降雨の浸入	・泥の跳ね返りにより資機材が汚れた場合は、その都度、洗浄する。 ・作業間・作業終了後は、開口部をシート等で養生する。 ・降雨状況に応じて、作業を中止する。
採水	粉塵の飛来	・作業間・作業終了後は、開口部をシート等で養生する。
	孔内に採水用容器等の挿入時の汚染	・孔内に採水用容器（ベラー）等の挿入時は、ロープ（繊維素材）など洗浄しても汚染物が除去できない素材は使用しない。

【参考5】地下水バイパス設置工事における汚染物質混入防止対策



資機材の汚染防止対策

汚染水量低減対応策について

No.	方策案およびその内容	課題・成立性
①	貫通部の止水 地下部で建屋に取り付くトレンチや配管の貫通部からの流入を開口や隙間を塞ぎ抑制する。	流入経路・流入量の予測 止水対象箇所の選定 高線量(高雰囲気線量、高濃度汚染水の存在等)箇所での作業員の被ばく
②	地下水バイパスの活用 地下水の流れの上流側にあたる建屋の西側に井戸を掘り、建屋側へ流れる地下水を強制的にバイパスさせることで、建屋周辺の地下水をコントロールする。	建屋滞留水の漏洩を防ぐための地下水位の確実な管理 適切な水質管理
③	サブドレンの活用 建屋近傍にある井戸から地下水を汲み上げて建屋周辺の地下水位を下げる。	高線量エリアかつ他工事との干渉がある中でのサブドレンの復旧・増設 建屋滞留水の漏洩を防ぐための地下水位の確実な管理の下での、滞留させたサブドレンの稼働
④	建屋間ギャップの止水 隣り合わせた建屋の地下外壁は50mm程度の間隔を空けて(ギャップと呼ぶ)配置されており、建屋間を貫通する配管が集中するため、ギャップを止水し地下水流入を抑制する。	高線量エリアでの作業員の被ばく低減策の実施 地中構造物等の障害物がある中での工事の実施 燃料取り出し作業等の他工事との干渉
⑤	除潮過水壁 建屋山側(OP10m壁もしくはOP35m壁)に、スラリー壁、凍結工法等により過水壁を設置することにより、山側から建屋に向かう地下水流入を抑制し、建屋近傍の地下水位を低下させる。低下した地下水位に合わせて建屋滞留水水位をコントロールすることで建屋への流入量を抑制する。	建屋内滞留水位制御 除潮過水壁では、建屋周辺の地下水位低下量のコントロールが困難な中、建屋内滞留水位よりも建屋周りの水位が低くなる恐れがあり、滞留水がある
⑥	R/B滞留水水位制御 R/B-T/B(RW/B)間の建屋間止水を行い、R/B滞留水位と地下水位との差を小さくしてR/Bへの地下水流入量を低減する。建屋周辺地下水位はT/B側に比較して山側にあるR/B側が高い状態にあり、R/Bを積極的に水位制御し、水位差を低減することにより地下水の流入を抑制する。 当該対応に必要な実施項目は、 ・R/B排水設備の設置 ・R/B-T/B(RW/B)建屋間止水 なお、現在、建屋間止水は、汚染水バウンダリを縮小させるとともに、燃料デブリ取り出し等のため原子炉建屋を覆うコンテナを設置する場合にその基礎等を設置するのにより、隣接建屋を一部解体しドライアップするために計画している。	R/B水位制御 地下水位との差を監視し、R/B滞留水位を制御する技術の確立が必要である
⑦	トラス室グラウト充填 トラス室(原子炉建屋地下階)にグラウトを注入し貫通部等を止水することにより、原子炉建屋への地下水流入量を低減する。 当該対応に必要な実施項目は、 ・PCV滞留水取水装置の設置	止水技術の確立 流入水に対して下流側からの止水技術の確立が必要である。
⑧	建屋(T/B)地下部コンクリート充填 タービン建屋地下階にコンクリートを充填することにより、タービン建屋への地下水流入量を低減する。	既存設備の撤去 地下階の配管、ダクト等、既存設備の撤去 滞留水処理 建屋地下滞留水の汲み出し、処理 線量低減 既存設備撤去等の作業可能な雰囲気線量の低減

汚染水量低減対応策について

No.	方策案およびその内容	課題・成立性
㉑	<u>T/B地下汚染水のポリマーによる封入</u> タービン建屋地下階の汚染水をポリマーにより封入することで、タービン建屋への地下水流入量を低減する。 地下水が流入したとしても、トリチウムを含まない水に直接できる。	<u>既存設備が残存</u> 地下階の配管、ダクト等、既存設備内部の水を完全に吸水することができ <u>汚染水流出の可能性</u> 吸水した汚染水の終年等による溶出可能性について確認が必要 <u>ポリマー処理技術の確立</u> 止水完了後の処理・処分技術の確立が必要
㉒	<u>格納容器内燃料デブリの空冷方式の採用</u> 現在、1～3号機の原子炉内あるいは格納容器内に存在する燃料デブリについては、注水による水冷方式にて熱除去しているが、将来的に崩壊熱が小さくなった際には、注水ではなく空気による冷却を行うことで、汚染水の発生を抑制する。 汚染水の追加発生がなくなることで、現在流入のある建屋（タービン建屋等）の汚染低減が見込める。	<u>送風方法の確立</u> ・依然として崩壊熱が大きいため、空冷による冷却を行う場合、相当の規模。（現在の崩壊熱では、設置困難。） ・最速でも2018年時点の崩壊熱程度になった段階で崩壊熱値は小さくなく、燃料デブリに対して蒸発なく空気を吹き付けるためには、別途検討が必要。 ・燃料取り出し時に格納容器を冠水させるようであれば、一時的に空冷が局汚染水の発生が再開せざるを得なくなる。
㉓	<u>処理水のコンクリートへの活用</u> トリチウム水をコンクリートの練混ぜ水に利用した場合、コンクリート1m ³ に付き約180%を利用する事が出来る。 仮に70万トンのトリチウム水をコンクリートの練混ぜ水に利用した場合約390万m ³ のコンクリートを作れる事になる。 コンクリート製造単価を10000～15000円/m ³ とすれば、コンクリート製造費は約390～585億となる。 また、コンクリートに利用する骨材に汚染ガスを吸って再利用出来れば、廃棄物の総量低減にも寄与出来るし、広野火力のフライアッシュを使えば火力の廃棄物低減に役立つ。 ■用途例 【用途1】底辺60m、高さ30mの重力式防潮壁を1～6号機の全面に作った場合約180万m ³ となる 【用途2】港湾をコンクリートで埋め立てた場合、100～300万m ³ 【用途3】敷地内の谷の部分をコンクリートで埋め立てて、利用可能な敷地面積を増やす。100～200万m ³ 【用途4】コンクリートブロックを作り、積み上げて底辺230m、高さ145mのピラミッドを造った場合、260万m ³	<u>環境影響評価</u> ・凝固後のコンクリートから析出するトリチウムによる影響評価 ・コンクリート固化時に発生する練混ぜ水の蒸発による影響評価 <u>放射性廃棄物の増加</u> 放射性廃棄物となる可能性あり
㉔	<u>深層地下水とトリチウム水の入れ替え（米田委員提案）</u> トリチウム水を、トリチウムが放射線量により十分低減するまでの期間地中に留まるような深層の地下水と入れ替える。	継続検討
㉕	<u>多重バリアシステムの構築（丸井委員提案）</u> 壊破のバリア（遮水壁？）を構築する。	継続検討
㉖	<u>建屋下部の凍土化（米田委員提案）</u> 凍結バリアに加えて建屋下部も凍土化する。	継続検討
㉗	<u>止水壁・揚水井・フェーシング・水平井戸の組合せ（西垣委員提案）</u> (a) 地層の情報を得るための調査を実施する。 (b) 難透水層と考えられている地層の連続性が評価できる調査を実施し、この難透水層の透水係数が、1.0×10 ⁻⁶ cm/s程度で、その厚さが5m程度あるかを確認する。 (c) 難透水層が十分、下流からの地下水の上昇を防止できるのなら、境界線すぐらしい所に止水壁を設置して、上流からの汚染域への地下水の流入を遮断する。 (d) 上流の遮水壁より上部からの地下水の流入水は遮水壁を迂回して下流に浸透するが、遮水壁をオーバーフローして汚染域に流入するようであれば、その箇所に揚水井を設置して、上流の水位上昇を防止する。 (e) 上流からの地下水の浸透が遮断されても、地表からの降雨浸透流は遮断しにくいので、降雨が浸透しにくいように、地表面にフレタ系系の止水層かアスファルト層を設置して、その浸透流量を減少する。 (f) 難透水層より下部の帯水層からの上部への漏洩してくる地下水に対しては、下部の帯水層内に水平井戸を設置して、その地下水圧を低下する。 (g) 上部帯水層内の水位が低下すると、R/BやT/Bからの汚染水が流出してくる可能性があるが、これに関しては、建物の周囲の地盤を止水する層を設置する。	継続検討

総合的流入抑制対策の提案 －短中期的対策～中長期的対策－

2013年5月16日



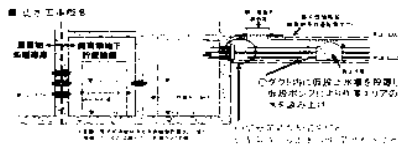
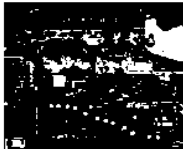


1

本提案の内容

1. 対策と時間軸の関係
2. 陸側遮水壁【中長期的対策】
 - 2.1 地下水流入抑制効果の試算
 - 2.2 水位コントロール方法
3. グラウト注入【短中期的対策】
 - 3.1 施工場所の選定
 - 3.2 注入工法
 - 3.3 遮蔽方法
 - 3.4 リスク
 - 3.5 工程

2

1. 対策と時間軸の関係

東電殿 実施中	短期的	局所	ダクト、配管貫通部、クラックなどの建屋止水	
	短中期的	全体	海側遮水壁 地下水バイパス サブドレン復旧	
提案	短中期的	全体	遮水体形成 グラウト注入 +高圧噴射	 法尻でグラウト注入工法または高圧噴射工法により止水体を形成
	中長期的	全体	陸側遮水壁	 陸側に粘土系遮水壁を作成し、海側遮水壁と閉合

3

【中長期的対策】

2. 陸側遮水壁

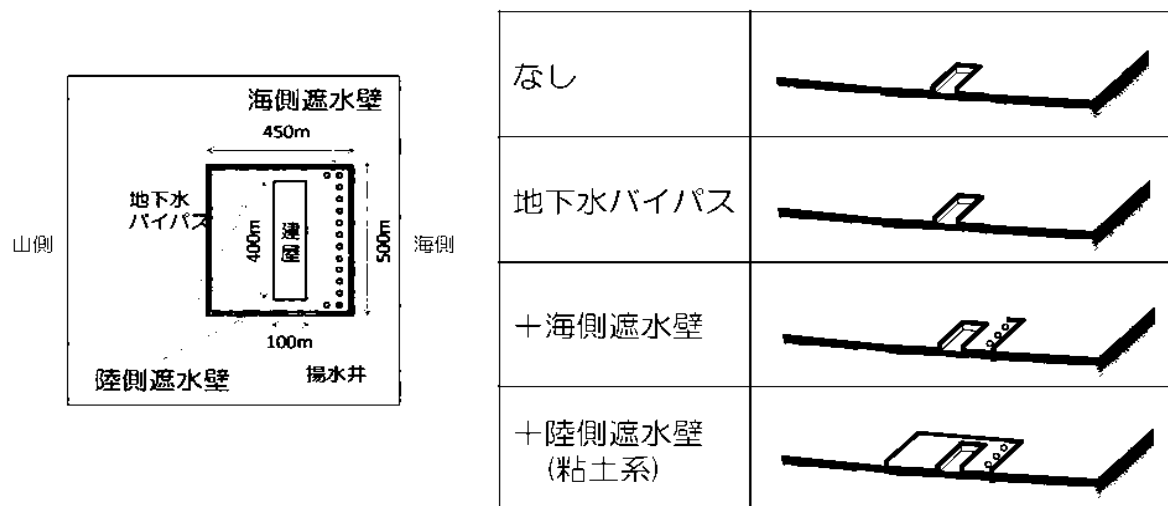
2.1 地下水流入量抑制効果の試算

2.2 水位コントロール方法

4

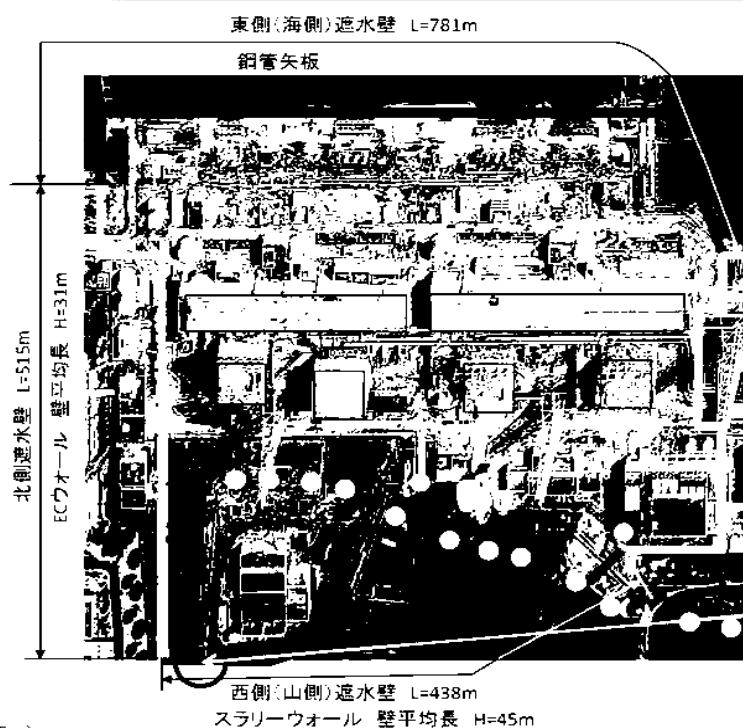
2.1 地下水流入抑制効果試算方法

- 2011年6月当時の情報を基に、対象領域の流れは地層構造に沿うと見なして3次元簡易モデルにより試算
- 現計画（地下水バイパス＋海側遮水壁）に、陸側遮水壁を付加した場合を相対的に比較



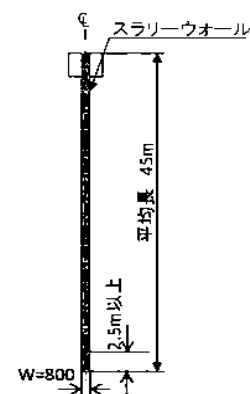
5

2.1 陸側遮水壁の構造



方針

- ・ 電線、配管を回避
- ・ 作業員の被曝低減
- ・ 長大法面は仮設栈橋

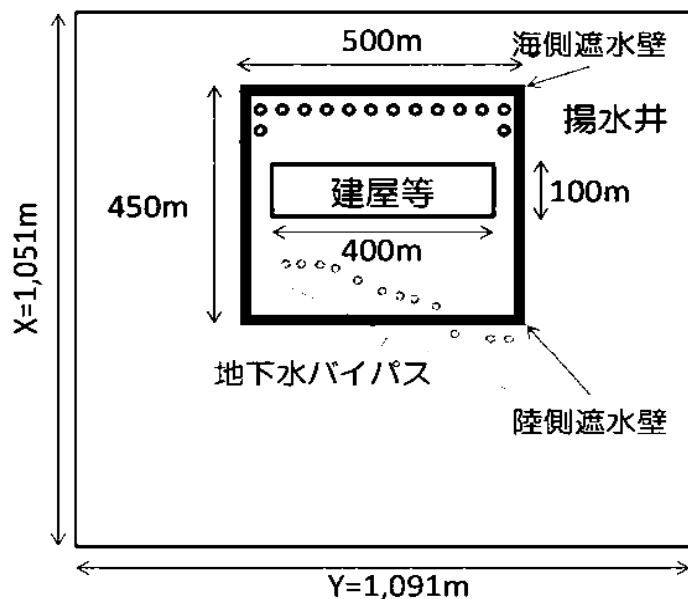


(出典：GeoEye)

6

2.1 遮水壁の簡易モデル化

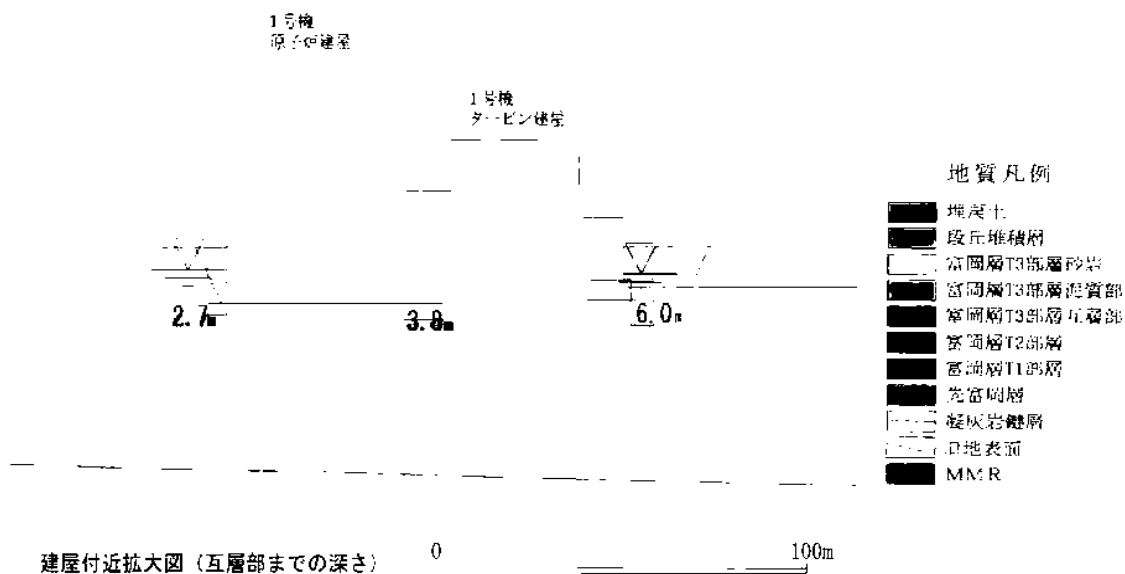
- 遮水壁をほぼ等価な面積の矩形によりモデル化
- 地下水バイパス，海側遮水壁内側での揚水をモデル化



7

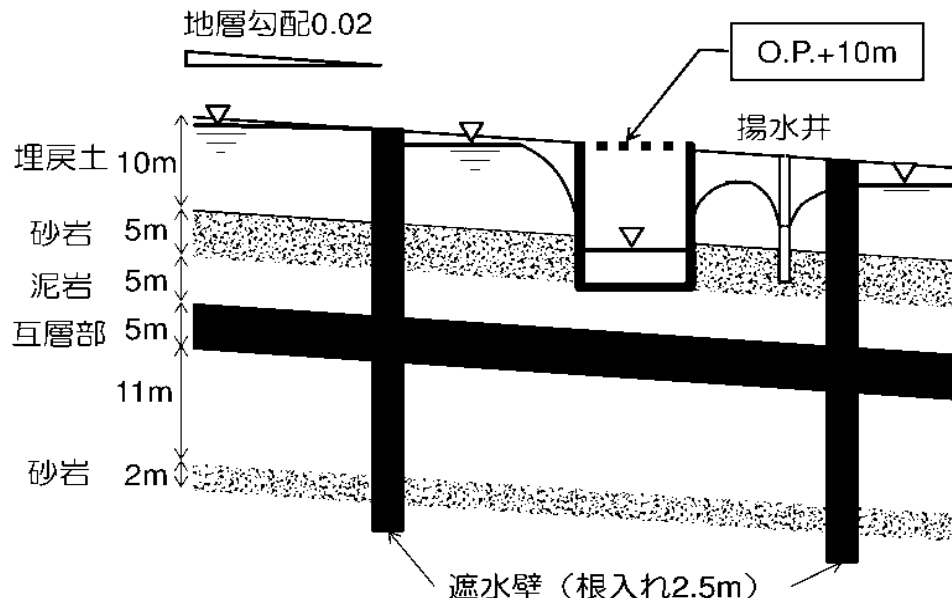
2.1 既往の地質情報

- 南北方向の地質構造は，「平成5年 福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書」に基づいて設定



8

2.1 地質構造のモデル化



9

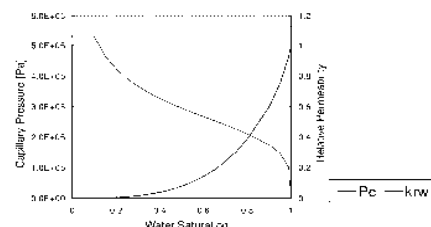
2.1 水理特性の設定

- 既往の情報および室内試験結果（スラリー壁）に基づいて設定
- 建屋壁面は、地下水流入量400m³/dから逸脱しない値に設定

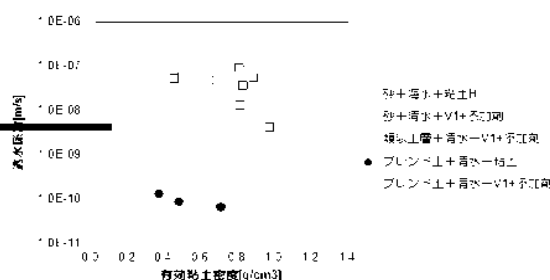
岩盤・遮水壁の透水係数

埋戻土・砂岩	3.0×10^{-5}
泥岩	1.1×10^{-8} 3.0×10^{-8}
互層部	3.0×10^{-5} 1.1×10^{-8}
【海側】 鋼管矢板遮水壁	1.0×10^{-7}
【陸側】 スラリー遮水壁	$1.0 \times 10^{-9} \sim 1.0 \times 10^{-7}$
建屋壁面 (0.5m厚,中空洞)	1.0×10^{-7}

※陸側遮水壁の透水係数はパラメトリックスタディを実施



岩盤・粘土系材料の不飽和特性
(van Genuchtenモデル)



スラリー壁の室内透水試験結果

10

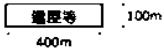
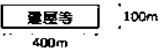
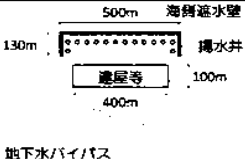
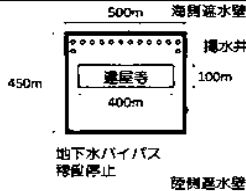
2.1 境界条件の設定

海側境界	O.P.+4mで水位固定	海側遮水壁の位置でO.P.+4mとなるように設定
山側境界	O.P.+20mで水位固定	建屋近傍の地下水位の分布が概ね実測に近づくように設定
南北側境界・ 底面・地表面	不透水境界	南北側の地下水流動は卓越していないこと、深度100m以深の泥岩からの流入は卓越していないと仮定
建屋内側	O.P.+3.0mで水位固定	水位一定と仮定し、O.P.+3.0mより上方は不透水境界と設定

11

2.1 解析ケースの設定

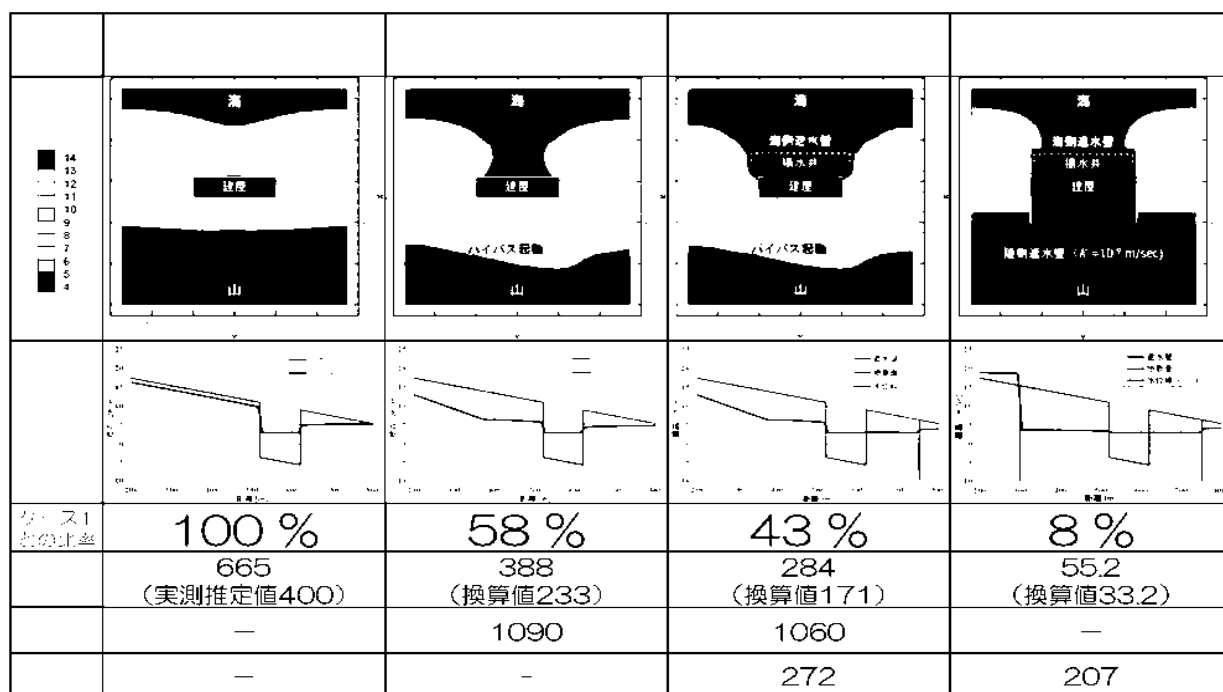
- 現状の対策に沿って4つのケースを設定した。

	なし	地下水バイパス稼働 バイパス位置で O.P.+6mに水位低下	+海側遮水壁+揚水 遮水壁内側を O.P.+3mに水位低下	+陸側遮水壁 地下水バイパス停止 (透水係数 10^{-8} m/s以下)
				

- 陸側遮水壁のケース4に関しては、
遮水壁の透水係数を対象としたパラメトリックスタディを実施し、建屋流入量への感度を確認した。
地下水バイパスを停止した。

12

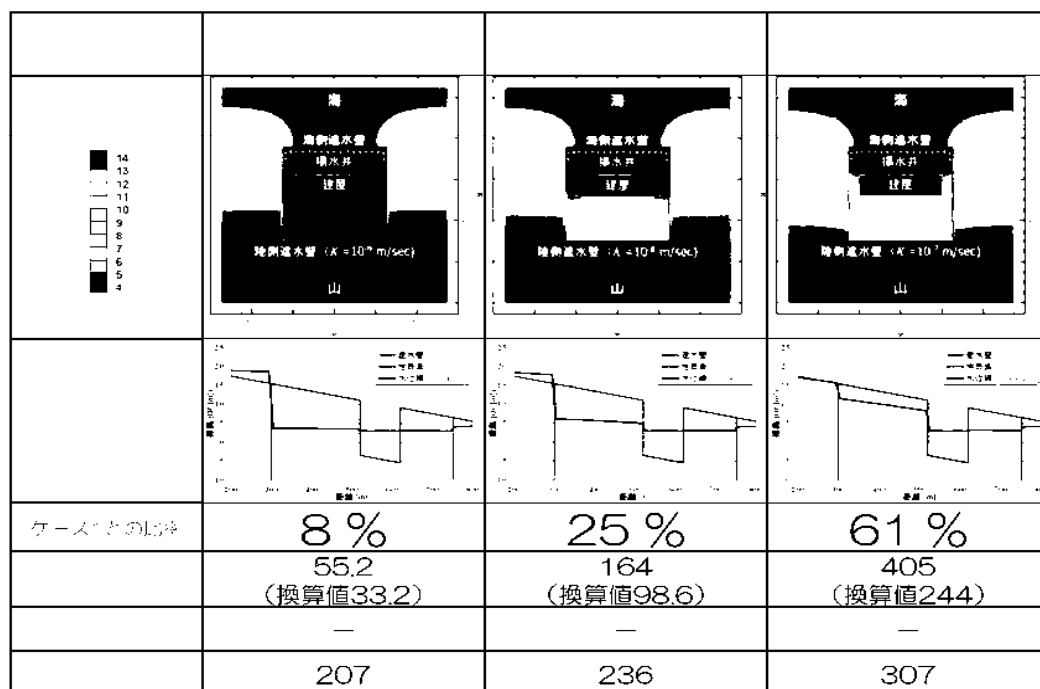
2.1 解析結果(ケース1～4)



* 流入量、揚水量の単位は[m³/day]

13

2.1 解析結果(ケース4のパラスタ)



* 流入量、揚水量の単位は[m³/day]

14

2.1 まとめ

■ 地下水バイパス

建屋内への流入量は対策前の58%まで低減した（実測
400m³/日に対して233m³/日に相当）

■ 海側遮水壁

さらに、建屋内への流入量は対策前の43%まで低減した（実測
400m³/日に対して171m³/日に相当）

■ 陸側遮水壁

建屋内への流入量は、遮水壁の透水係数が10⁻⁷m/sの場合対策
前の61%、10⁻⁸m/sの場合25%、10⁻⁹m/sの場合8%となっ
た（それぞれ244m³/日、98.6m³/日、33.2m³/日に相当）

本解析では、陸側遮水壁の透水係数が10⁻⁸m/s以下の場合、
地下水位が低下し、地下水バイパスの稼働が不要となった。ま
た、海側の水位調整のための揚水量も減少し、全体的に水処理
量が低減する結果となった。

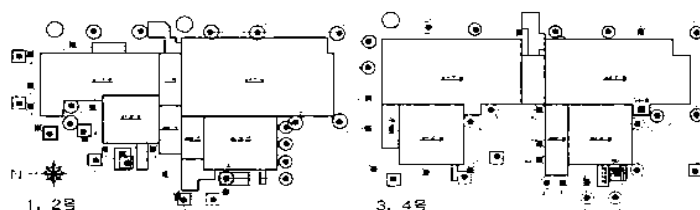
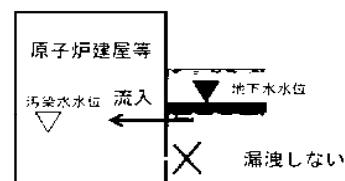
透水係数が10⁻⁹m/sの場合、降雨を考慮していないため、遮水
壁内側の地下水位は建屋内とほぼ同じになった。

15

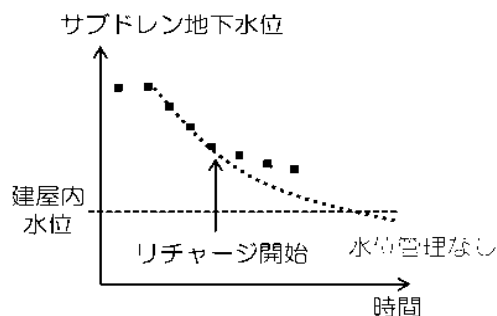
2.2 水位コントロール方法

- 現状、サブドレンの水位を建屋内水位よりも高く保つことによって建屋からの漏洩を防いでいる。

- 地下水流入抑制策により、サブドレンの水位が低下しはじめたら、サブドレンの水位低下が速度が緩やかになるように、一部のサブドレンまたは新設のリチャージ井戸、遮水壁内地下水バイパスから注水を開始し水位管理する（事前注水試験必要）。



○：復旧予定の既設井戸 △：復旧予定の既設井戸 □：新設井戸・増設済
△：復旧予定の既設井戸 △：復旧予定の既設井戸 □：新設井戸・増設済
×：掘削不可の既設井戸



16

【短中期的対策】

3. グラウト注入工法・高圧噴射工法

3.1 施工場所の選定

3.2 施工方法

3.3 想定されるリスク

17



3.1 施工場所の選定

- 旧沢部の流れが卓越する所は、高止水性の高圧噴射工法を採用する
- 他工事との干渉があるため、できる場所から実施し、必ずしも完全には閉合しないこととする。

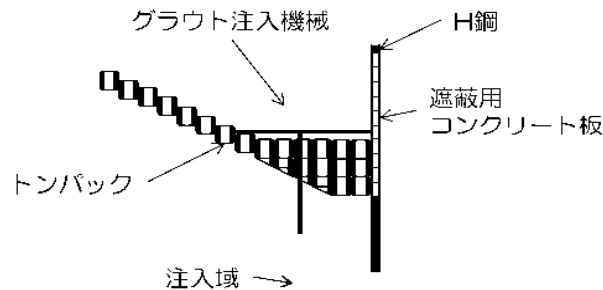
他工事と干渉のある北側道路の省略、南側は道路交差部まで



18

3.2 施工方法

- 他工事との干渉を極力避けるため、法尻部において施工する。
- 高線量物質がある場合は除去（除染）後、トンパックを積み上げて仮設架台を作り、その上から施工する。
- 作業中の被ばく低減のため、法面部にもトンパックを、建屋側はH鋼の間にコンクリート板を設置して遮蔽する。

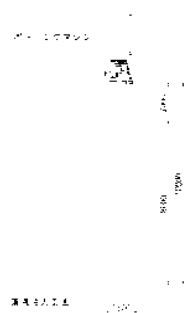


19

3.2 施工方法

- いずれの工法も泥岩～互層上部まで平均深さ約20mとする。

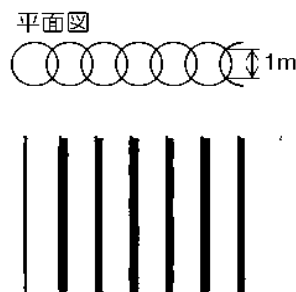
グラウト注入



二重管ダブルパッカー工法により恒久グラウト材を注入

排泥処理不要

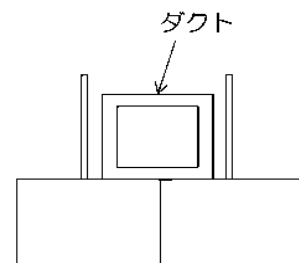
高圧噴射攪拌



φ2mのコラムを柱列状に施工し、幅1m程度の壁を形成

排泥処理が必要

高圧噴射攪拌



ダクトの両側からφ5m程度のコラムを形成

20

3.3 想定されるリスク

グラウト 注入工法	地中埋設物境界 部での注入材の 流出	地盤と地中埋設物の 境界で透水性が高い ため	止水性能の低下	1次注入[ゲルタイムの 短縮]の実施
	注入材の逸走	地下水流れが速い場 所で流されてしまう	止水性能の低下	シートパイル等で地下 水流れを止めてから実 施または瞬結材を使用 [ロッド注入]
高圧噴射 工法	不完全な改良体 の形成	玉石・巨礫がある場 合	止水性能の低下	注入工法に切り替える
グラウト 注入工法 ＋ 高圧噴射 工法	作業員の被ばく	比較的線量の高い台 下の法面近傍で作業 を実施するため	作業員の確保	法面の除染・作業環境 の遮蔽
	他工事との干渉	道路横断時の他工事 車両通行妨害	他工事の工程遅 延	工事間調整、道路回避 ルート・仮設栈橋敷設 等
	地中埋設物の損 壊	施工位置の間違い	廃炉計画に影響	損壊させてはならない 地中埋設物位置の確認

凍土遮水壁による地下水流入抑制案 課題と対応策

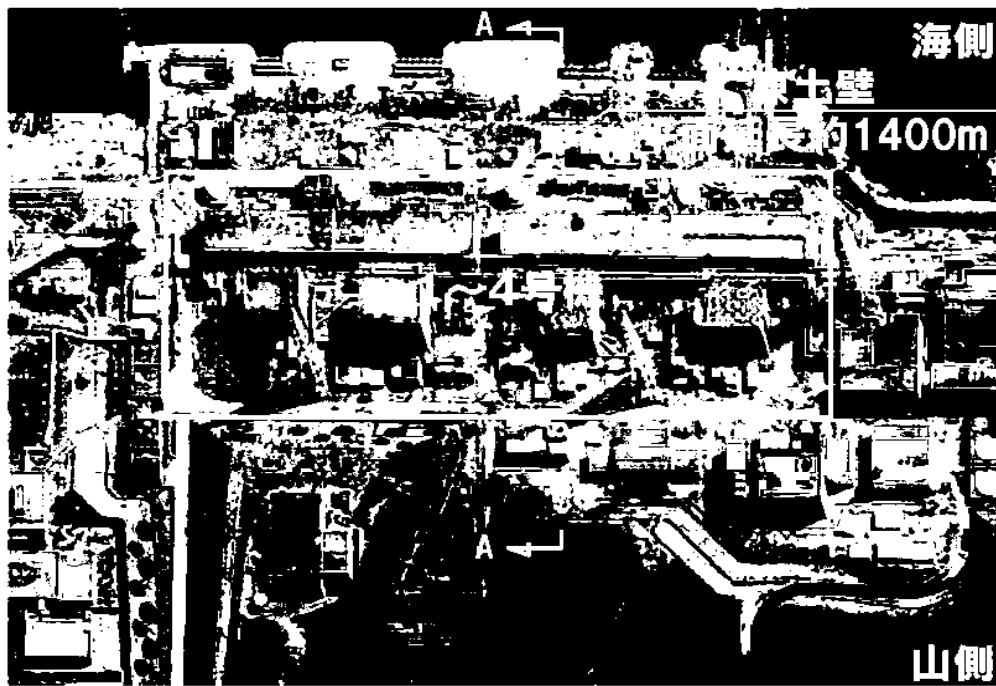
2013.5.16
 **鹿島**

ご 説 明 内 容

- 1. 全体計画**
- 2. 凍土遮水壁施工に関するリスクと影響・対応策**
- 3. 地下水流入抑制量の試算**
- 4. 具体的な計画立案・施工スケジュール**
- 5. 地下水位コントロールの具体的内容**

1. 全体計画(1/2)

平面計画



凍土壁は施工可能な最小規模で閉合

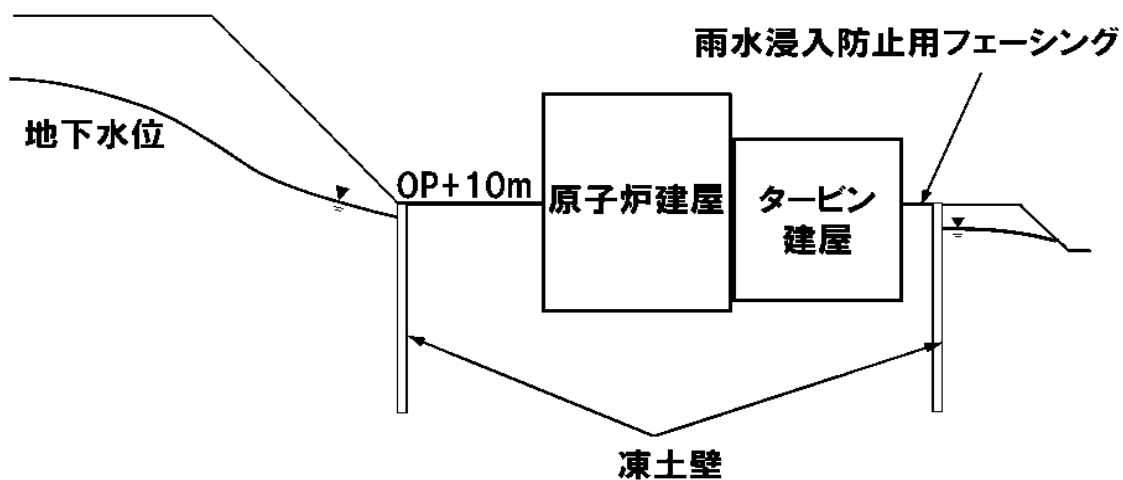
3

2013.5.16 in 鹿島

1. 全体計画(2/2)

断面計画

(A-A断面)



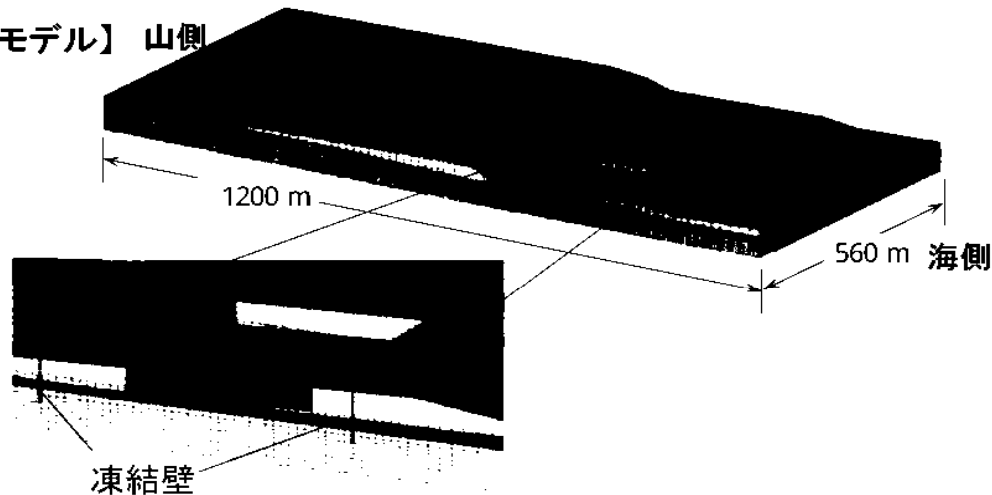
適切な深度まで凍土壁で取り囲み、建屋内に流入する地下水を遮断

3. 地下水流入抑制量の試算(1/2)

①施工後の地下水流入抑制効果の評価(実施中)

目的—水平方向の地下水流の遮断と回り込み、及びそれによる
下からの地下水湧き上がり量の低減効果を確認
⇒3次元定常地下水流動解析を実施

【解析モデル】 山側



5

2013.5.16 in 鹿島

3. 地下水流入抑制量の試算(2/2)

②施工中の地下水挙動(準備中)

目的—閉合区域内の地下水位が滞留水の水位よりも常に高位を保つための条件
確認

⇒3次元非定常地下水流動解析

③施工後の滞留水の拡散による漏洩評価(準備中)

目的—閉合域内の地下水位が安定したのち、滞留水が拡散により建屋外に漏洩する
程度を評価

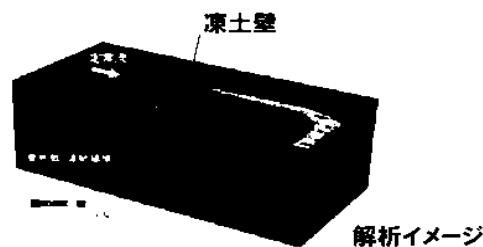
⇒3次元拡散解析もしくは移流分散解析

④閉合中の地下水流れの評価(詳細計画時に実施)

目的—凍土遮蔽壁閉合中の地下水流速を評価し、施工計画、品質管理(测温位置)
計画に反映

⇒3次元熱(凍結)・浸透流速成解析

→凍結領域の進展と地下水位の変化状況をふまえた計画の最適化



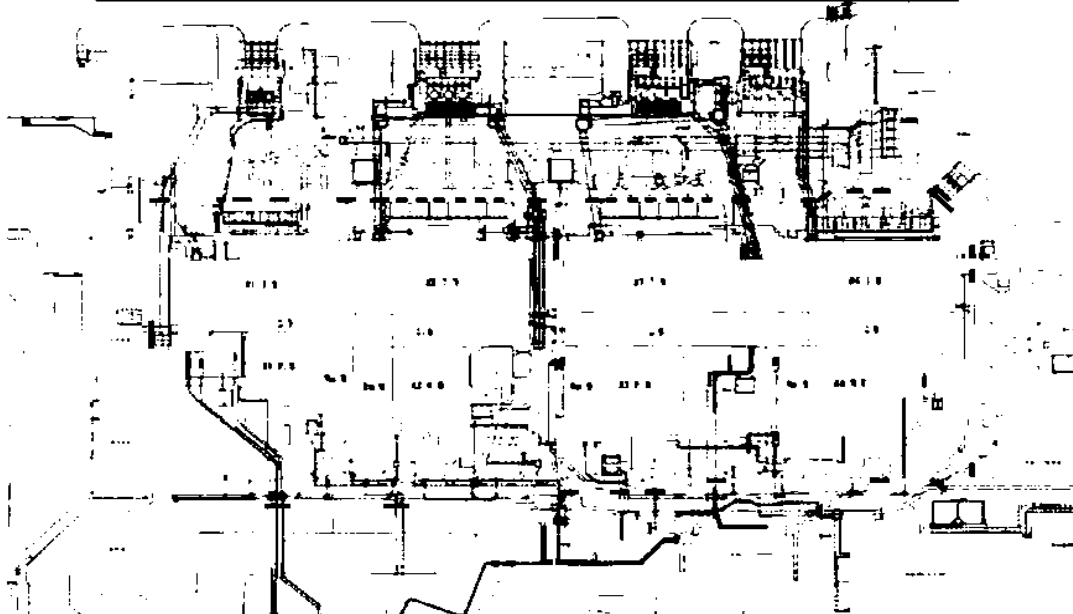
6

2013.5.16 in 鹿島

4. 具体的な計画立案・施工スケジュール(1/6)

埋設物等を考慮した平面計画

一般部(1128m) — トレンチ部(42m)
 埋設管部(一般部に含む) 法面部(230m)



建屋内滞留水の水位(東京電力、H25.4.26)に追記

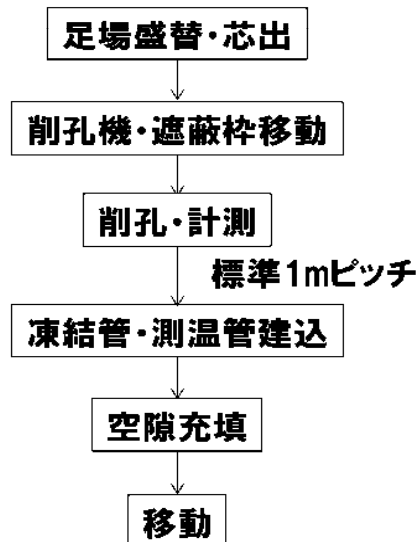
7

2013.5.16 in 鹿島

4. 具体的な計画立案・施工スケジュール(2/6)

施工手順

【一般部】



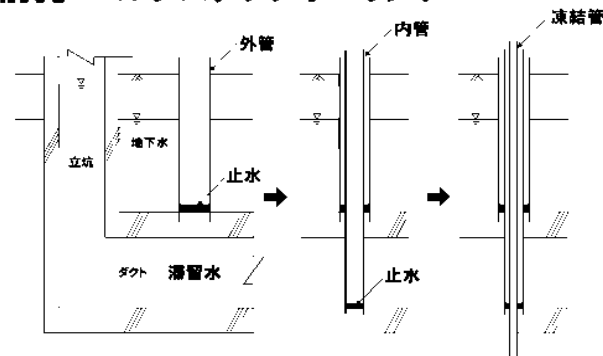
【追加作業】

埋設管部

調査:プラスチックビット使用
削孔ピッチ調整

トレンチ部

削孔:マルチステップボーリング



法面部

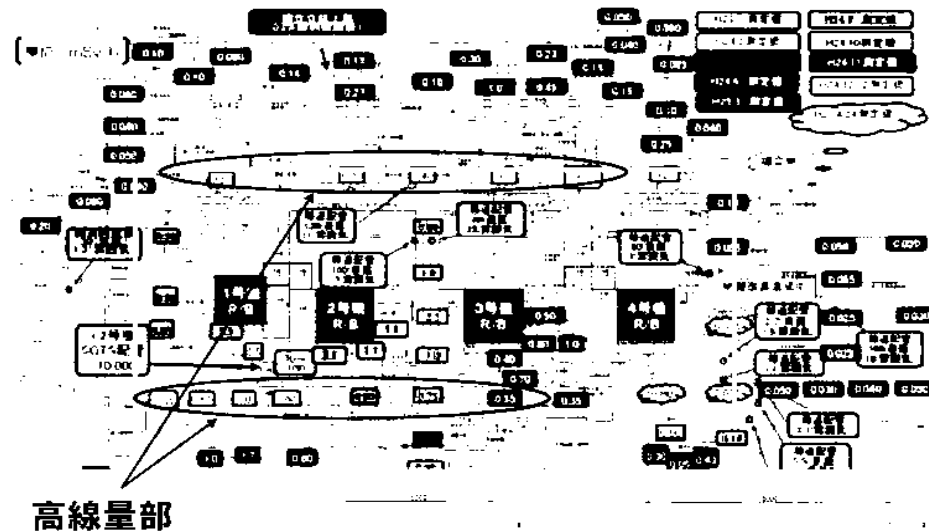
ステージ構築・移動

8

2013.5.16 in 鹿島

4. 具体的な計画立案・施工スケジュール(3/6)

高線量部の施工



削孔機を遮蔽枠で覆い削孔

遮蔽枠
ロータリーパーカッション

9

2013.5.16 in 鹿島

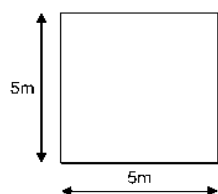
4. 具体的な計画立案・施工スケジュール(4/6)

他作業との作業ヤード調整

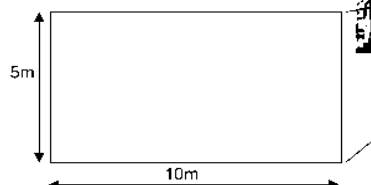
現時点から2014年度における

凍土遮水壁施工ヤード 主な他作業の施工ヤードと凍土遮水壁施工ヤード配置例

1か所あたりの施工ヤード
(削孔中)



主な施工設備: ボーリングマシン



主な施工設備: ロータリーパーカッション
(遮蔽枠つき)



3、4号SFP取り出し関連工事ヤード
道路

1箇所当たりのヤード占有時間: 2日間

他作業との調整を図りながら作業実施

他作業との競合を避けるための、夜間作業も可

10

2013.5.16 in 鹿島

4. 具体的な計画立案・施工スケジュール(5/6)

工程(本施工)

前頁までの条件等を考慮

【その他の工期検討条件】

凍結管・測温管ピッチ：1000mm

削孔設備：20セット

冷凍機：400kW 14ユニット

冷却液温度：-20～-40℃

(延長、凍結管・測温管本数)

一般部(1128m 1241本)

トレンチ部(42m 46本)

法面部(230m 253本)

(ヶ月)

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13～
凍結設備設置													
凍結管・測温管設置													
冷凍機組立													
配管工													
防熱工													
計測設備工													
凍土造成													
冷凍機試運転・凍土造成													
凍土維持運転													

11

2013.5.16 in 鹿島

4. 具体的な計画立案・施工スケジュール(6/6)

工程(調査・実証試験・技術開発)

項目	1	2	3	4	5	6	～	本施工
調査								
埋設物、滞留水、環境(敷鉄板等)	図面・現地							
難透水層の下の透水層の地下水調査								
施工位置における高線量ガレキの有無								
実証項目								
凍土壁造成実証：現地10m程度	計画							
一般部								
トレンチ部								
解析的評価								
施工時の地下水挙動評価								
凍結管・測温管ピッチ位置検討								
施工後の地下水抑制挙動評価								
計画								
施工計画								
技術開発								
遮蔽枠開発・部作業無人化								
凍結管更新方法								
冷却材自動監視システム(量、温度、比重)								
建屋内滞留水位管理システム								
本施工								

12

2013.5.16 in 鹿島

5. 地下水位コントロールの具体的内容(1/6)

【施工中】

凍土壁閉合手順

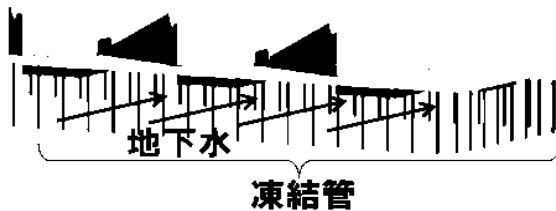
全ての凍結管の建て込みが完了してから、同時に凍土壁造成を開始、短期間に閉合させる。

凍土造成中、建屋内滞留水のポンプアップを継続的に実施。



建屋内滞留水の水位を閉合域内地下水位よりも低く維持。
施工中の滞留水漏洩防止が可能。

凍結管建て込み



同時に凍土遮水壁造成



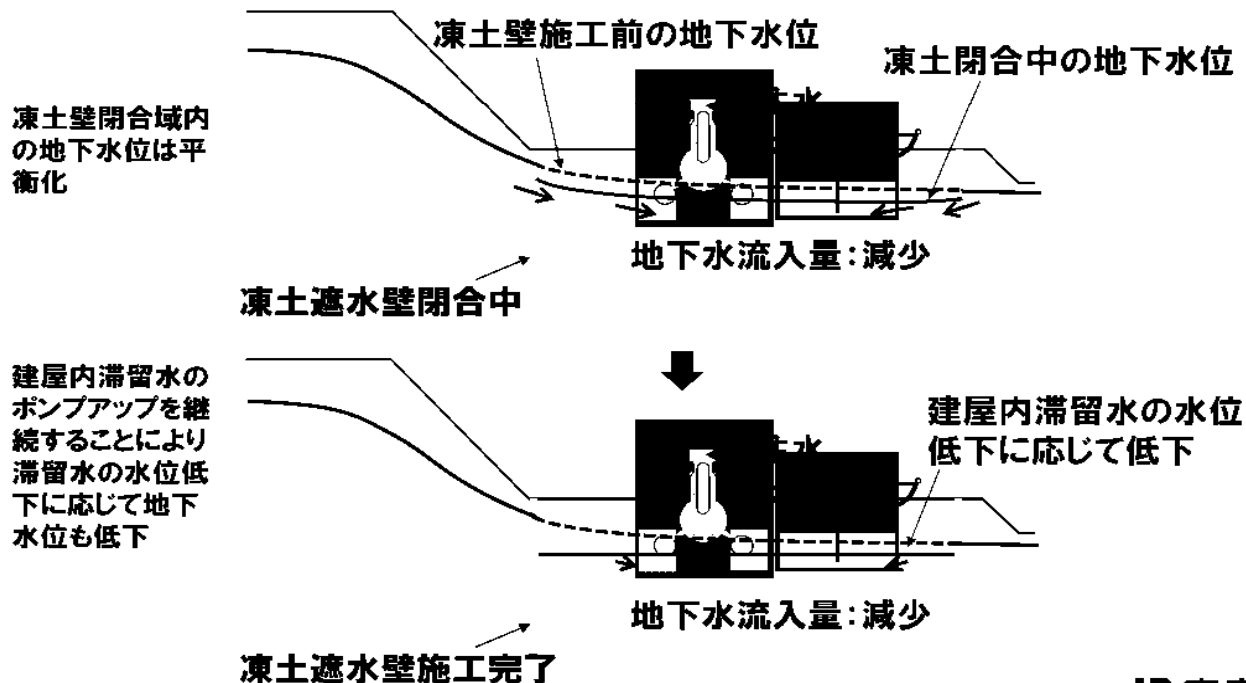
13

2013.5.16 in 鹿島

5. 地下水位コントロールの具体的内容(2/6)

【施工中】

滞留水と地下水の水位



14

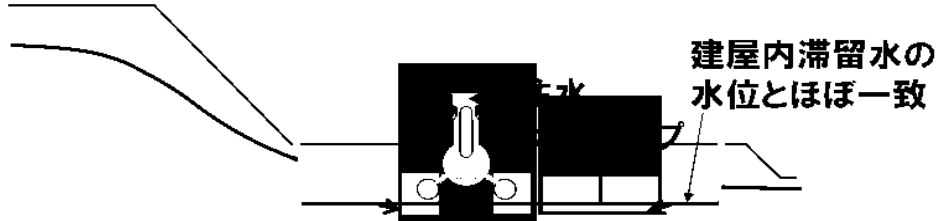
2013.5.16 in 鹿島

5. 地下水位コントロールの具体的内容(3/6)

【施工後】 滞留水と地下水の水位

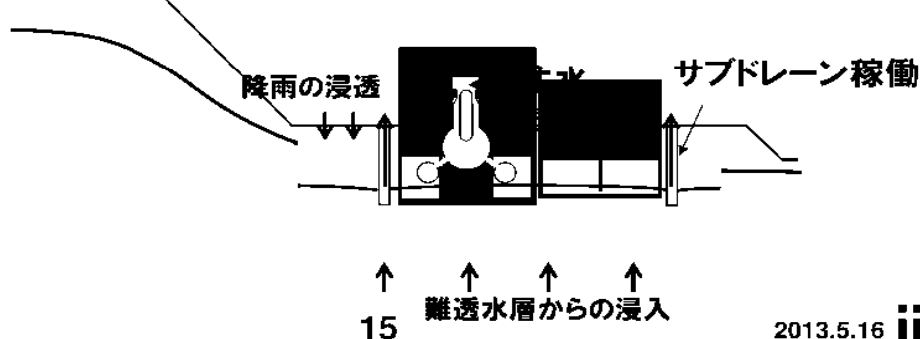
閉合域内への地下水流入量が少ない場合

建屋内滞留水のポンプアップを継続。地下水流向は建屋内部に向かう方向なので滞留水の漏洩は防止できる。



閉合域内への地下水流入がある程度残る場合

難透水層からの浸入、降雨の浸透の影響である程度地下水流入がある場合は、サブドレーンを併用する。

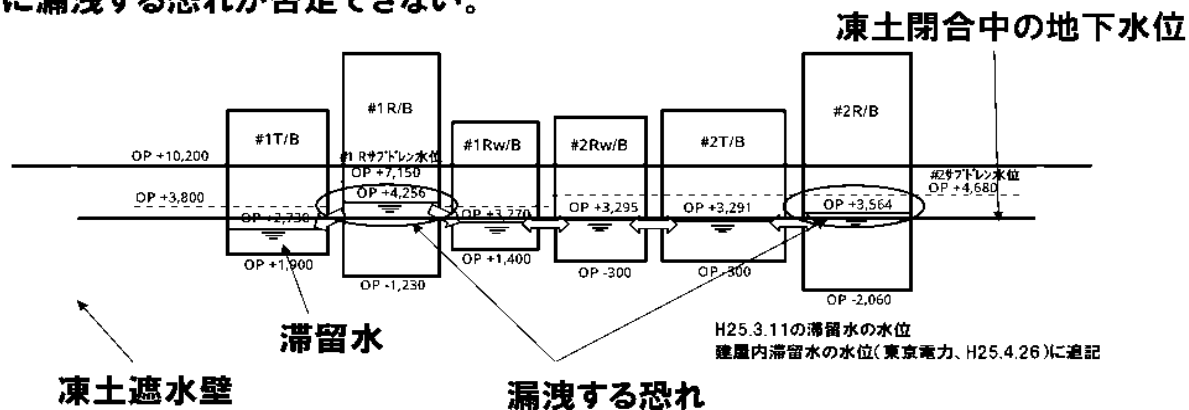


2013.5.16 in 鹿島

5. 地下水位コントロールの具体的内容(4/6)

【施工中】 課題

現状、建屋ごとの滞留水に水位差がある。
 施工中に、建屋ごとの水位差が維持される場合、
 閉合域内の地下水位が高位の滞留水の水位よりも低くなり、滞留水が建屋外に漏洩する恐れが否定できない。

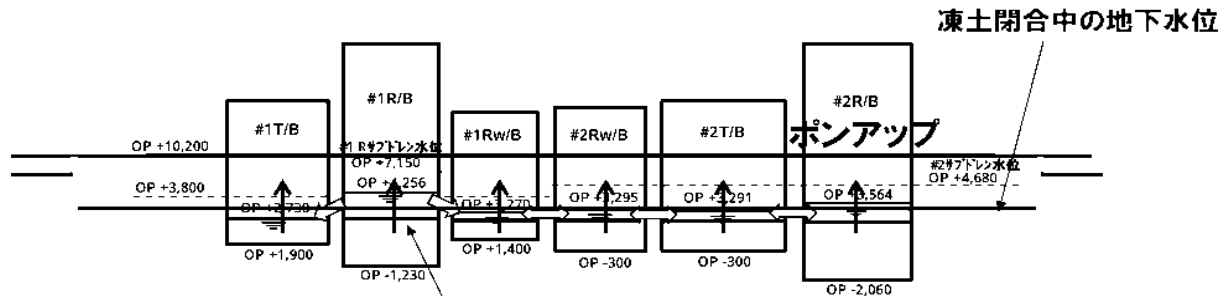


5. 地下水位コントロールの具体的内容(5/6)

【施工中】

対 応 策

全ての建屋にポンプを設置し、滞留水の水位を一元管理する。



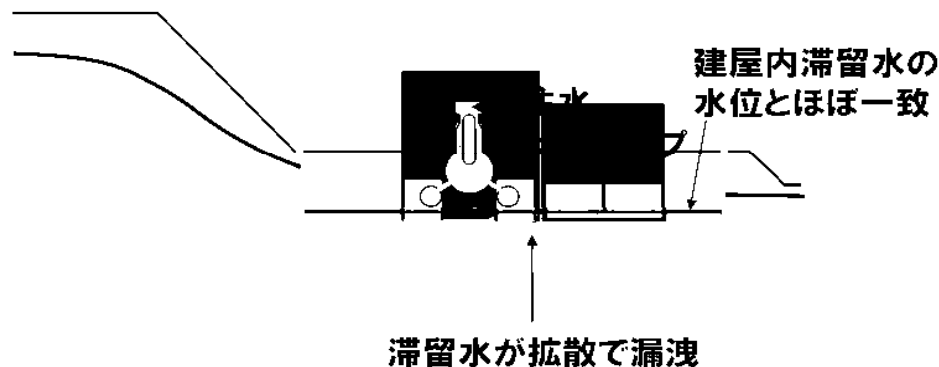
建屋ごとにポンプアップし、滞留水水位を管理

H25.3.11の滞留水の水位
建屋内滞留水の水位(東京電力、H25.4.26)に追記

5. 地下水位コントロールの具体的内容(6/6)

【施工後】



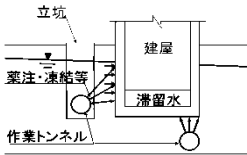
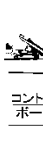
課 題



凍土遮水壁が施工されても、閉合域内には難透水層からの浸入、雨水の浸透によりある程度の地下水が供給される。閉合域内の地下水は建屋内に向かうため、滞留水の漏洩は基本的にはないと考えられる。しかしながら、閉合域内への地下水流入が十分に遮断され、滞留水の水位と地下水位がほぼ一致する場合、滞留水が拡散で建屋外に漏洩する恐れは否定できない。

Ex 拡散による滞留水の移動量: 保守的にみて、10年間で1.5m程度
ドライアップで対応

表-1 建屋内流入抑制対策Ⅰの比較

項目		遮水壁（建屋廻り、OP+10m 概）		凍結止水壁		トンネルから建屋止水		建屋止水	
概念図 (委員会資料より転記)									
		建屋周囲に粘土系遮水壁を設けて、南側遮水壁と一体化することにより、流入抑制を図る案		1号機～4号機を凍土壁で取り囲み、建屋内への地下水流入抑制を図る案		建屋近傍の地下に作業用トンネル（シールドトンネル）を構築し、トンネル内から建屋内へ流入箇所にて止水対策（薬注・凍結等）を行う案		放射線トンネル内から建屋内へ流入箇所にて止水対策（薬注・凍結等）を行う案	
流入抑制効果	雨水浸透	○	（備考欄参照）	△	（備考欄参照）	◎	カバリング等で対応可能	△	放射線トンネル内から建屋内へ流入箇所にて止水対策（薬注・凍結等）を行う案
	水浸透	○		○		○			
	底部浸透	○		○		○			
遮水壁内への漏水処理	△	処理等が必要	△	同左	○	建屋近傍のため湧水はほとんど生じない	○	同左	
放射線影響	△	建屋廻りでは影響大	△	同左	○	トンネル内作業のため影響は小さい	△	建屋廻りでは影響大	
他の工事との干渉	△	調整が必要 ・地中埋設物への対応	△	同左 ・地中埋設物への対応 ・凍結止水の成立目（凍結するか？） ・薬材管理が必要	◎	地下作業のため干渉はほとんどない	△	調整が必要 ・薬剤の ・同左 ・掘削機への影響 （建屋廻り新設構造物基礎等） ・薬剤の建屋内流入時の水処理設備への影響 ・掘削機土の処理・処分	
その他の課題									
備考		[計算条件]		[遮水壁内への雨水・地下水浸透量の概略計算]		[トンネルから建屋止水]		遮水壁	
		・遮水壁内面積：A=200,000(m ²) ・遮水壁延長：L=2,000(m) ・遮水壁有効厚：D=5(m) ・遮水壁高さ：H=0.5(m) ・遮水壁透水係数：kw=1×10 ⁻⁹ (cm/s)		・降水強度：i=1,000 (mm/y) ・流出係数：f=0.9 ・遮水壁内外水位差：△h1=1.5(m)(平均) ・底部泥岩層水頭差：△h2=2.0(m) ・底部泥岩層透水係数：ke=1×10 ⁻⁹ (cm/s) ・底部泥岩層厚さ：t2=3(m)		・雨水浸透量：Q ₁ = 88(m ³ /d) ・水浸透量：Q ₂ = 26(m ³ /d) ・凍結止水壁の場合、透水係数=0のため Q ₂ =0 ・底層浸透量：Q ₃ = 115(m ³ /d) ・浸透量合計：ΣQ=229(m ³ /d)		水平浸透 (26m ³ /d)	



グラベル連続壁による地下水流入抑制案

【恒久対策として遮水壁への転用可能案】

2013 05 16

株式会社 安藤・間

提案のポイント

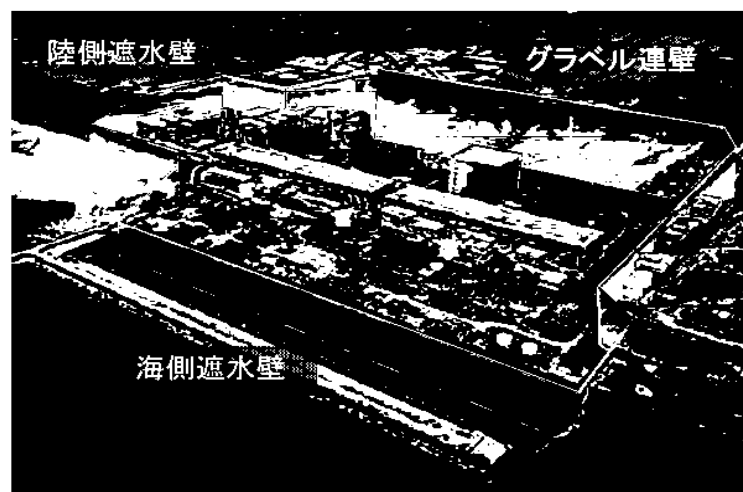


●福島第一原発が抱える課題（汚染水関連）

1. 増大する汚染水の貯蔵容量確保
2. 建屋からの汚染水漏洩リスクの低減
3. 汚染水総量の低減（R/B、T/B等への流入地下水の低減）

●提案の特徴

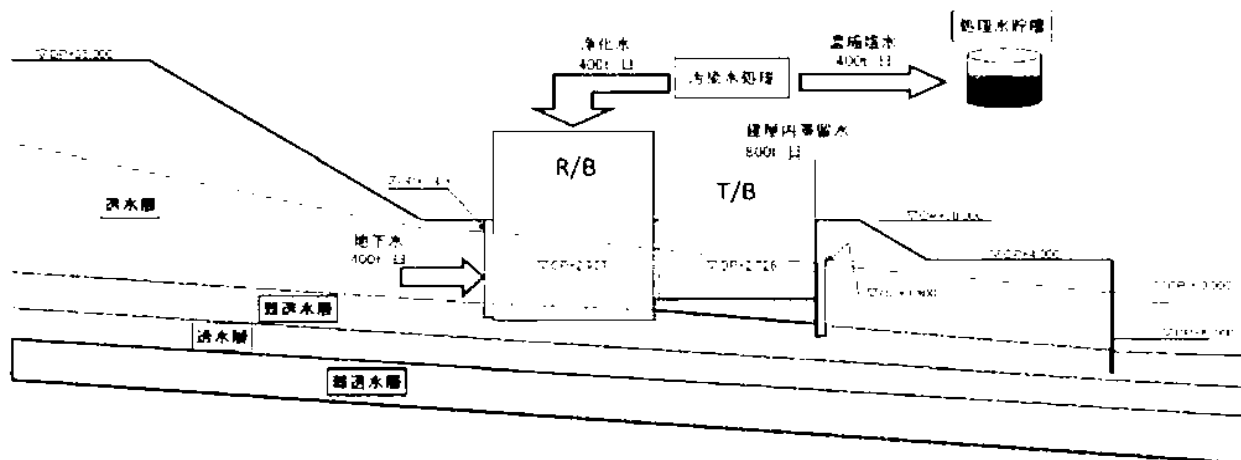
1. 碎石で充填されるグラベル連続壁を構築し、建屋周囲に向かう地下水を大きく低減
2. グラベル連続壁は遮水壁と連結し、建屋周囲の地下水面を平坦にしてコントロール
3. 施工中の地下水位変動防止
4. 最後は、セメントミルク等をグラベル連続壁に注入し、遮水壁に変換



1-1現状の整理



地下水は敷地陸側から海に向かい流れており、一部が浸透した雨水とともに建屋に流入している。建屋に流入している地下水は400m³/日と想定されている。建屋内汚染水を漏洩させないため地下水位を常に高く保持する水封じの対策がとられている。



2

1-2 汚染水総量低減・漏洩対策の整理



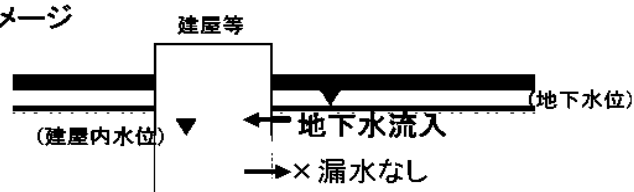
●建屋内への流入水を食い止めるための手段

建屋躯体の止水	地下部で建屋に接続する配管、ダクト隙間の充填
サブドレンの稼働	建屋周囲の水位を下げる
建屋近傍からの止水	建屋周囲に止水材を注入する
建屋内部のコンクリート充填	建屋内部にコンクリートを充填する
遮水壁の構築	地下水の総量を抑制する ⇒着目

●建屋内から滞留水を流出させないための手段

水封じ	建屋内水位より地下水位を高く保つ ⇒着目
開口部の封鎖	建屋周囲開口部に角落とし等を設置

水封じのイメージ



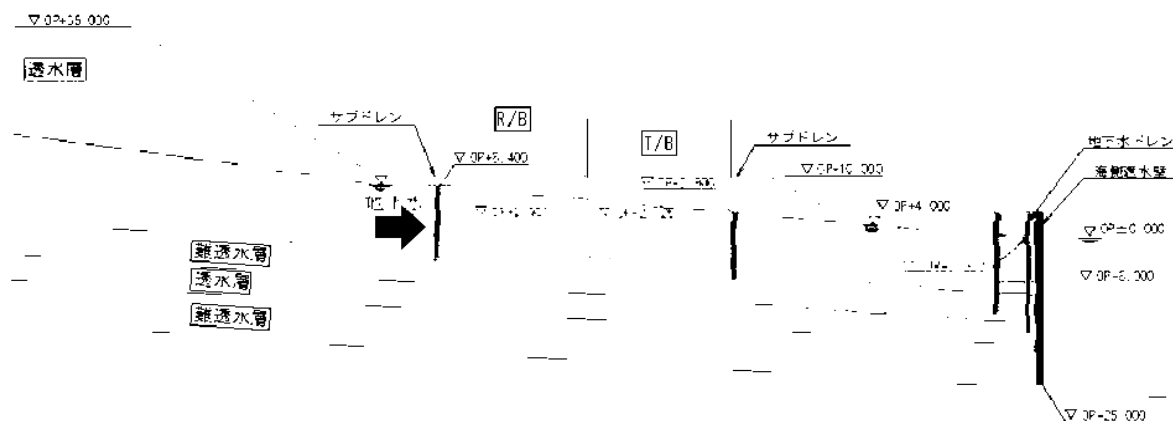
3

1-3 最終到達点へのプロセス(1)



(1) 現況

建屋内への地下水流入量 推定 400m³/日



(海側遮水壁は現在施工中)

Copyright © 2017 株式会社 日本道路公団

4

1-4 最終到達点へのプロセス(2)

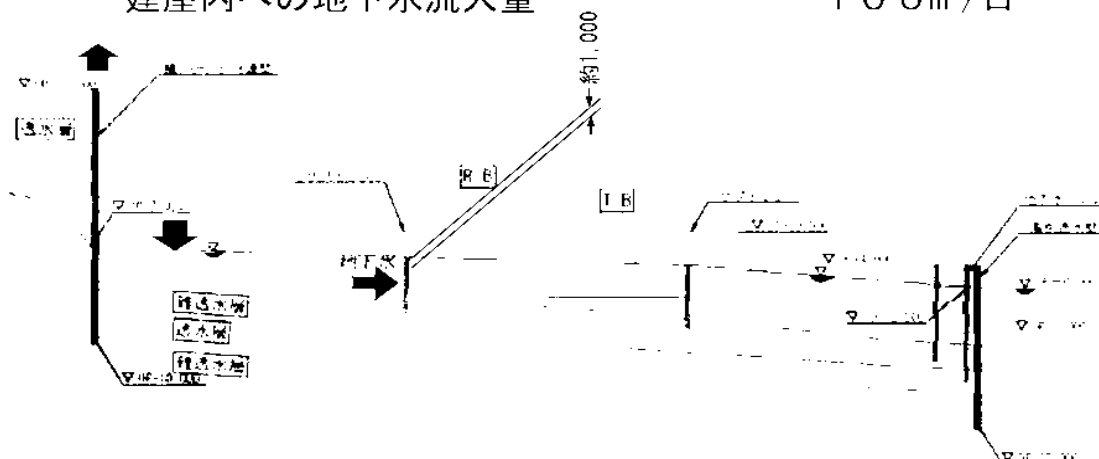


(2) グラベル連壁施工・同連壁内の水中ポンプ稼働

⇒建屋周囲にある地下水位低下

グラベル連続壁からの地下水揚水量 1000m³/日以上

建屋内への地下水流入量 100m³/日



Copyright © 2017 株式会社 日本道路公団

5

1-5 最終到達点へのプロセス(3)



(3) 建屋内汚染水位の低下と地下水位低下を徐々に行う

グラベル連続壁からの地下水揚水量 1000m³/日

建屋内への地下水流入量 100m³/日（維持）

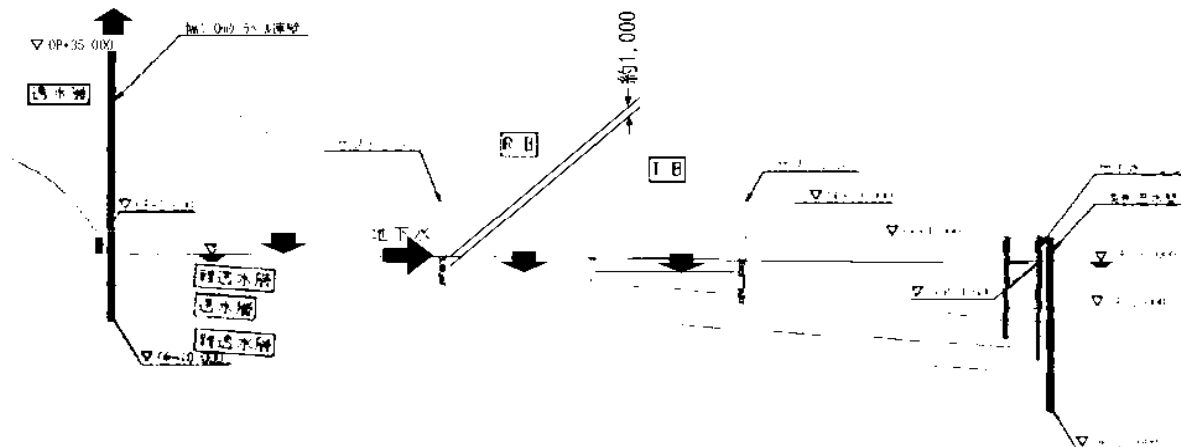


図1-15 最終到達点へのプロセス(3)

6

1-6 最終到達点のイメージ



(4) 建屋内汚染水を排出、サブドレンの稼働

⇒その後、グラベル連続壁へのセメントミルク注入実施
(遮水壁への転換)

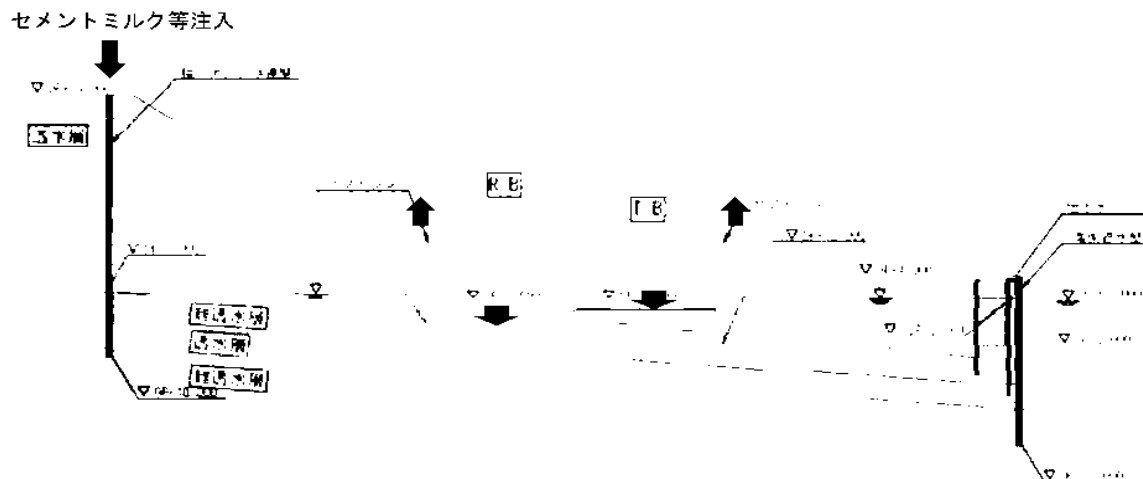


図1-16 最終到達点のイメージ

7

2-1 グラベル連続壁



●システム概念

(1) 建屋内汚染水除去段階

R/B、T/B周囲をグラベル連続壁で囲い、発電所西側から流入する地下水を面で捉えてポンプ等で強制排水する。グラベル連壁内に設置するポンプ高さを変えることで下流側地下水位を調節する。地下水を面で捉えているため、比較的均一な高さの地下水位面を保持する。



地下水位のイメージ

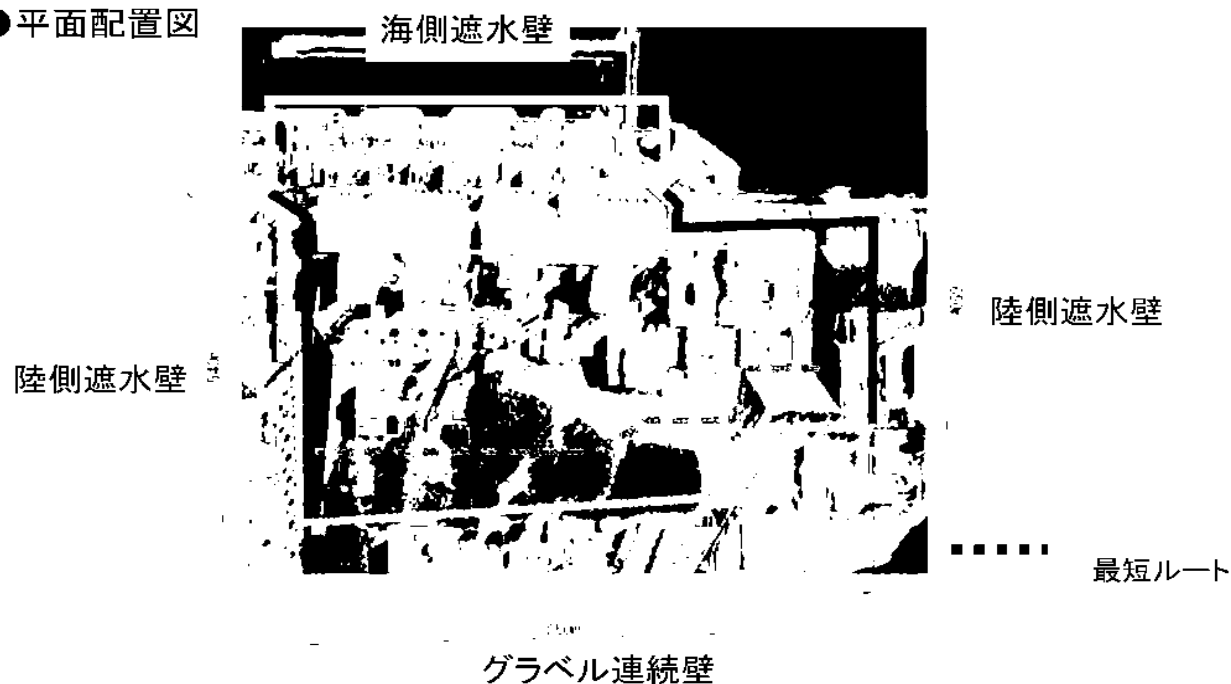
(2) 最終段階

グラベル連続壁内にセメントミルク等を注入して、遮水壁に転換する。

2-2 グラベル連壁・遮水壁の平面配置



●平面配置図

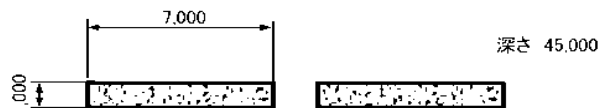


2-3 グラベル連続壁の施工方法



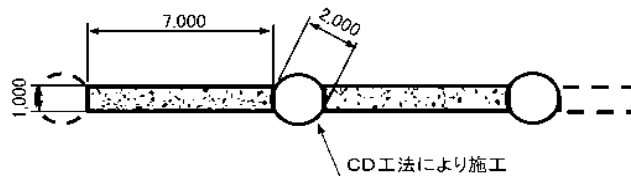
施工方法

(1) 連壁機械による施工

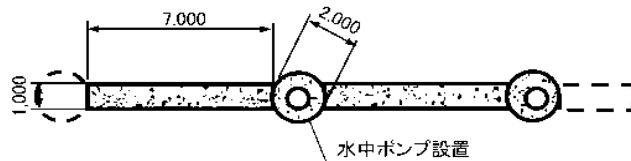


連壁の施工イメージ

(2) CD工法による施工



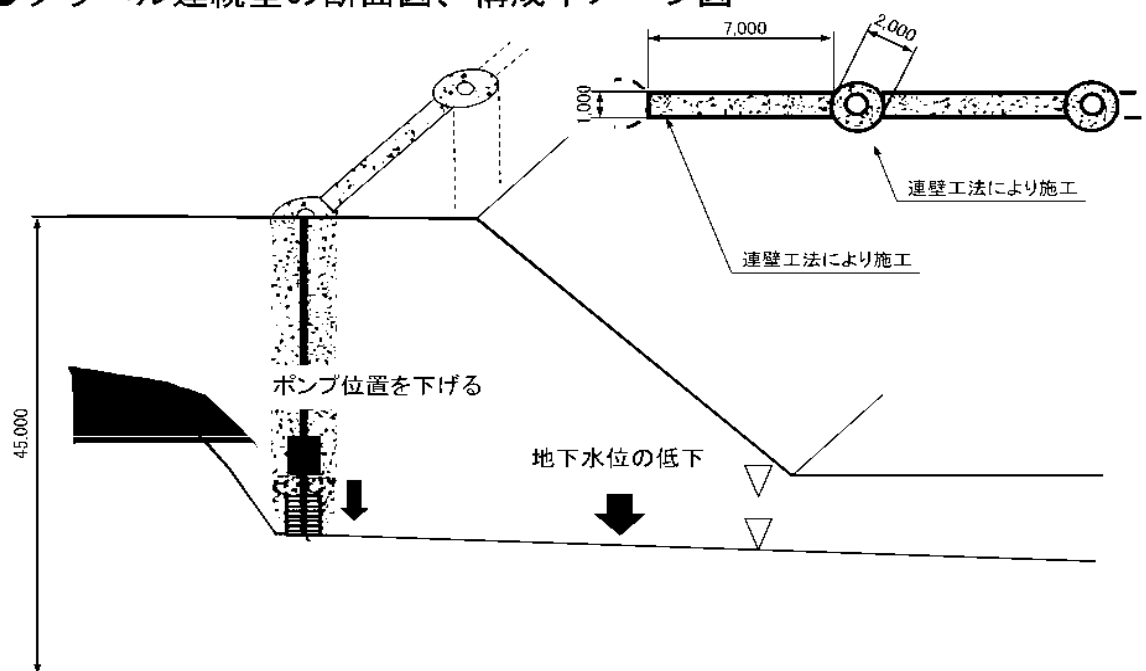
(3) 水中ポンプ設置



2-4 グラベル連続壁の断面図



●グラベル連続壁の断面図、構成イメージ図



2-5 グラベル連壁の遮水壁転用

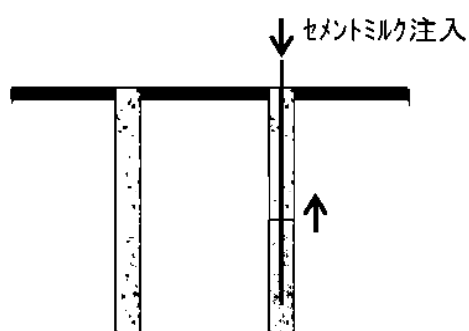


遮水壁への転用

グラベル連続壁は地下水位調整の機能が不要になった時点で、その内部にセメントミルク等を注入することで恒久的な遮水壁に変換できる。



注入イメージ

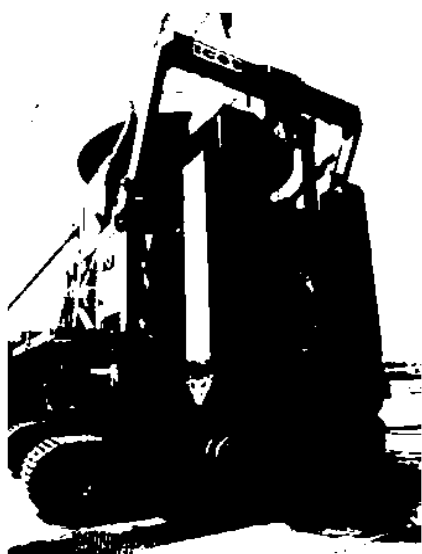


グラベル連壁注入イメージ

2-6 グラベル連続壁施工機械



施工方法の紹介



連壁部の施工機械



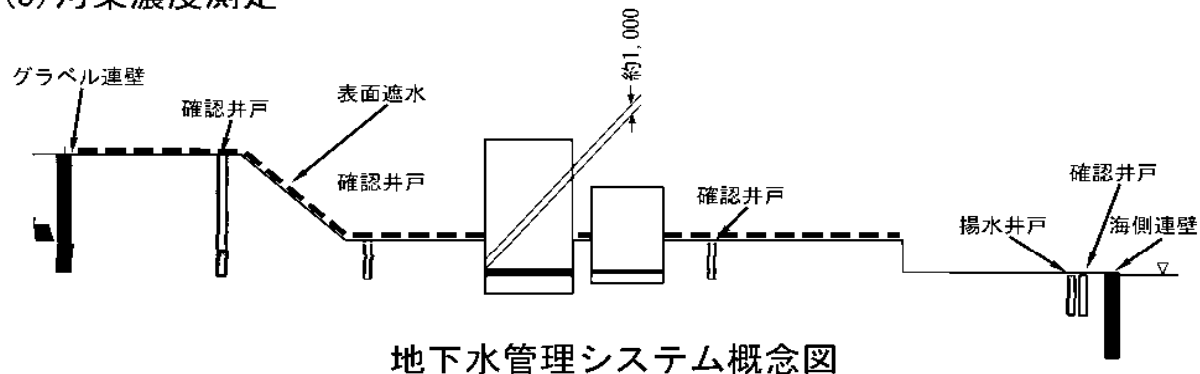
円形部の施工機械（C D工法）

4-1 地下水位管理



●地下水位管理システム

- (1) 観測井戸内の水位測定によりグラベル連続壁内のポンプ高さを管理
- (2) 海面水位より少し地下水を下げるための揚水量管理
- (3) 汚染濃度測定

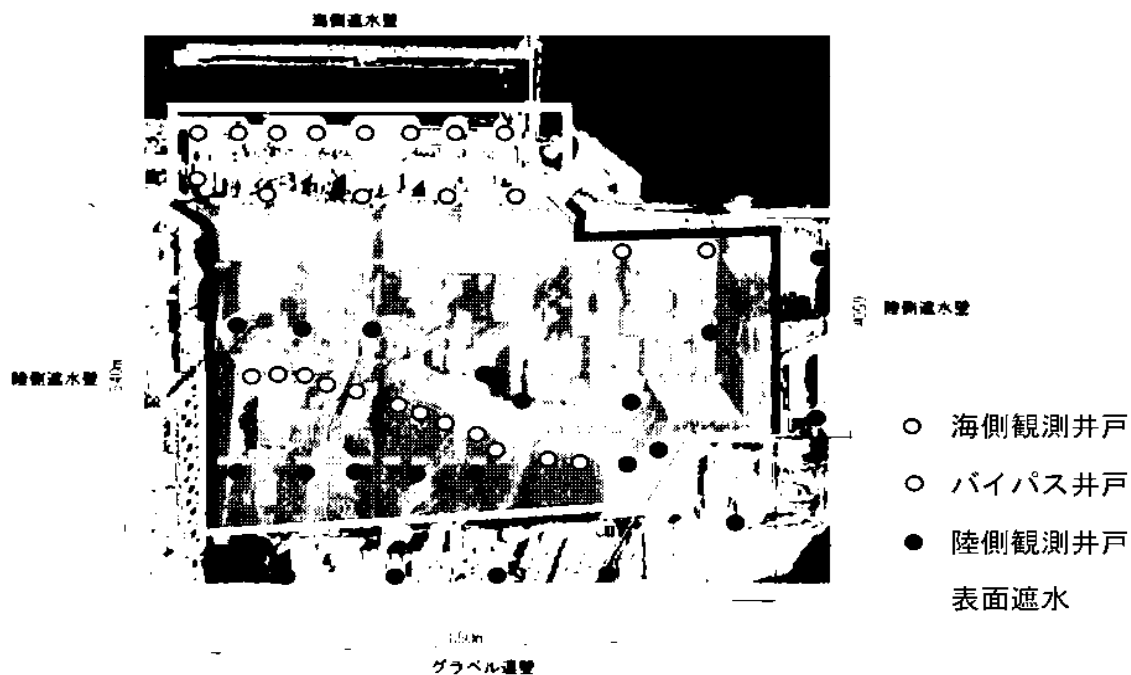


建屋周囲の敷地には表面遮水を施し、雨水の浸透を防止する。

4-2 地下水位管理概念図



地下水管理システム施設配置イメージ図



6 施工上の課題



■工程調整

他工事との競合・干渉、埋設物移設・切り回し

■施工効率

高線量対策、暑さ対策、作業員確保、資機材確保

■地下水管理

地下水監視システム、予測システム、排水管理、濃度測定

■残土処分

仮置き場所

19

7 まとめ



本工法は、地下水を連壁という面で捉えるため、地層構成に影響されることなく建屋周囲の地下水位を低下できる方法である。その地下水面はなだらかな平面となり、すべての建屋内汚染水の水位より高く維持できる。

グラベル連続壁施工中は、ある一定の地下水が流下しているので、地下水位の急激な変動は生じない。総合的にみて、廃炉に向けた建屋内汚染水排除工程での、建屋からの漏洩リスクを低減する工法である。

地下水位制御の必要がなくなった時点で、グラベル連続壁は恒久的な遮水壁に変換する。

本工事は、あらゆるリスクを想定して事前に上流側地下水・地盤の調査及び実証実験を行う等の慎重な計画立案を行うことが重要である。

20

汚染水に関わる現場進捗状況

平成26年5月19日

東京電力株式会社



東京電力

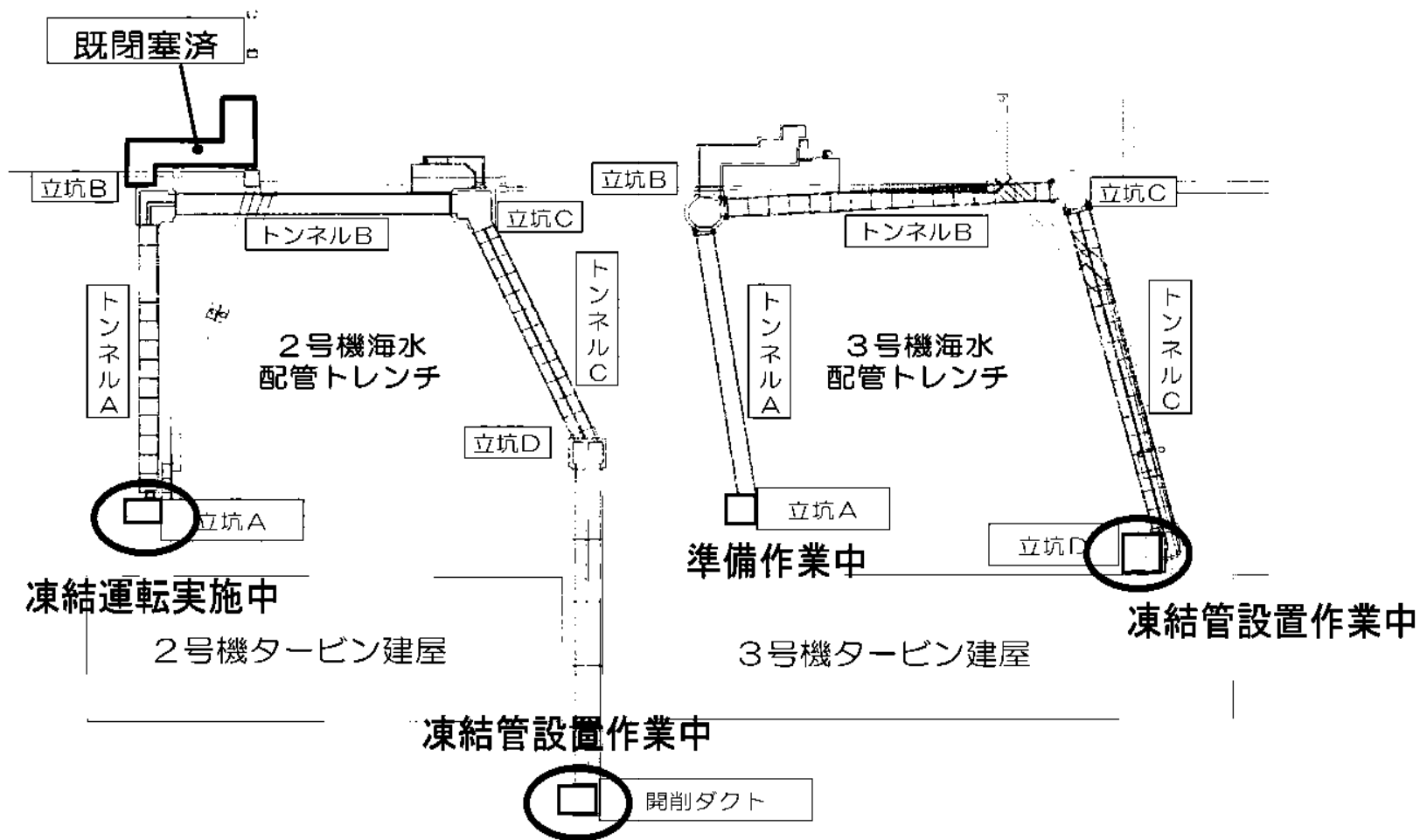
資料目次

- (1) 緊急対策の進捗および計画
(2・3号機海水配管トレンチ・護岸エリア対策)
- (2) 地下水バイパスの分析結果について
- (3) 港湾内・外および地下水の分析結果について
- (4) 南北放水口付近の海水中セシウム濃度の
上昇について
- (5) 多核種除去設備の状況報告
- (6) 弁銘板設置状況について
- (7) 3号機主蒸気隔離弁（MSIV）室内調査結果

(1) 緊急対策の進捗および計画
(2・3号機海水配管トレンチ・護岸エリア対策)

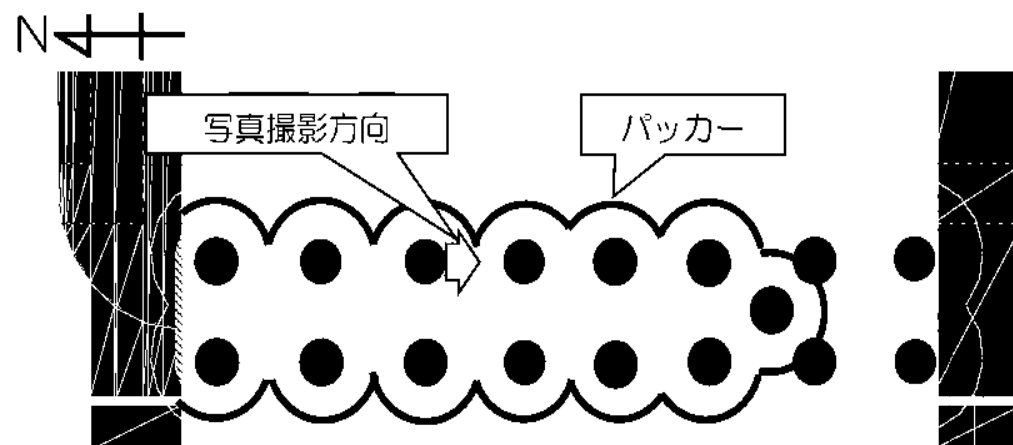
2・3号機海水配管トレンチ建屋接続部止水工事進捗状況（平成26年5月14日現在）

- 2号機立坑A：凍結運転実施中（4月28日より全凍結管について運転中）
- 2号機開削ダクト・3号機立坑D：削孔，凍結管設置作業中
- 3号機立坑A：ヤード整備など準備作業中

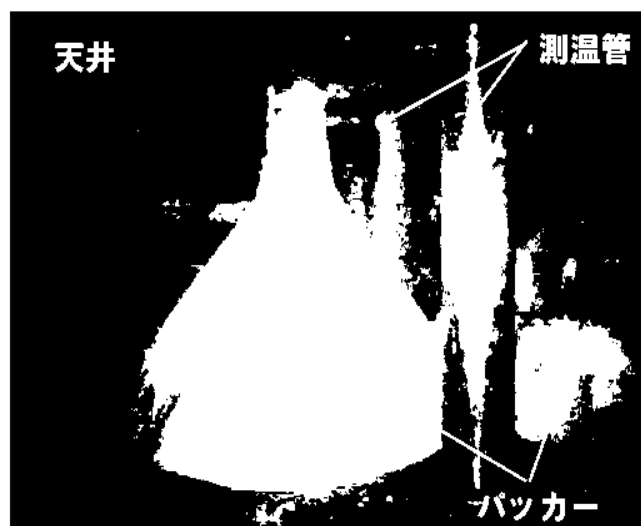


2号機海水配管トレンチ(主トレンチ) 2号機立坑A施工状況

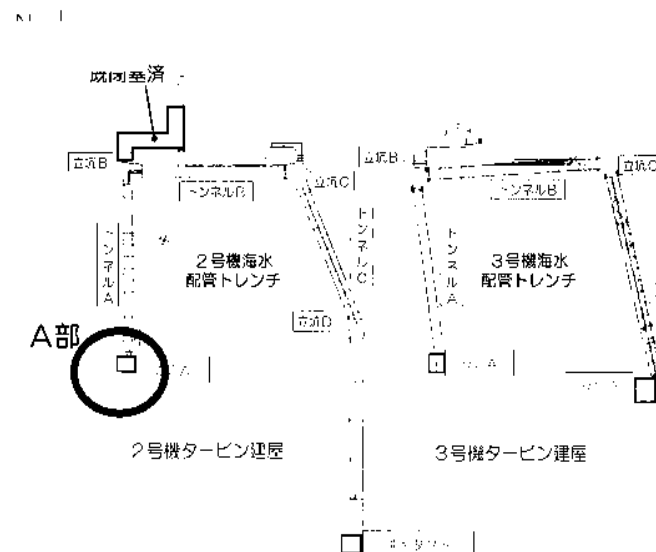
【A部平面図（凍結運転状況）】(H26. 5. 14時点)



T/B



KEYPLAN



H26. 5. 14現在

：測温管設置 8本

●：凍結運転開始 17本

作業実施状況

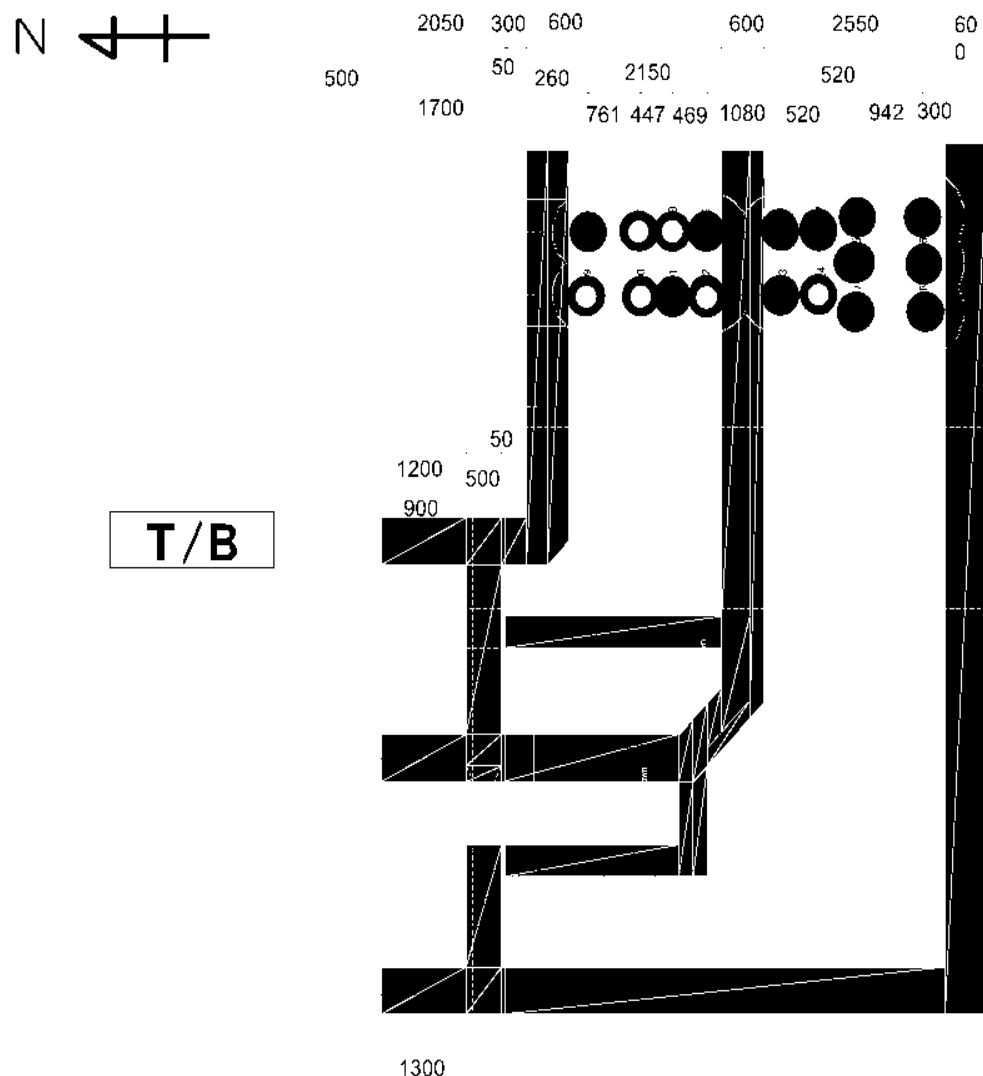
- ・ H26. 4. 18 凍結管・測温管の削孔完了
- ・ H26. 4. 26 凍結管・パッカーの設置完了
- ・ H26. 4. 28より全凍結管にて凍結運転開始

凍結状況

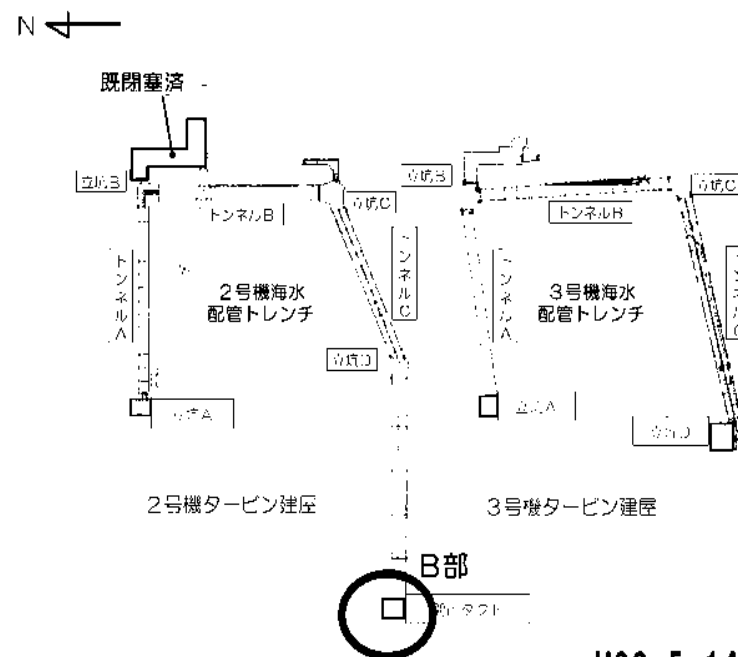
トレンチ最下部の温度は-10度~-20度程度に低下。
(5月14日現在)

2号機海水配管トレンチ（主トレンチ） 2号機開削ダクト施工状況

【B部平面図（削孔状況）】(H26. 5. 14時点)



KEY PLAN



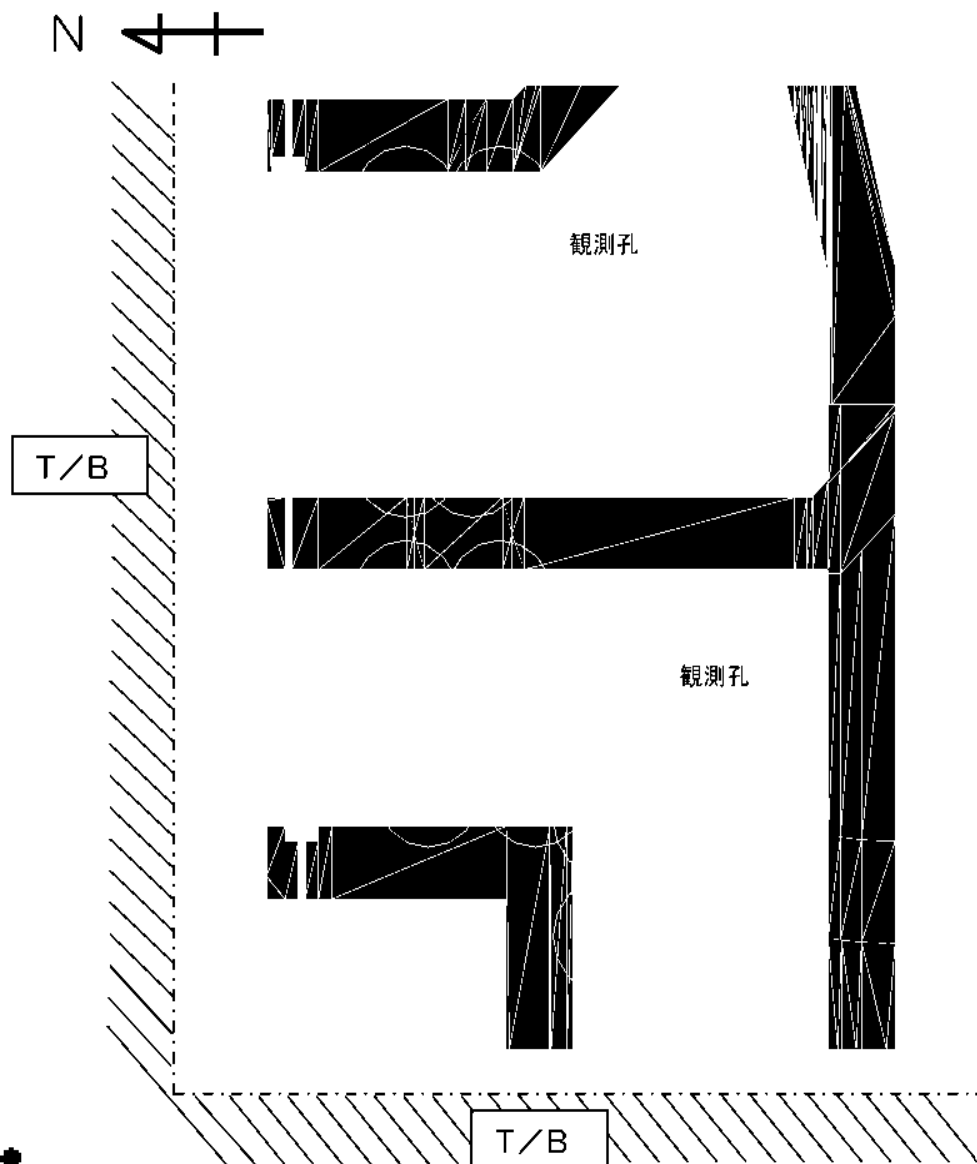
H26. 5. 14現在

削孔計画	削孔済	
○	○ : 凍結管 (外管)	18 / 18
	● : 凍結管 (内管)	12 / 18
	: 測温管 (外管)	6 / 6
	: 測温管 (内管)	6 / 6
	内管削孔済 合計	18 / 24

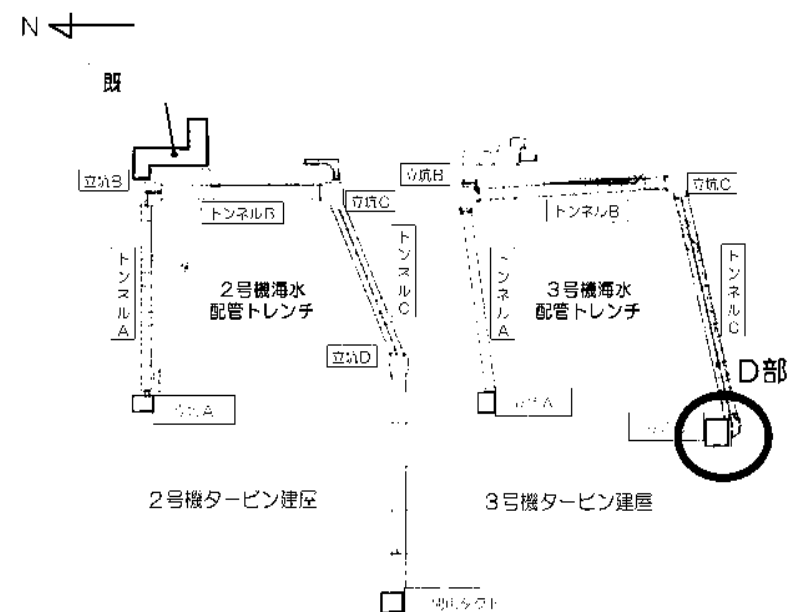
※ 6月上旬 凍結開始予定

3号機海水配管トレンチ（主トレンチ） 3号機立坑D施工状況

【D部平面図（削孔状況）】(H26. 5. 14時点)



KEY PLAN

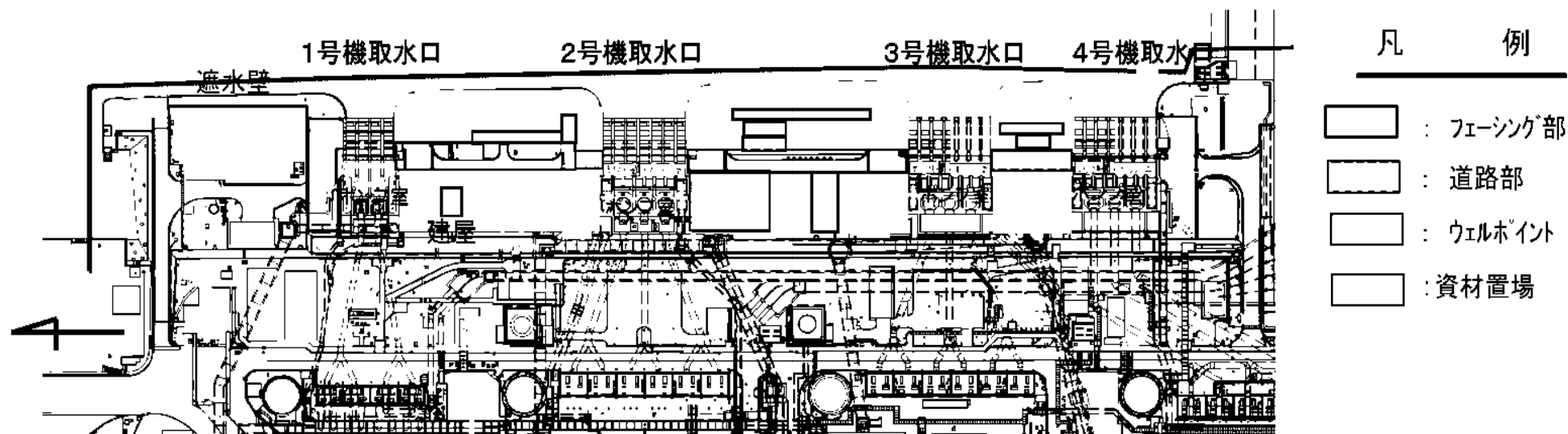


H26. 5. 14現在

削孔計画	削孔済	
○	●	凍結管 (外管) 0 / 24
	●	凍結管 (内管) 0 / 24
		測温管 (外管) 3 / 7
		測温管 (内管) 0 / 7
		内管削孔済 合計 3 / 31

4m盤フェーシング工事の進捗状況及び今後の計画

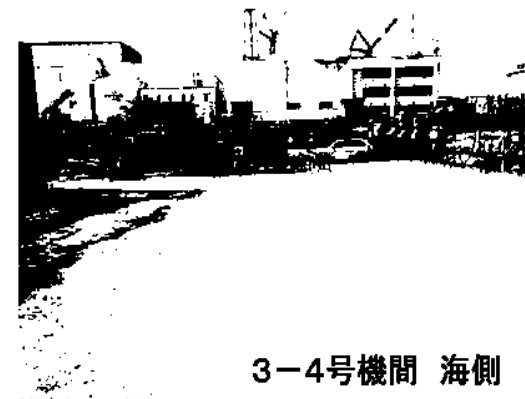
平成25年11月28日から実施していた1号機取水口南側～4号機取水口北側のフェーシング工事を平成26年5月2日に終了した。



※海洋汚染防止対策工事(海側遮水壁、地下水ドレン)にかかる工事車両・重機稼働エリアや資材置場に関しては、これらの工事を優先実施した後にフェーシングを実施。1号機北側及び4号機南側についても同時期に実施。



1-2号機間 海側



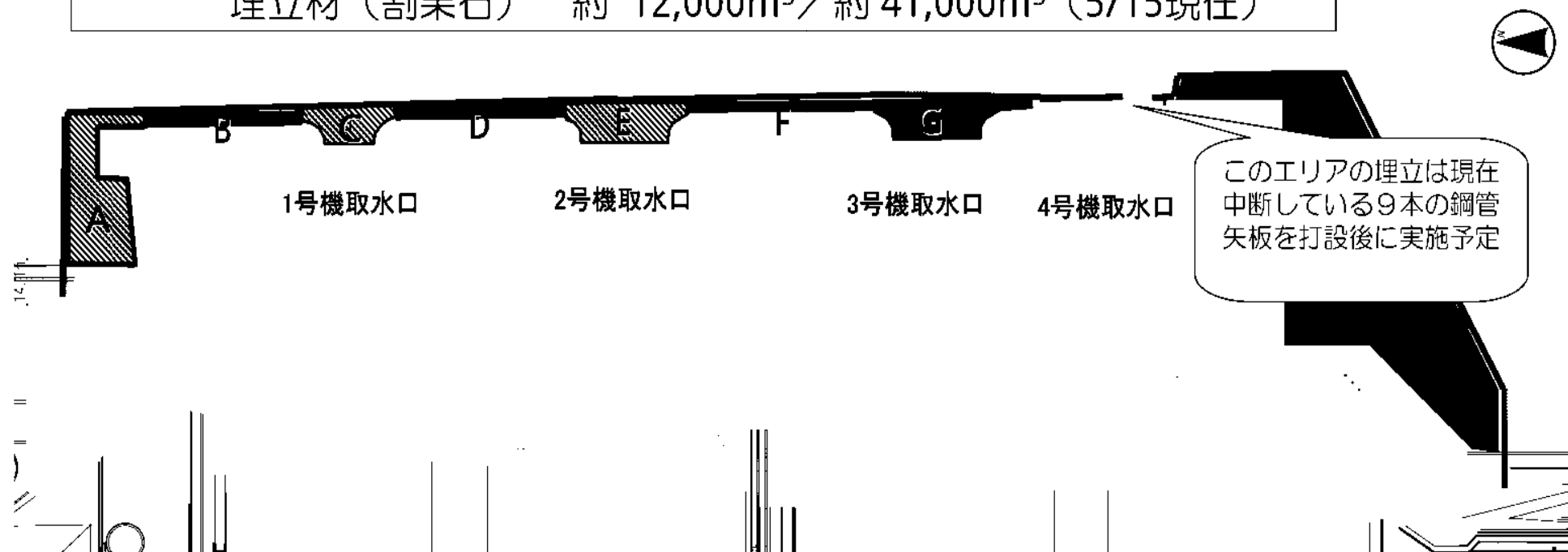
3-4号機間 海側

海側遮水壁工事の進捗状況

港湾内埋立

ブロック分けを行い、水中コンクリート打設ならびに埋立てを実施中。

港湾内：水中コンクリート 約 2,800m³／約 3,300m³（5/15現在）
埋立材（割栗石） 約 12,000m³／約 41,000m³（5/15現在）



このエリアの埋立は現在中断している9本の鋼管矢板を打設後に実施予定

凡例		
	施工中	施工済
埋立 水中コン		
埋立 割栗石		

水中コンクリートはGブロックまで打設完了
（9本打設後、再開）

現在、A・C・Eブロック（埋立材）を施工中

— : 鋼管矢板打設完了
— : 継手処理完了
（5月15日時点）



東京電力

（5月15日時点）

(2) 地下水バイパスの分析結果について

地下水バイパス Gr1－1 貯留水・詳細分析の結果

(単位:ベクレル／リットル)

水質確認(Gr1－1) ＜採水日:4/15＞	東京電力 分析(5/14)	第三者機関*1 分析(5/14)	【参考】JAEA*2 分析(5/14)	運用目標
セシウム134	0.016	0.022	0.015	1
セシウム137	0.047	0.039	0.044	1
全ベータ	ND(0.88)	ND(0.61)	ND(0.10)	5*3
トリチウム	220	230	240	1,500
全アルファ	ND(2.5)	ND(3.1)	ND(0.057)	—
ストロンチウム90	0.013	0.011	0.013	—

*1 (公財)日本分析センター

*2 (独)日本原子力研究開発機構：国による詳細分析の依頼先

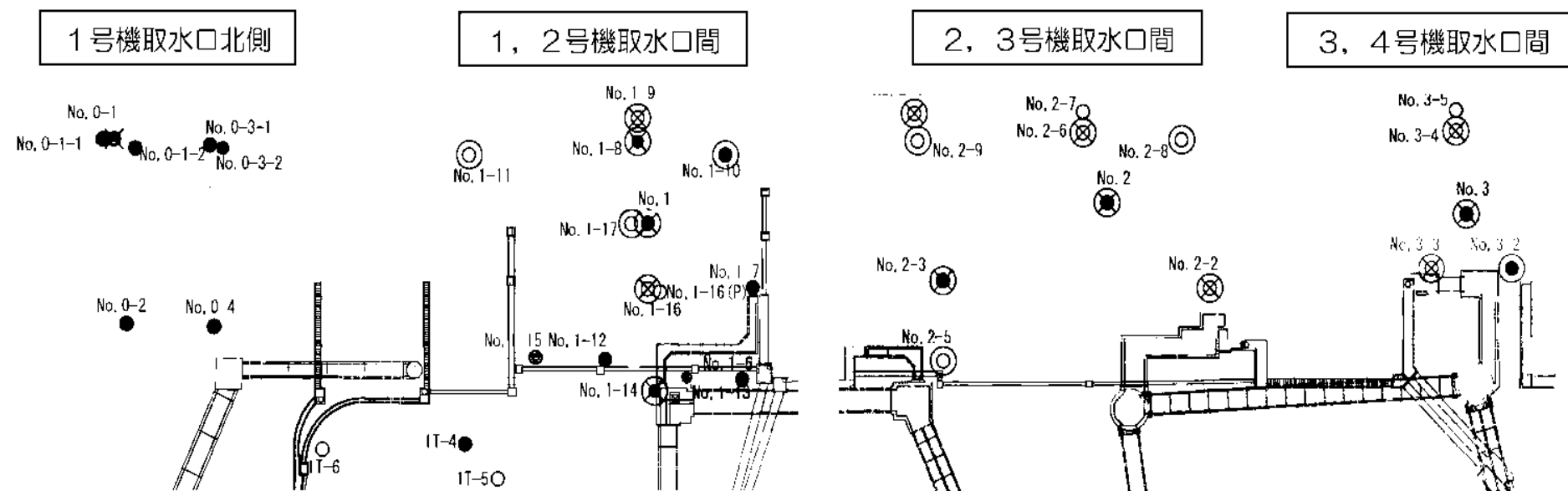
*3 10日に1回程度のモニタリングで、1ベクレル／リットル未満を確認

※ND:検出限界値未満、()内数字は検出限界値

(3) 港湾内・外および地下水の分析結果について

タービン建屋東側の地下水観測孔の位置

前回以降、新たにNo.3-2、No.3-3にて採水を開始した。



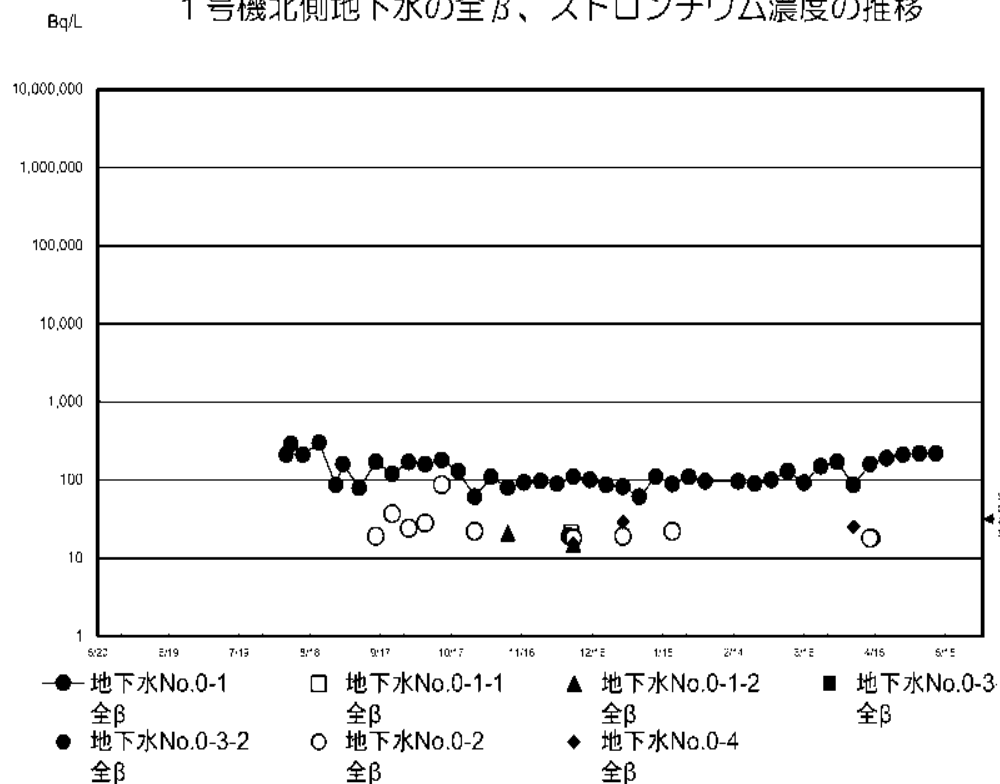
タービン建屋東側の地下水濃度の状況<1号機取水口北側エリア>

○エリア全体にトリチウム（H-3）濃度が高く、最も高濃度であった海側のNo.0-3-2で地下水の汲み上げを継続中。

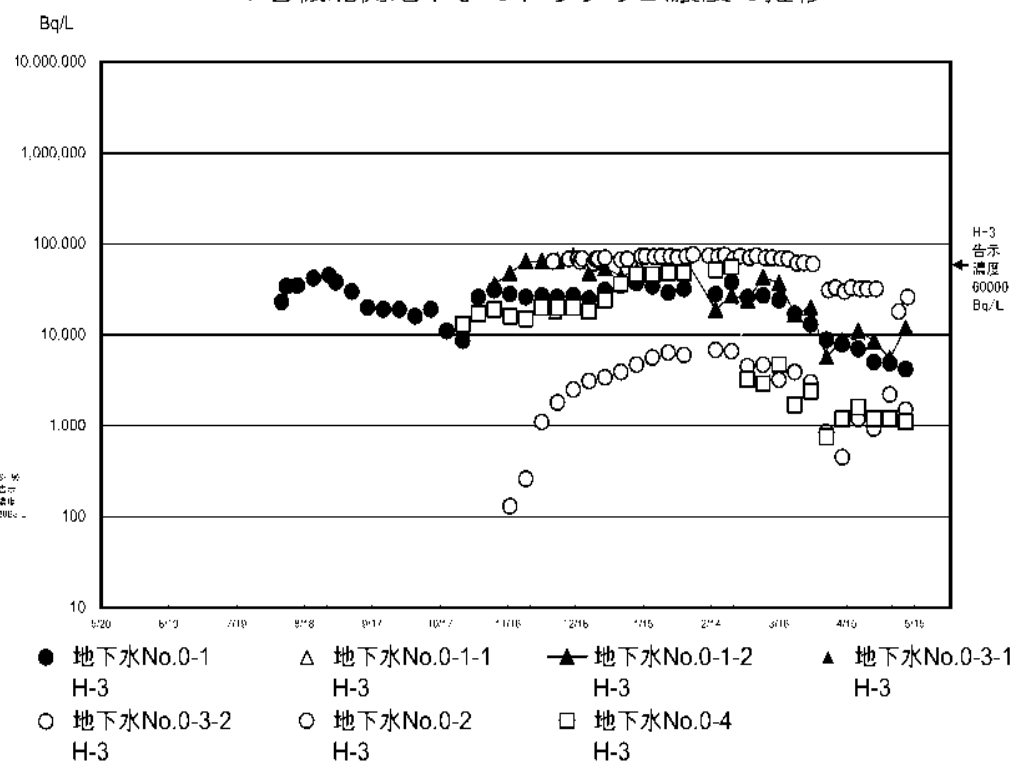
○3月以降、全観測孔でH-3濃度が低下。

○ No.0-3-2についても、現在は60,000Bq/Lを下回って来ているが、当面監視を継続する。

1号機北側地下水の全β、ストロンチウム濃度の推移



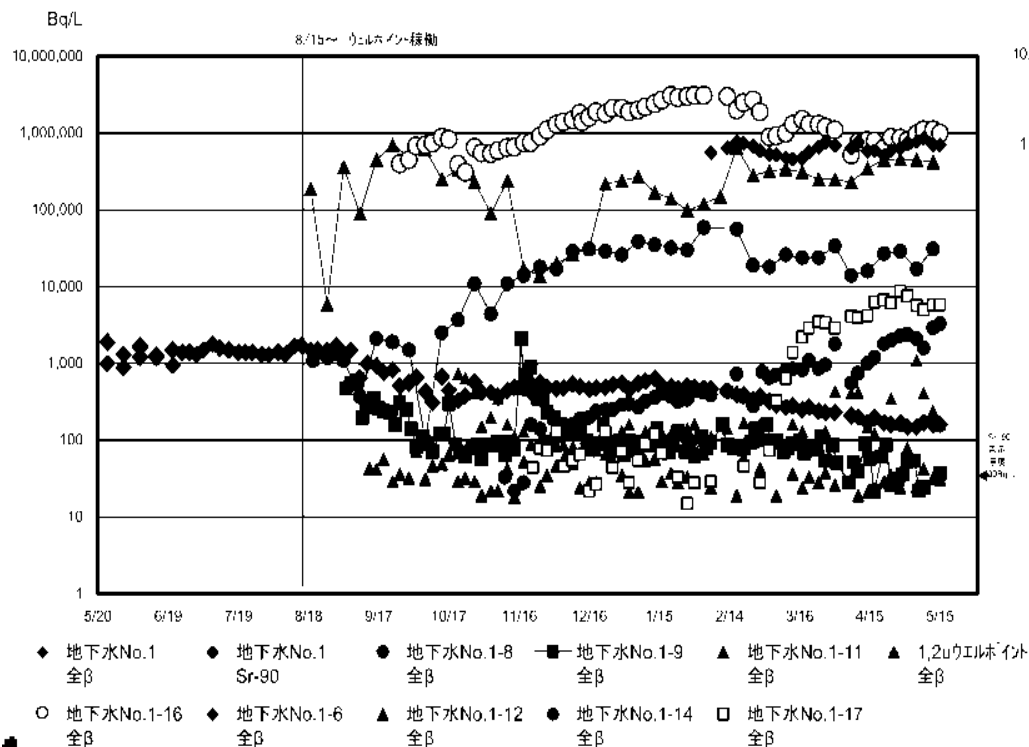
1号機北側地下水のトリチウム濃度の推移



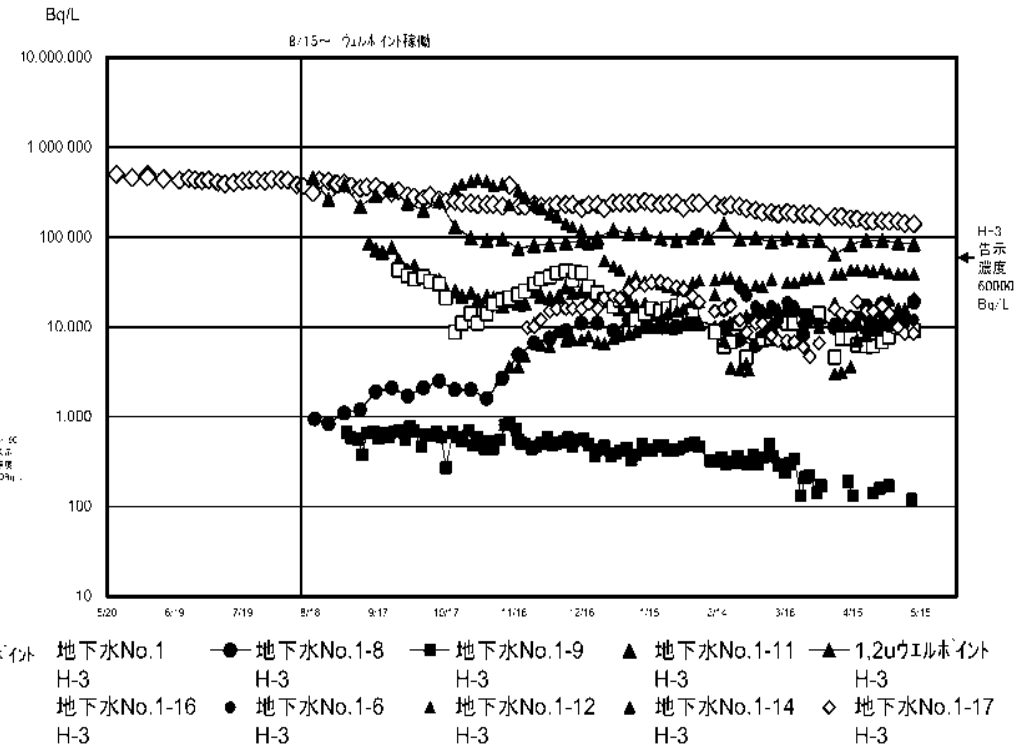
タービン建屋東側の地下水濃度の状況<1,2号機取水口間エリア>

- 1,2号機間ウェルポイントは、H-3、全 β 濃度が十万Bq/L前後と高い状況。
- No.1-16は、1/30に全 β 濃度が310万Bq/Lまで上昇したが、2月中旬より低下に転じ、3/3以降は150万Bq/Lを下回るレベル。
- 過去の漏えいの際に汚染水が流れたと考えられる電線管に近いNo.1-6は、全 β 濃度が高濃度で推移。加えてCs-137も高濃度。ボーリングコアの線量率分布測定を実施した結果、電線管下部の採石層の深さで高線量であった。
- 引き続き、ウェルポイント及びNo.1-16(P)での汲み上げを継続し、外部への流出防止に努める。

1,2号機取水口間地下水の全 β 、ストロンチウム濃度の推移



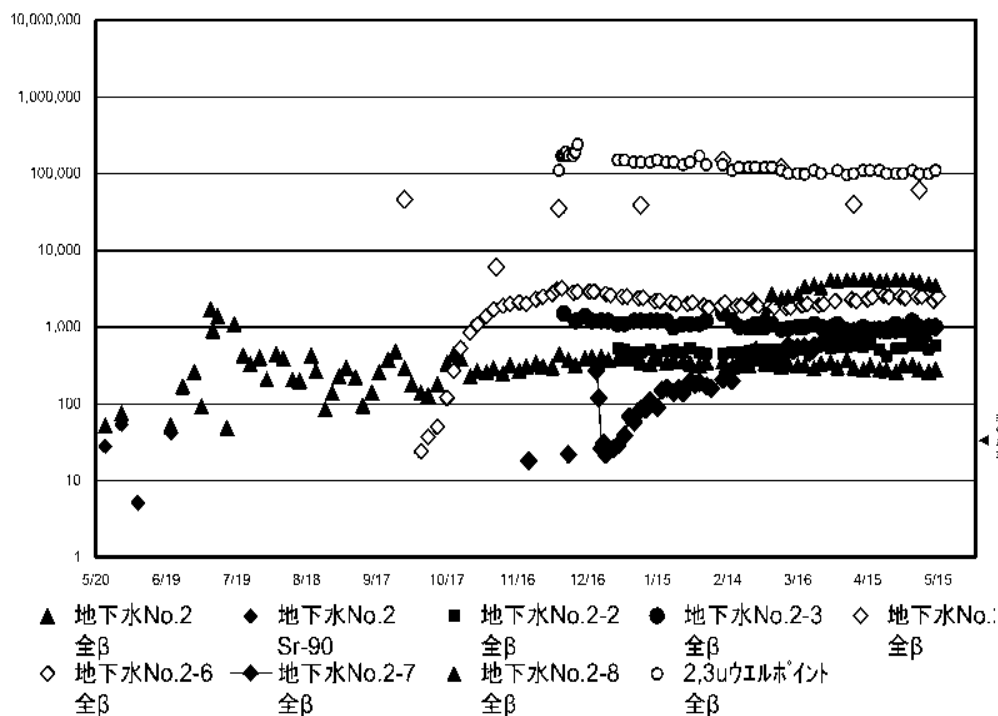
1,2号機取水口間地下水のトリチウム濃度の推移



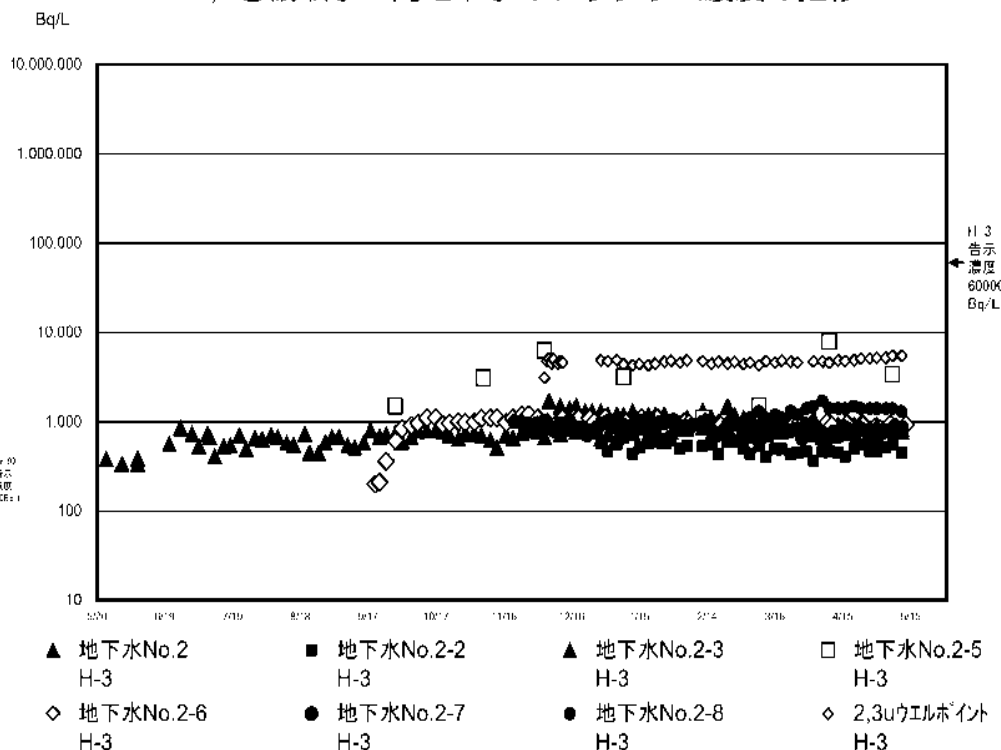
タービン建屋東側の地下水濃度の状況 <2,3号機取水口間エリア>

- 2, 3号機取水口間は、北側（2号機側）で全β濃度が高い状況のため、ウェルポイントによる地下水汲み上げを継続中。
- No.2-7、No.2-8で全β濃度が上昇。
- 2, 3号機取水口間護岸部海水の全β、H-3濃度に大きな変化は見られていないことから、引き続き監視を継続し、異常が見られる場合にはウェルポイントの運用等対応を検討する。

Bq/L 2,3号機取水口間地下水の全β、ストロンチウム濃度の推移



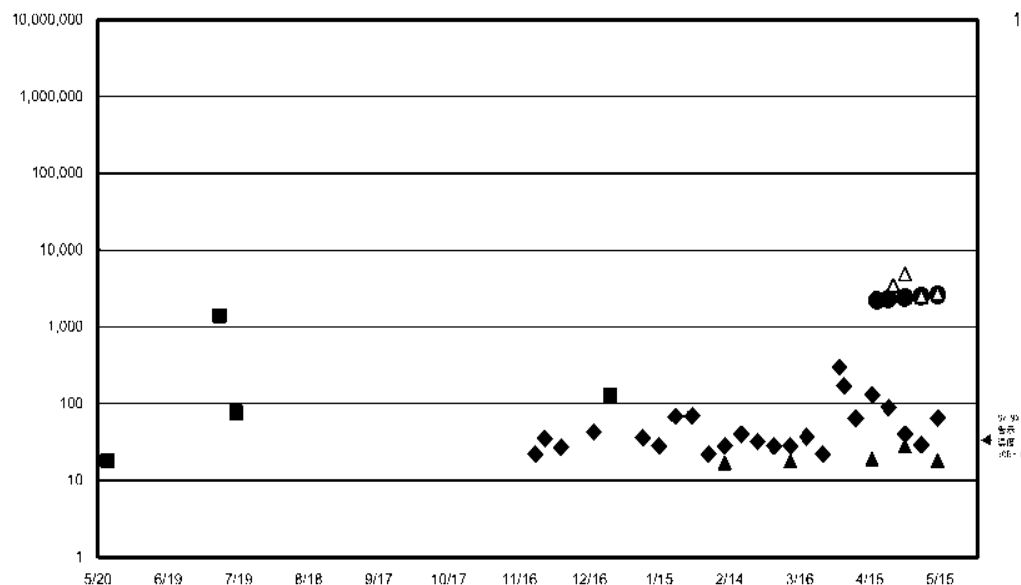
Bq/L 2,3号機取水口間地下水のトリチウム濃度の推移



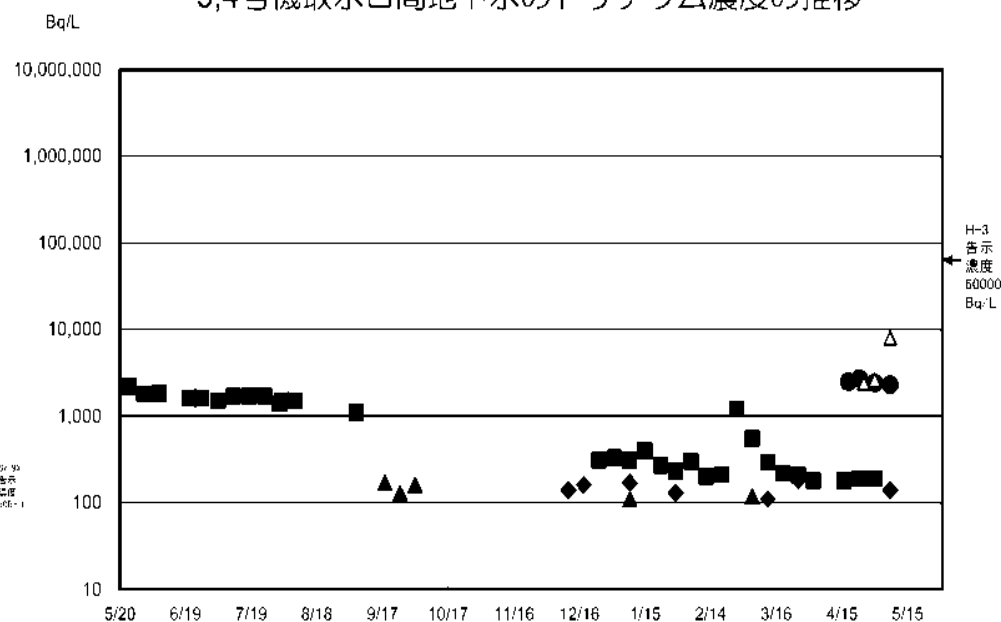
タービン建屋東側の地下水濃度の状況 <3,4号機取水口間エリア>

- 3, 4号機取水口間は、全体的に地下水濃度は低濃度。
- 新たに海水トレンチの近傍に設置したNo.3-2、No.3-3は、全 β 、H-3ともに数千Bq/Lと高め。
- 現時点で、1, 2号機間、2, 3号機間に比べれば低濃度であり、海側の観測孔にも異常な濃度上昇は見られないが、引き続き監視を継続し、異常が見られる場合には対応を検討する。

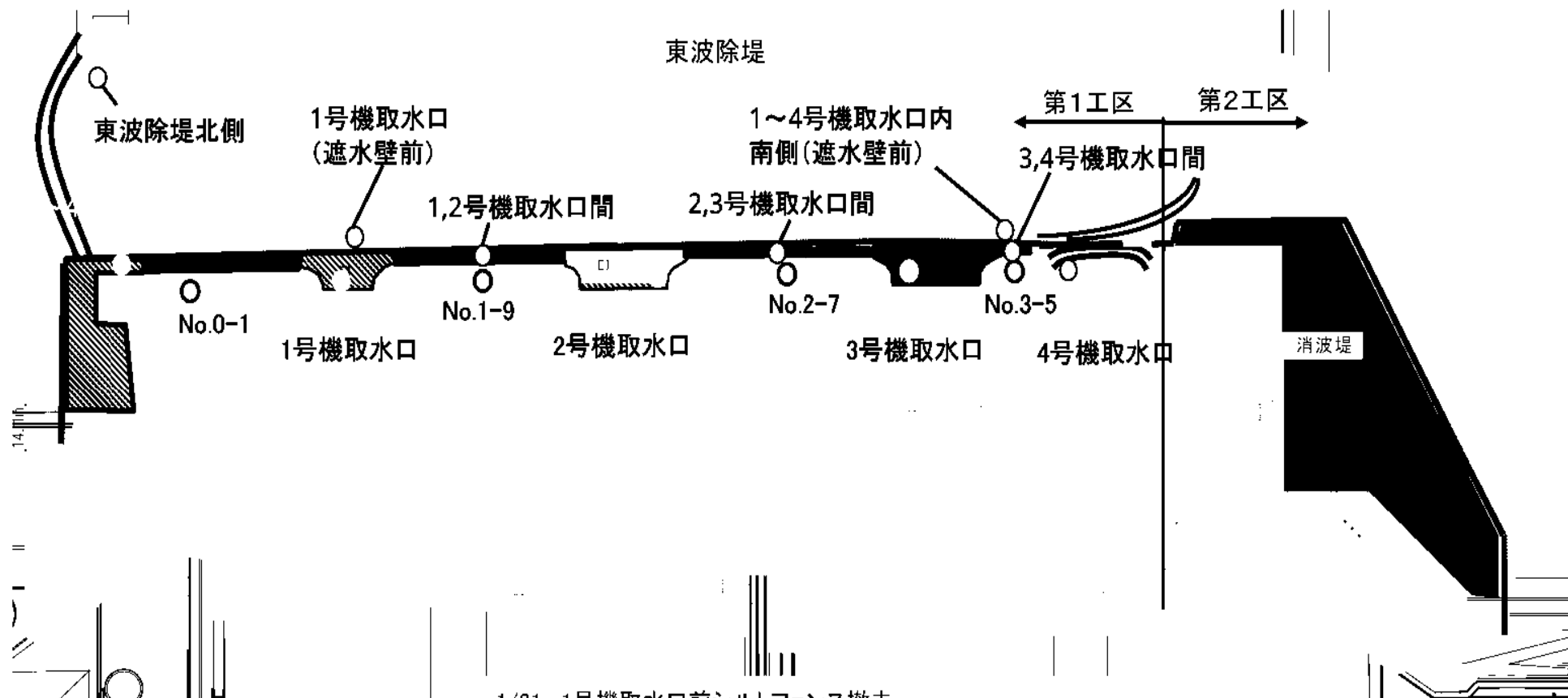
Bq/L 3,4号機取水口間地下水の全 β 、ストロンチウム濃度の推移



Bq/L 3,4号機取水口間地下水のトリチウム濃度の推移



海側遮水壁設置工事の進捗と海水採取点の見直し



	凡例	
	施工中	施工済
埋立 水中コン		
埋立 割栗石		

(5月15日時点)

- 1/31: 1号機取水口前シルトフェンス撤去
- 2/25: 2号機取水口前シルトフェンス撤去
- 3/5: 1～4号機取水口内南側遮水壁前シルトフェンス設置
- 3/6: 1～4号機取水口内南側 (遮水壁前) 採水点追加
- 3/11: 2,3号機取水口間シルトフェンス撤去
- 3/12: 3号機取水口前シルトフェンス撤去
- 3/25: 1～4号機取水口北側採取点廃止
- 3/27: 1号機取水口前シルトフェンス内側採取点廃止
- 4/19: 2号機取水口前シルトフェンス内側採取点廃止
- 4/28: 1号機取水口 (遮水壁前) 採水点追加
- 5/18: 3号機取水口前シルトフェンス内側採取点廃止

- :シルトフェンス
- :鋼管矢板打設完了
- :継手処理完了
(5月15日時点)

- :海水採取点 (5月19日時点)
- :地下水採取点

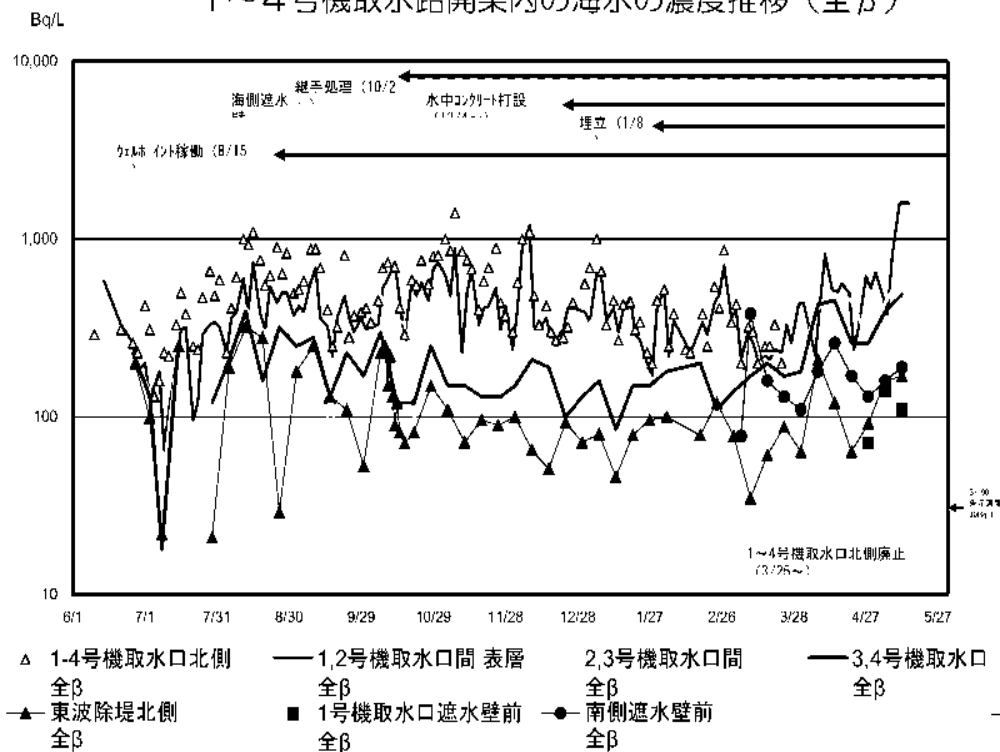


東京電力

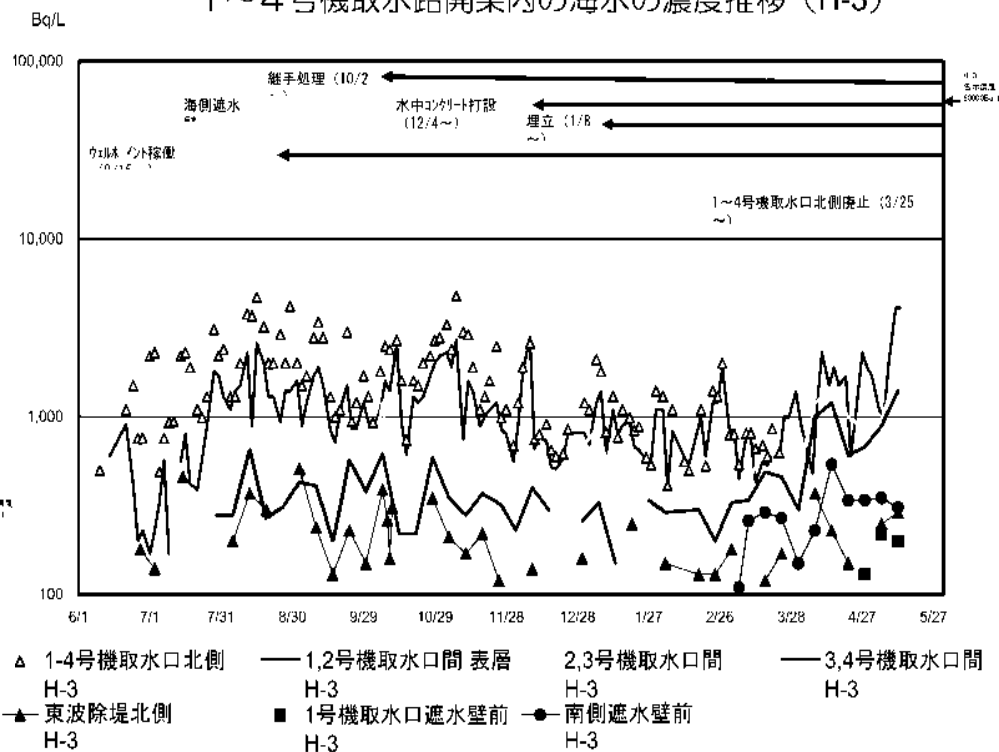
港湾内の海水中放射性物質濃度 <1～4号取水口>

- 1～4号取水口北側及び1，2号機取水口間の海水の全 β 、H-3濃度は、遮水壁工事の進捗に伴い拡散が抑えられたことにより昨年夏にかけて上昇したが、その後、地盤改良等の対策を実施、横ばいから低下傾向がみられた。
- 本年3月以降、再び上昇傾向が見られている。（→次頁）

1～4号機取水路開渠内の海水の濃度推移（全 β ）



1～4号機取水路開渠内の海水の濃度推移（H-3）

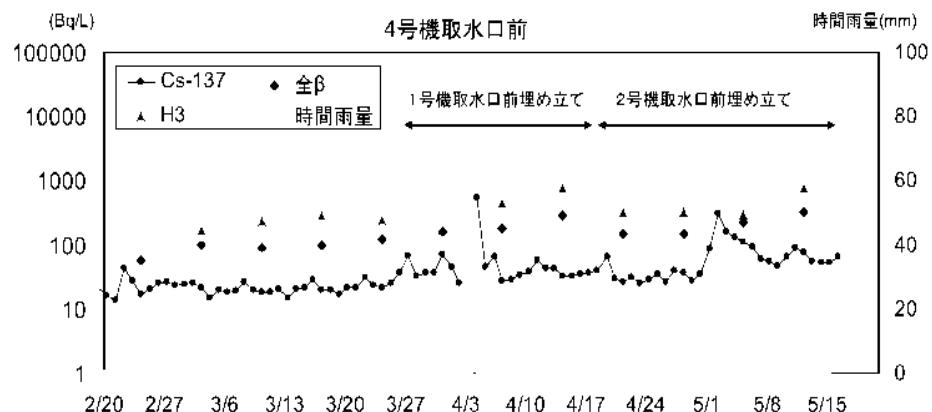
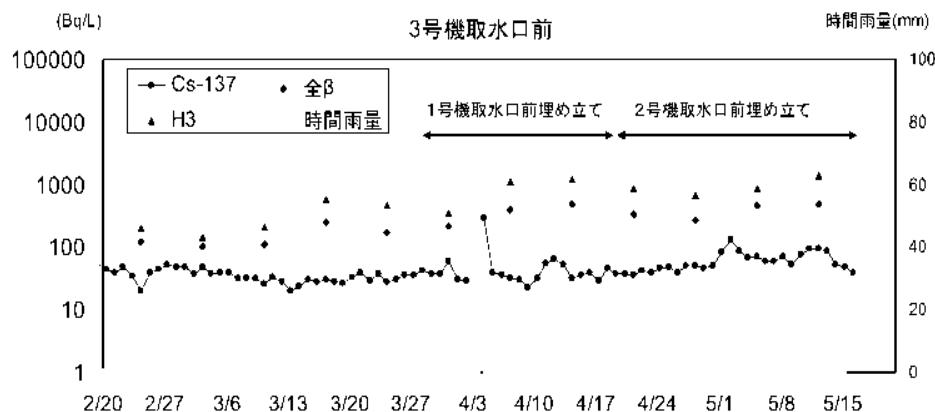
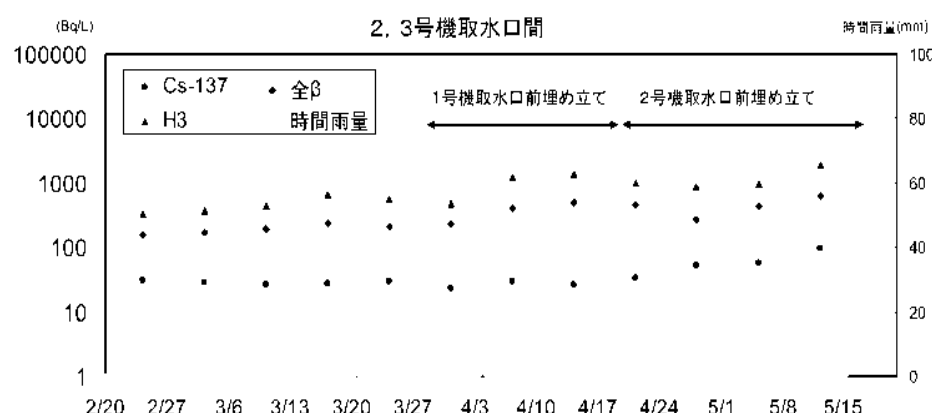
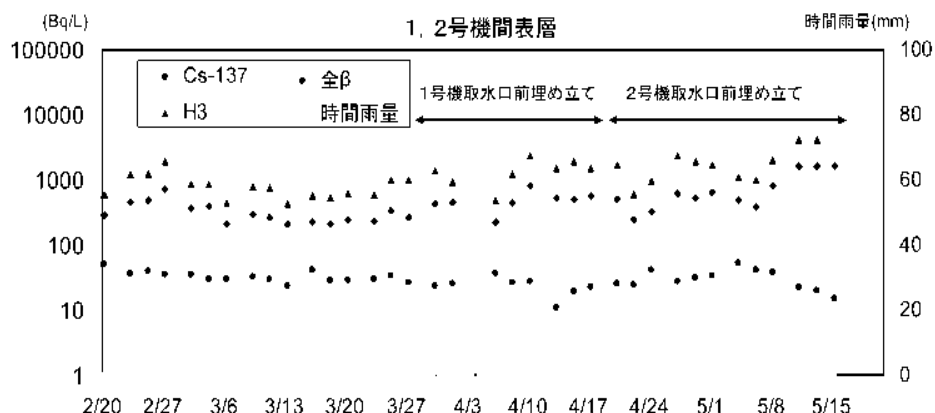


取水口付近の海水中放射能濃度について

3月以降、1～4号機取水口付近の全 β 、トリチウム濃度がゆっくりと上昇。

遮水壁内の埋め立ての進捗により、遮水壁内側の海水量が減少。4m盤からの汚染地下水の浸出がまだあるとすれば、遮水壁内側の海水中濃度は上昇するものと考えられる。

また、4月4日及び5月1日の降雨後には、3、4号機間の全 β 、トリチウム濃度がゆっくりと1、2号機間と同程度の濃度まで上昇しており、1、2号側の海水が降雨により移動した可能性が考えられる。

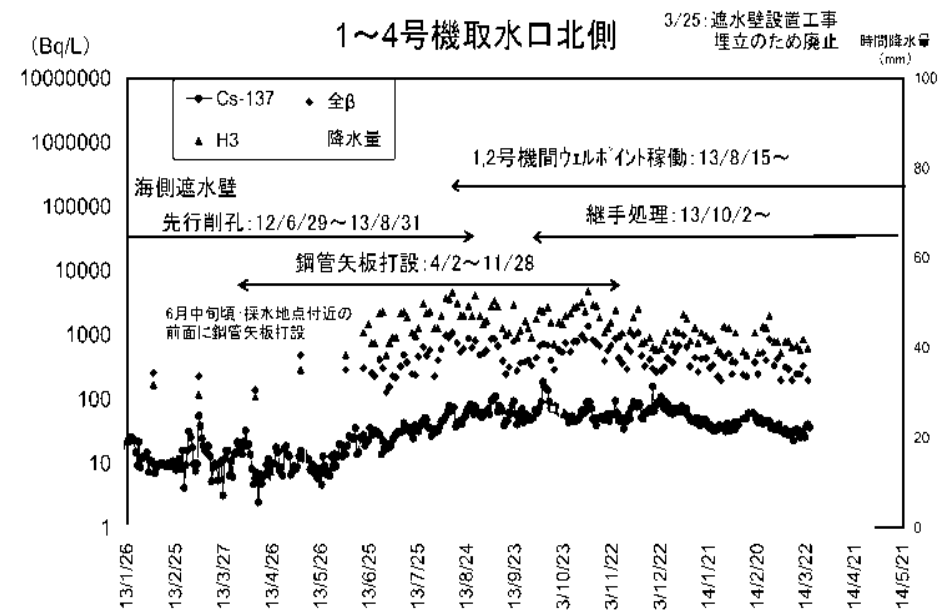
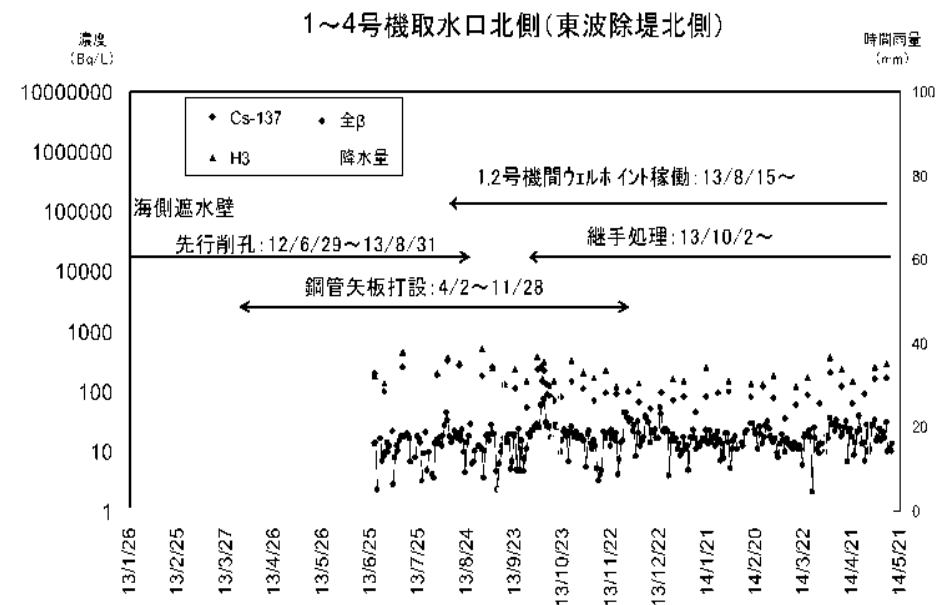


港湾への影響について（東波除堤北側）

昨年6月のモニタリング開始以降、東波除堤北側地点の海水中濃度は、昨年5月以前の1～4号機取水口北側の濃度と概ね同じ濃度で推移。

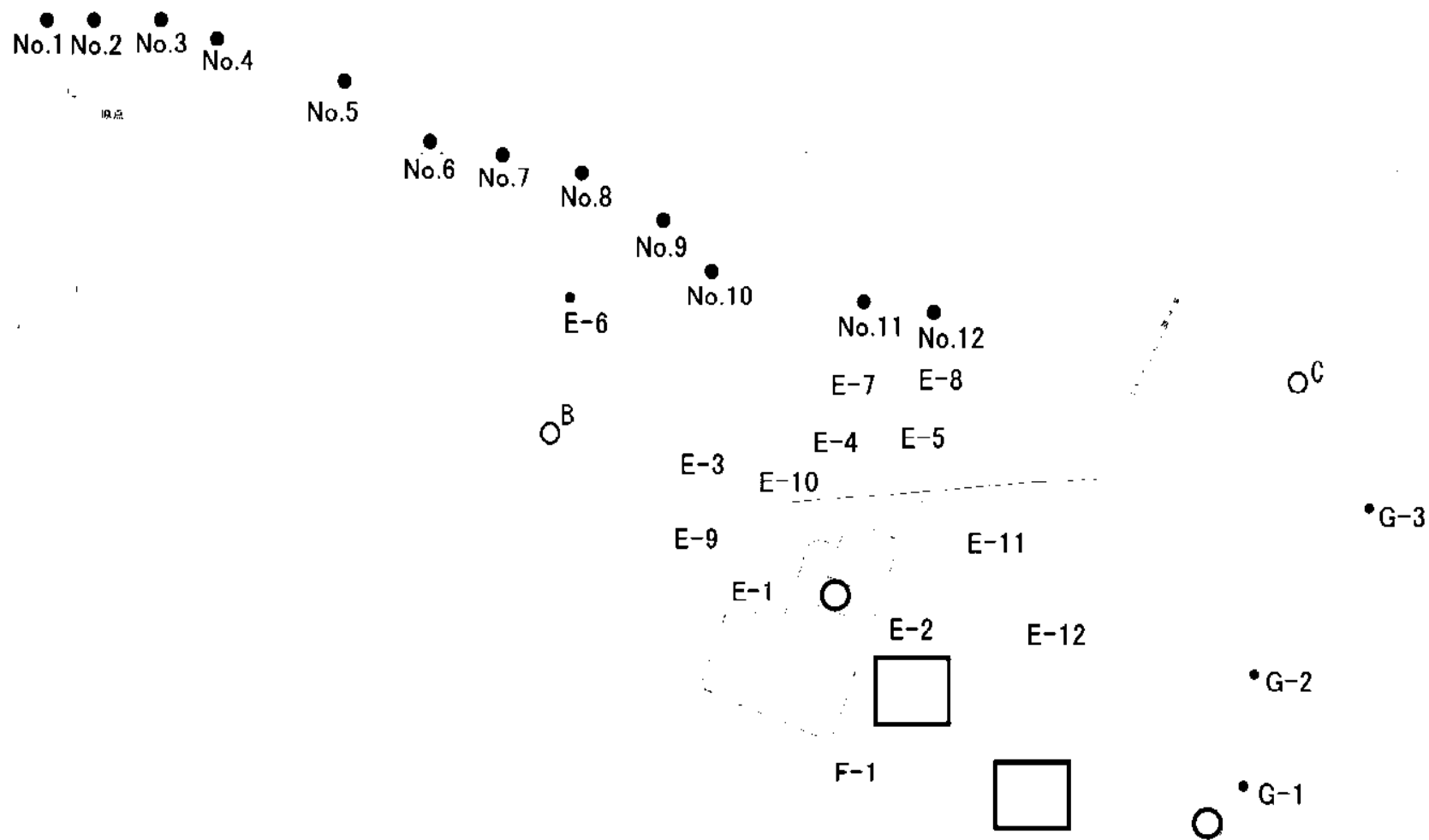
遮水壁工事の進捗により、1～4号機取水口北側の濃度が上昇したが、東波除堤北側は特に上昇は見られず、むしろ秋以降は若干低下。

引き続き監視を継続する。



地下水バイパス揚水井、追加ボーリングのサンプリング箇所

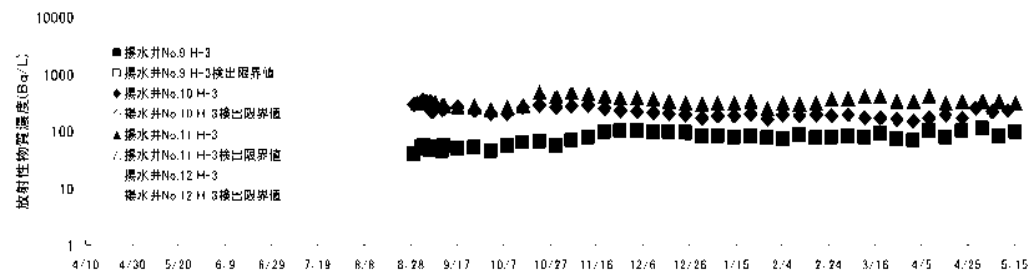
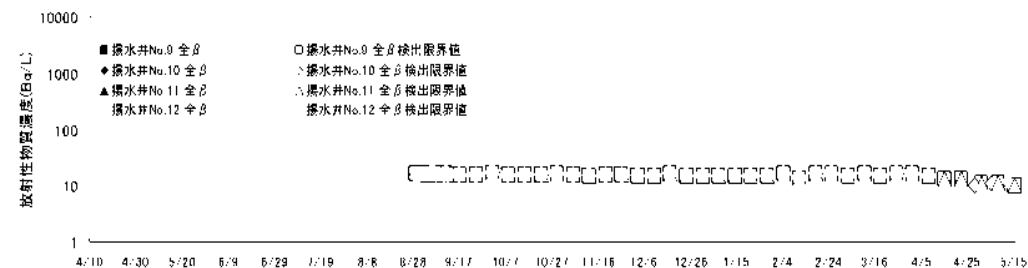
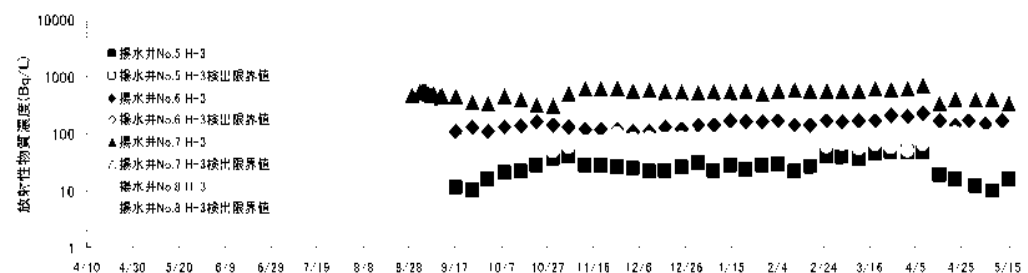
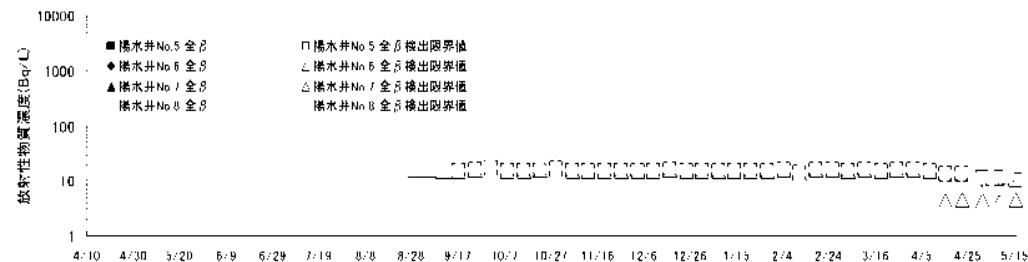
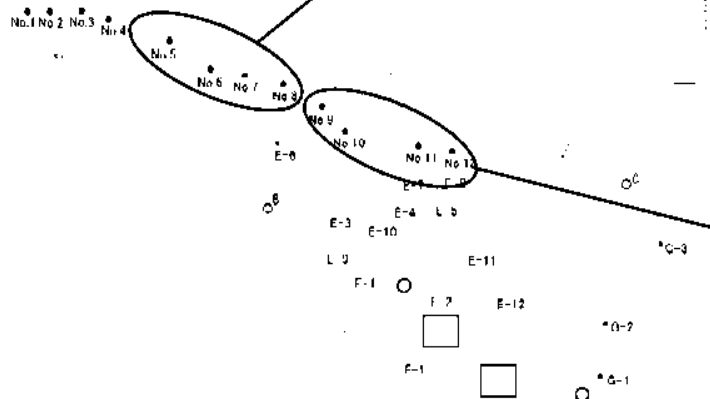
＜地下水バイパス揚水井、追加ボーリング＞



地下水バイパス揚水井の放射能濃度推移

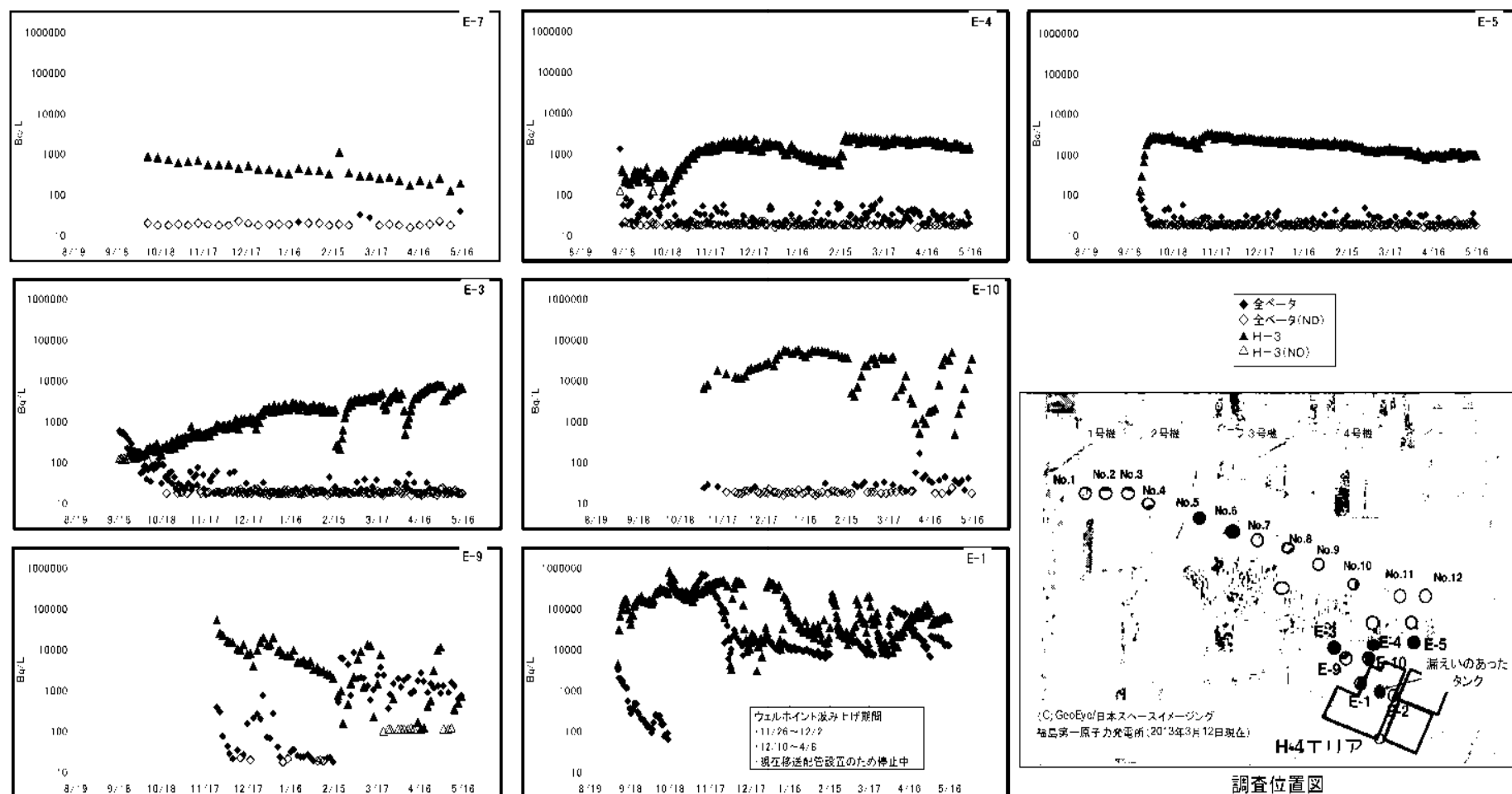
- 地下水バイパス揚水井は、No.12のトリチウムが1000Bq/Lを超える濃度で推移。
- その他の揚水井では、全β、トリチウムともに特に変化無く横ばい状態。

＜地下水バイパス揚水井、追加ボーリング＞



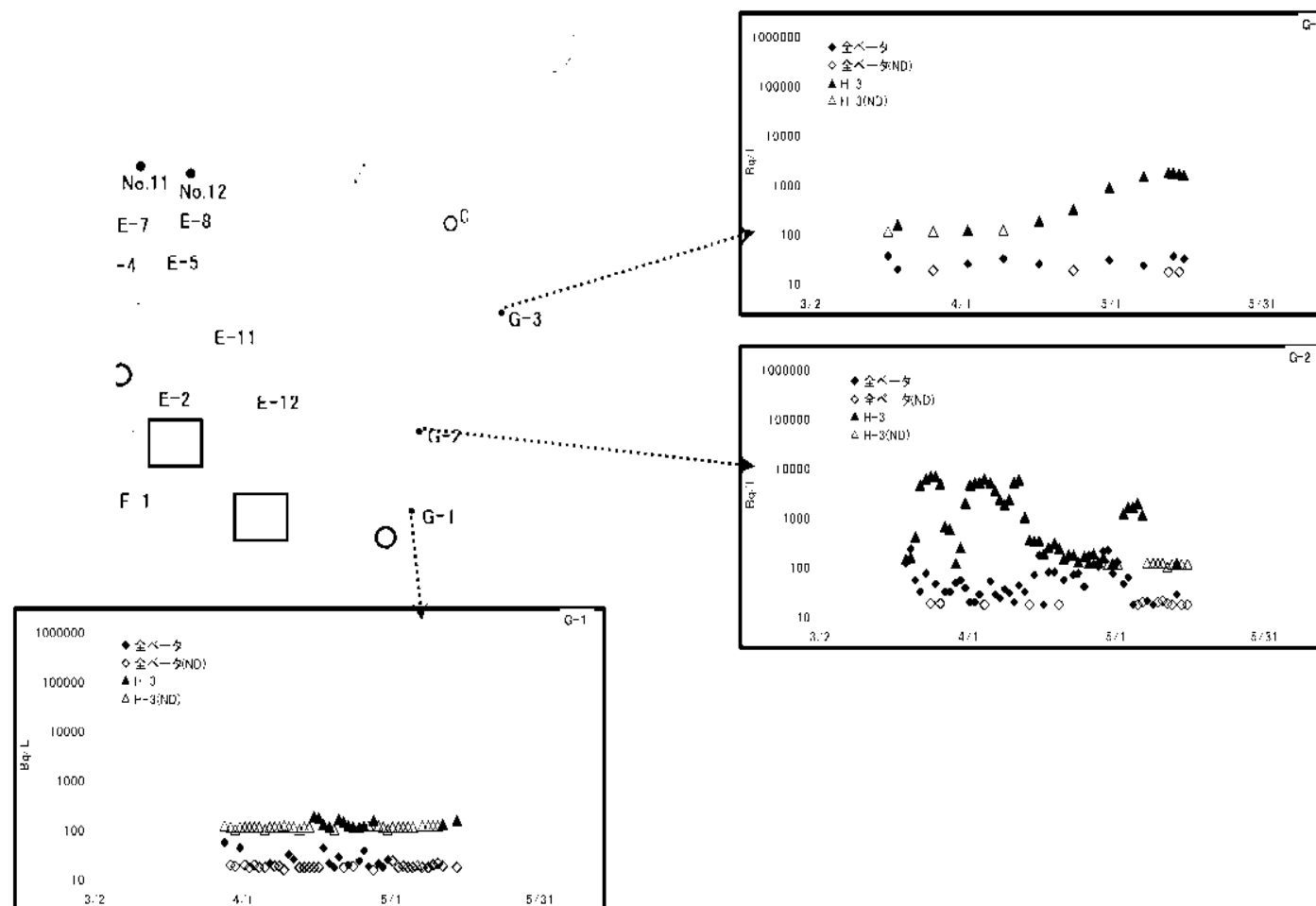
追加ボーリングの放射能濃度推移 (H4タンクエリア周辺)

- 漏えいタンクに近いE-1については、濃度は変動しながら横ばい状態、降雨時には全 β が一時的に上昇。
- 追加で掘削したE-9では全 β 、トリチウム濃度が高いが、徐々に低下。
- E-3、E-4、E-5ではトリチウム濃度が高め。E-3は上昇傾向、E-4は横ばい、E5は低下傾向。
- E-7 (E-6、E-8も同様) ではトリチウム、全 β ともに低濃度。



追加ボーリングの放射能濃度推移 (H6タンクエリア周辺)

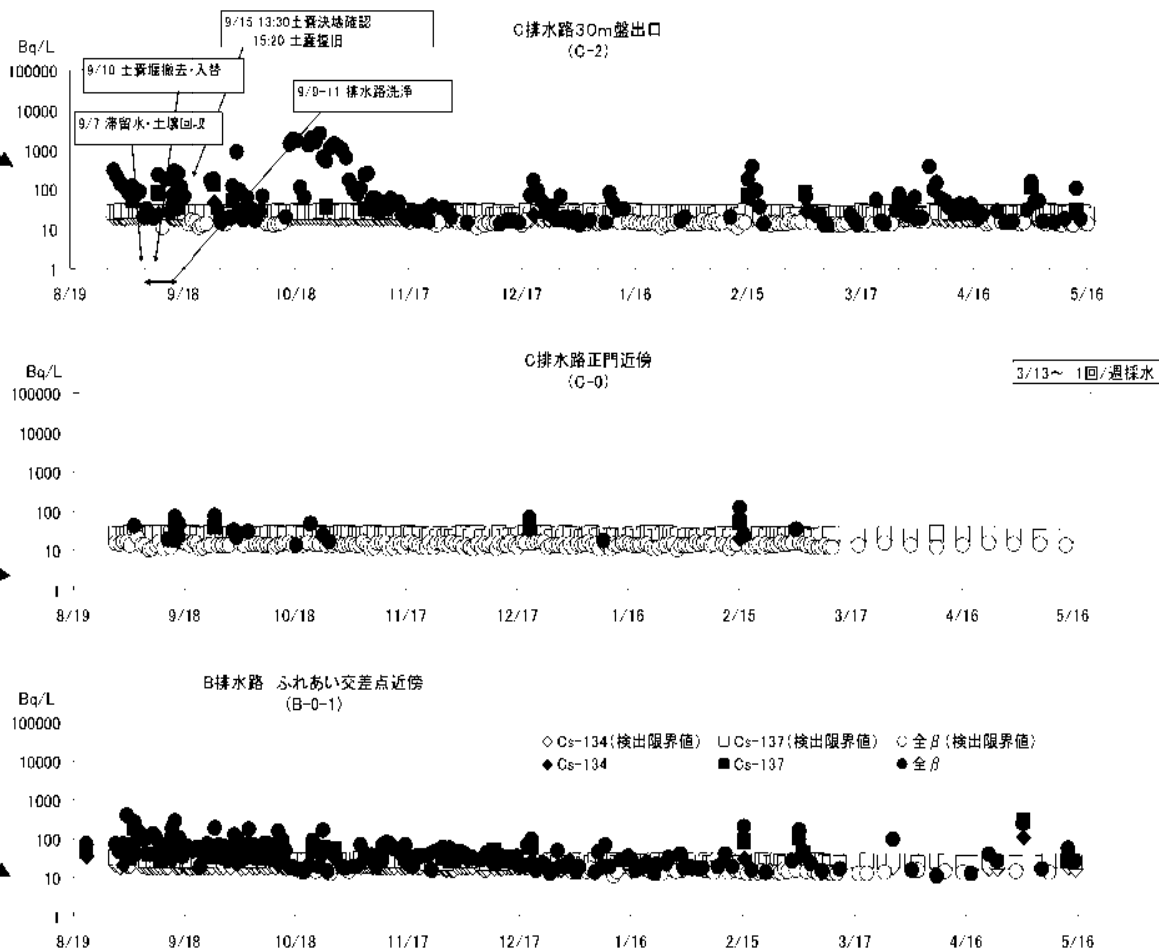
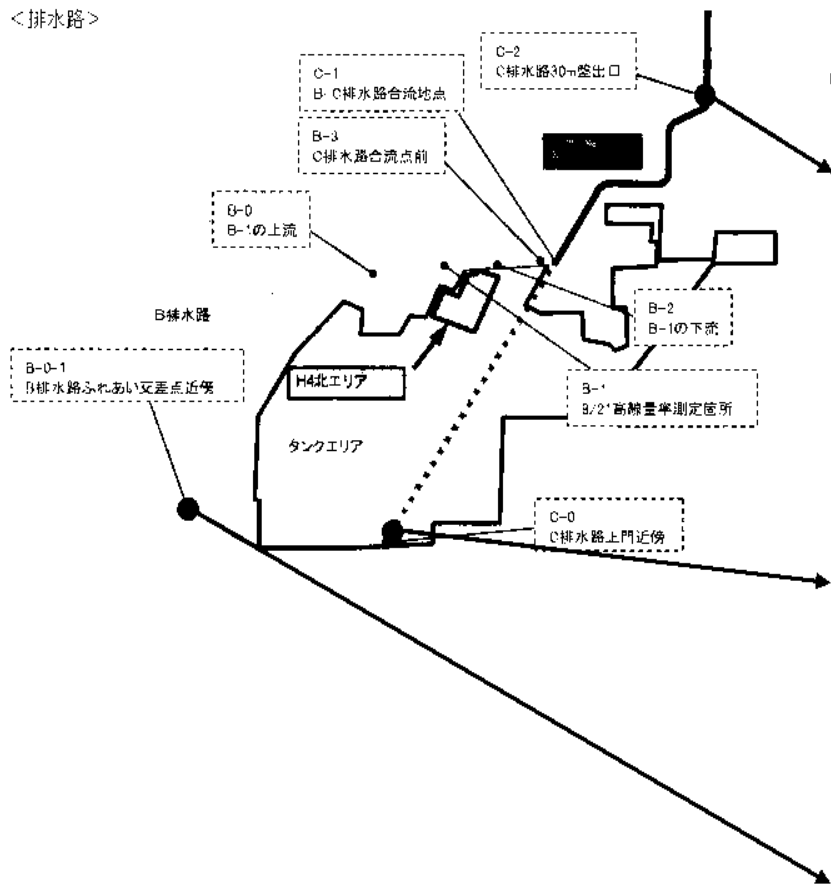
H-6タンクエリアからの汚染水漏えいの影響を確認するため、観測孔G-1～G-3を設置。
トリチウム濃度は、当初G-2観測孔で高めであったが、現在は低下。一方G-3観測孔で上昇。
G-1観測孔は、タンク周辺の汚染土壌回収が早かったため全 β 、トリチウムともに低濃度。
5/12より、上昇傾向のG-3観測孔の頻度を毎日に増やし、逆にG1観測孔を週1回に変更。



排水路の放射能濃度推移

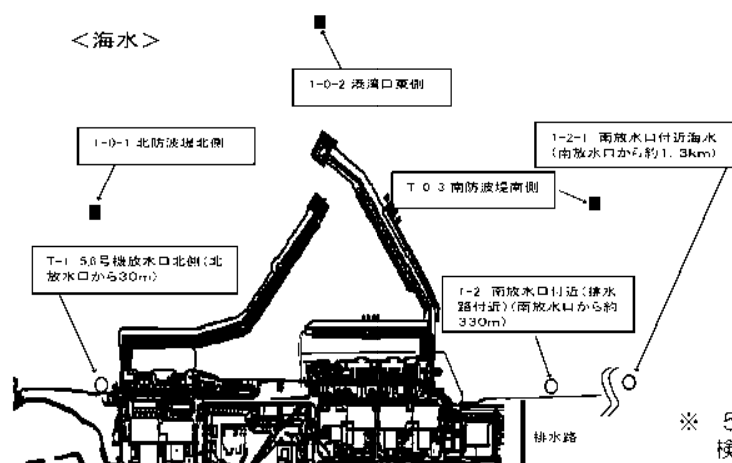
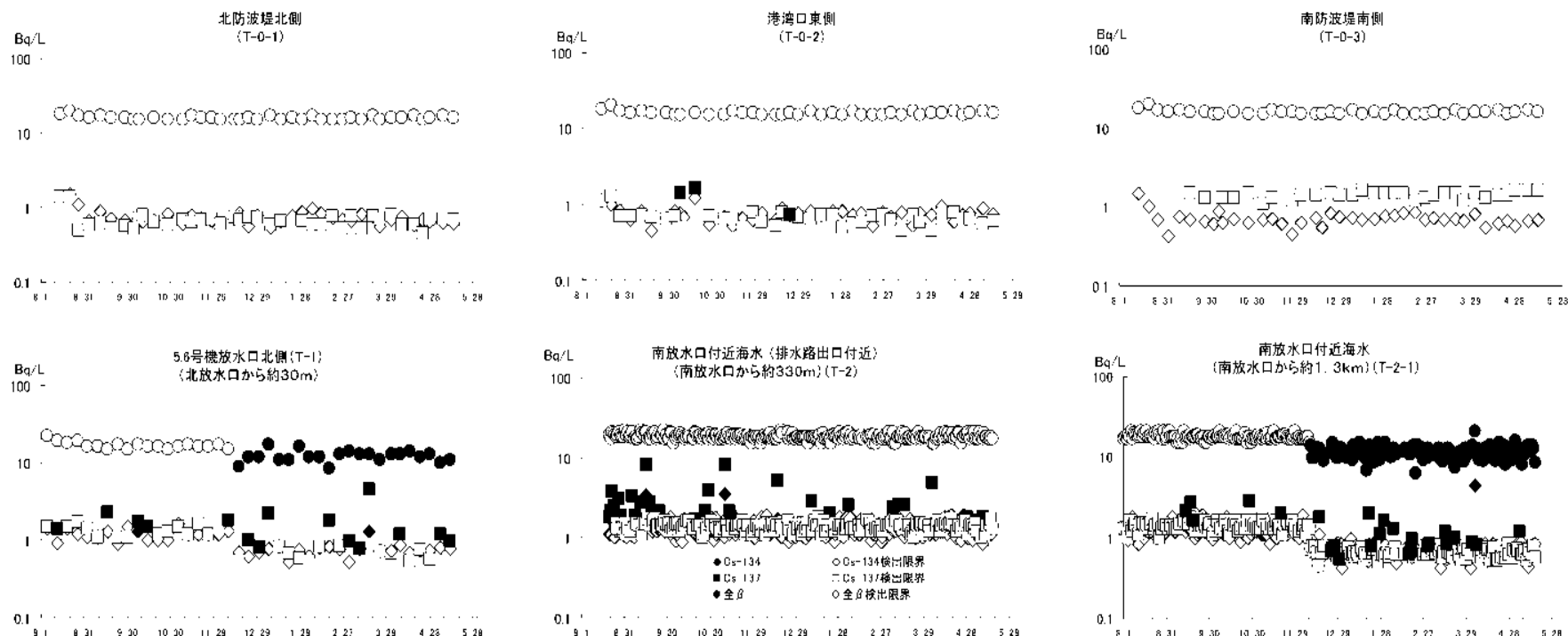
- B排水路清掃、暗渠化終了。B-0～3、C-1調査点は廃止。3/12よりC排水路への通水開始。
- 現状では、タンクエリアの上流側であるふれあい交差点近傍（B-0-1）、C排水路30m盤出口（C-2）においても、降雨時を中心に放射性物質が検出される場合がある状況。

<排水路>



港湾周辺の海水の放射能濃度推移

- 南北放水口付近及び港湾周辺の海水中放射能濃度に特に変化は認められていない。



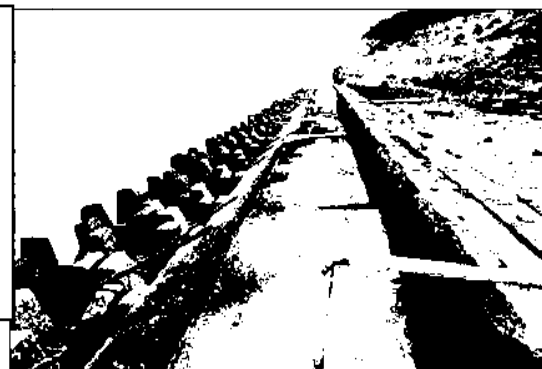
※ 5, 6号機放水口北側 (T-1)及び南放水口付近海水 (T-2-1)の全β検出は、12/9以降、検出下限値を下げたことによる。

(4) 南北放水口付近の海水中セシウム濃度の 上昇について

事象の概要

- 港湾外の5,6号機放水口北側、南放水口付近で4/4朝に採取した海水試料で、Cs-137濃度がそれまでの10倍以上に上昇し、4/5には上昇前のレベルに低下した。
- 濃度上昇と降水量との関係確認、濃度が上昇した海水試料のろ過後の再測定を行い、考えられる要因、対応について検討した。

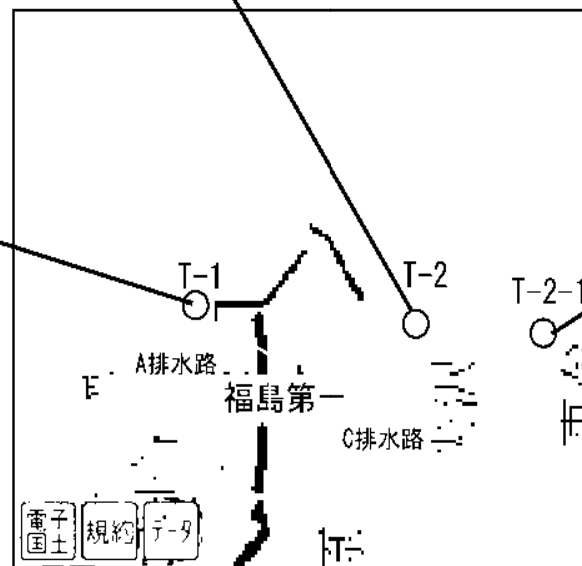
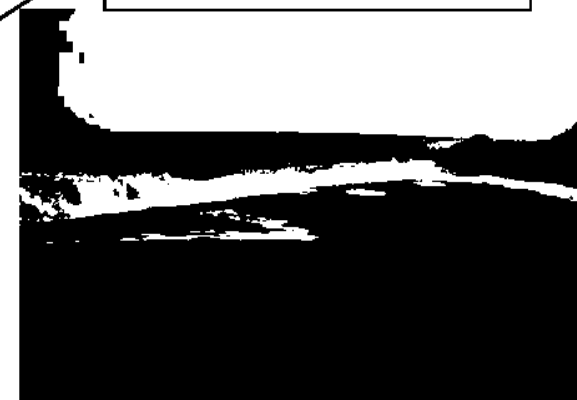
南放水口付近 (T-2)
南放水口から約330m南
(C排水路出口南側)
4/2 <1.2 Bq/L
4/4 4.8 Bq/L
4/5 1.5 Bq/L



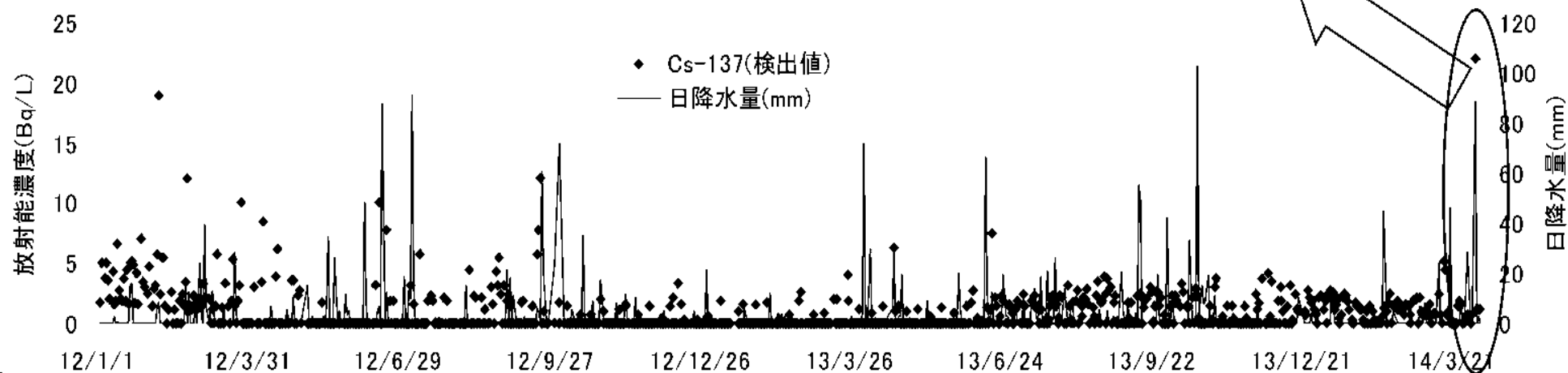
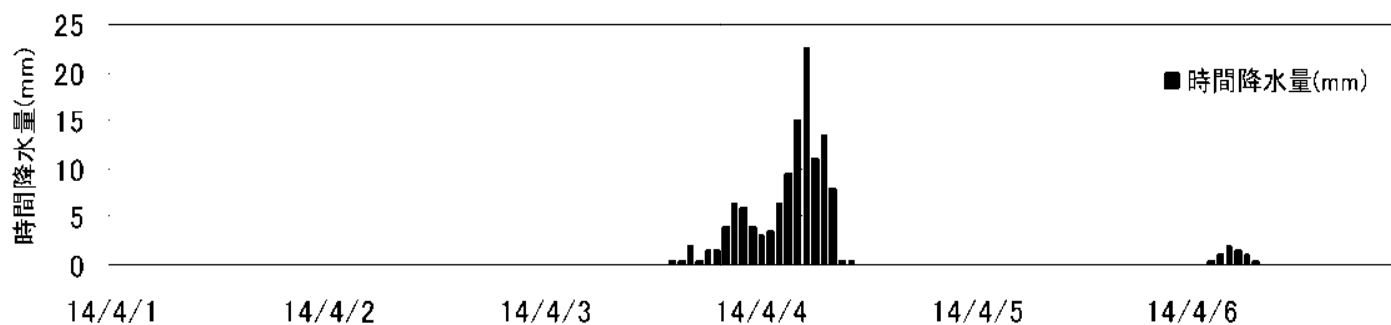
5, 6号機放水口北側 (T-1)
北放水口から約30m北
(A排水路出口北側)
4/2 0.66 Bq/L
4/4 22 Bq/L
4/5 1.1 Bq/L



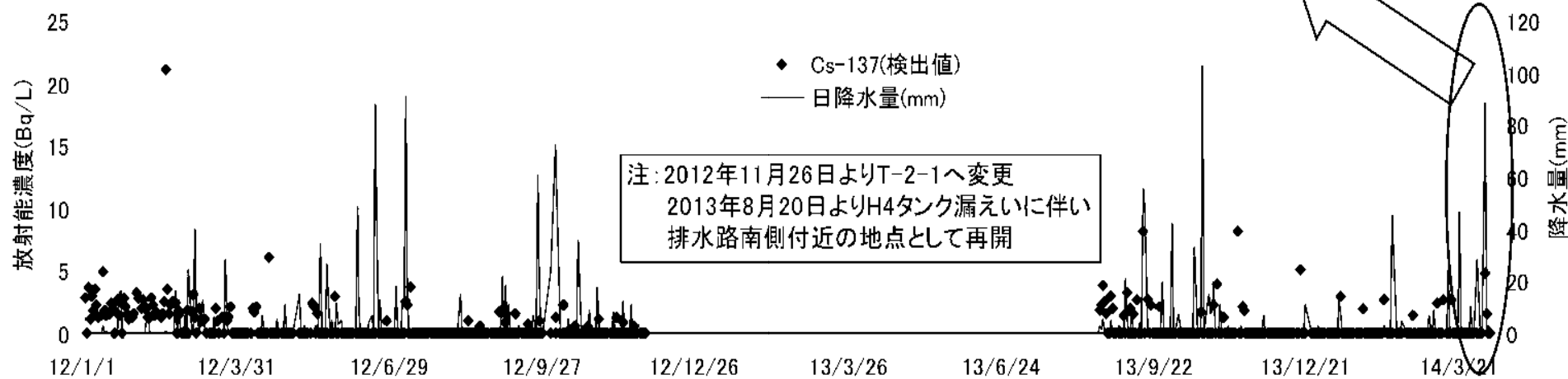
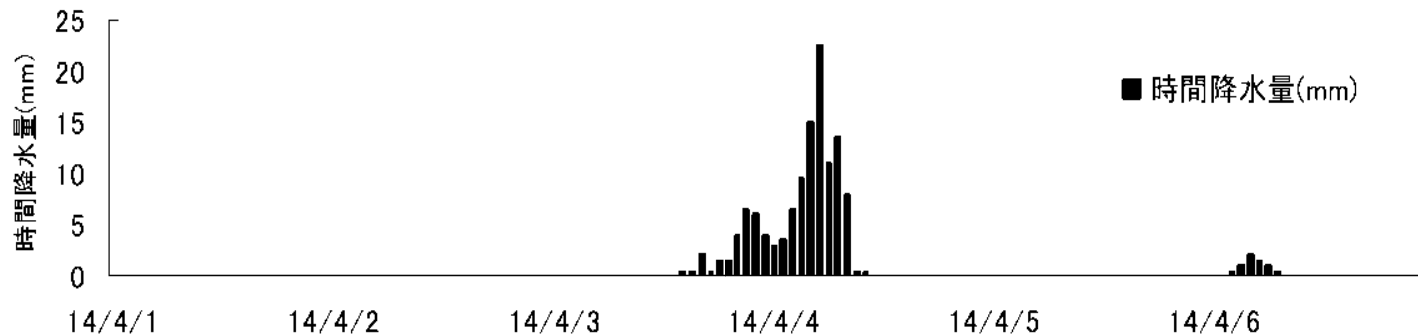
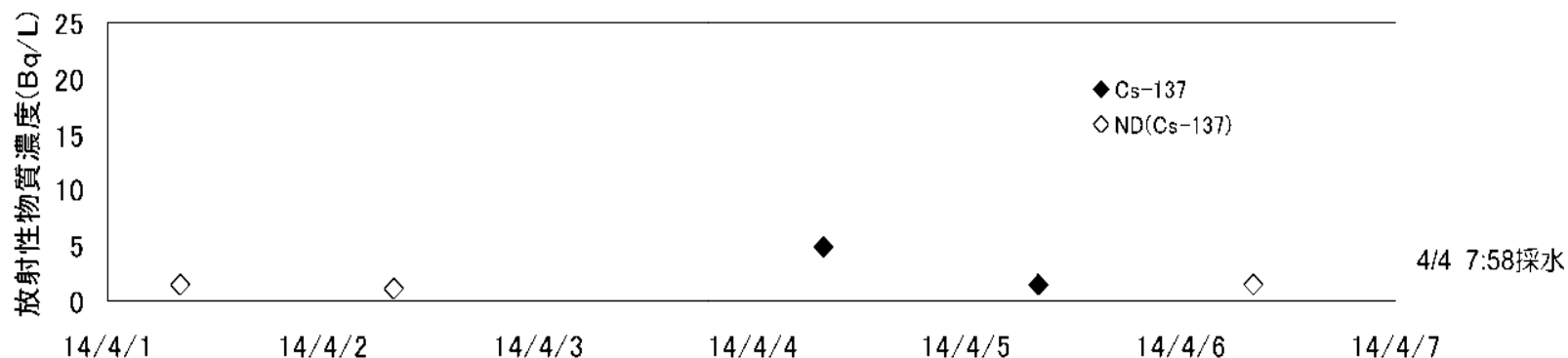
南放水口付近 (T-2-1)
南放水口から約1.3km南
(夫沢川河口付近)
4/2 0.89 Bq/L
4/4 12 Bq/L
4/5 0.82 Bq/L



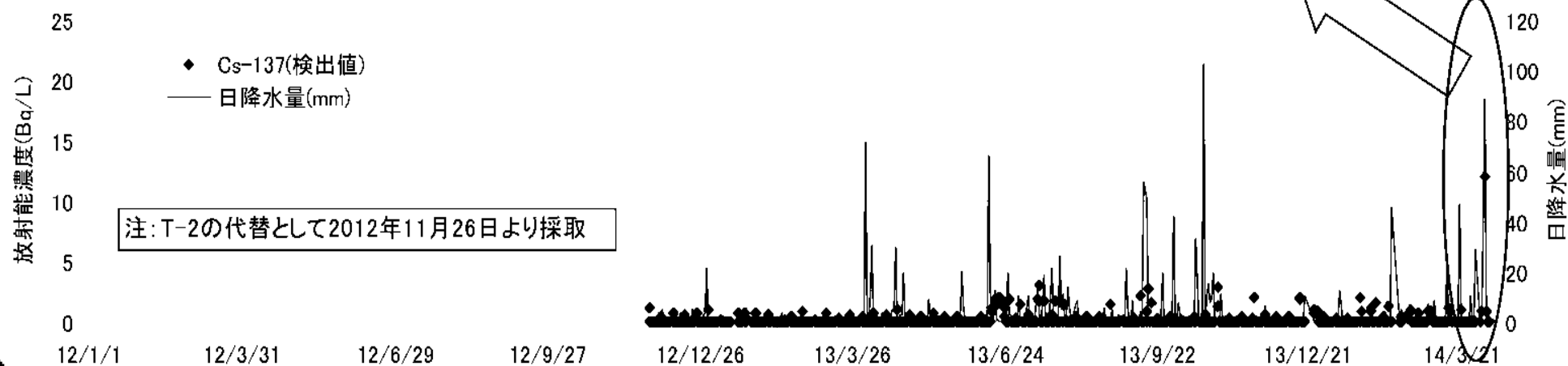
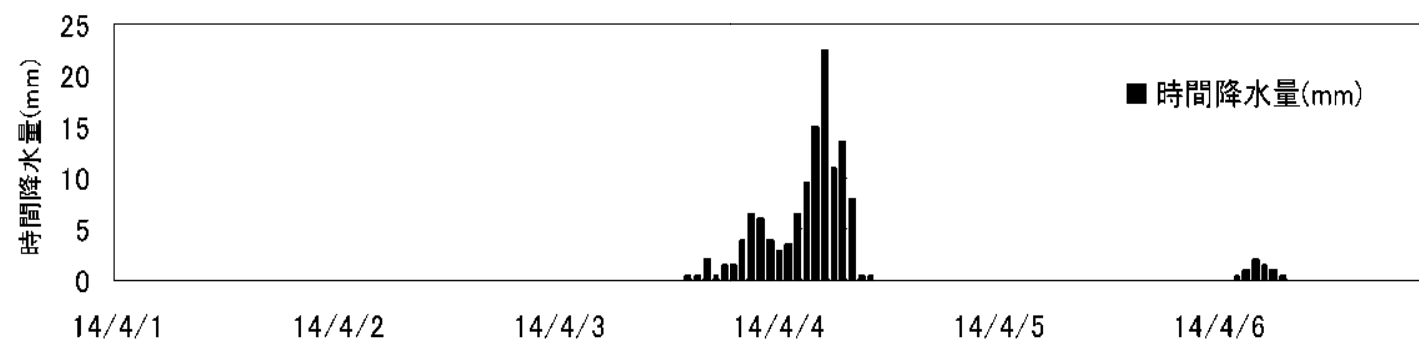
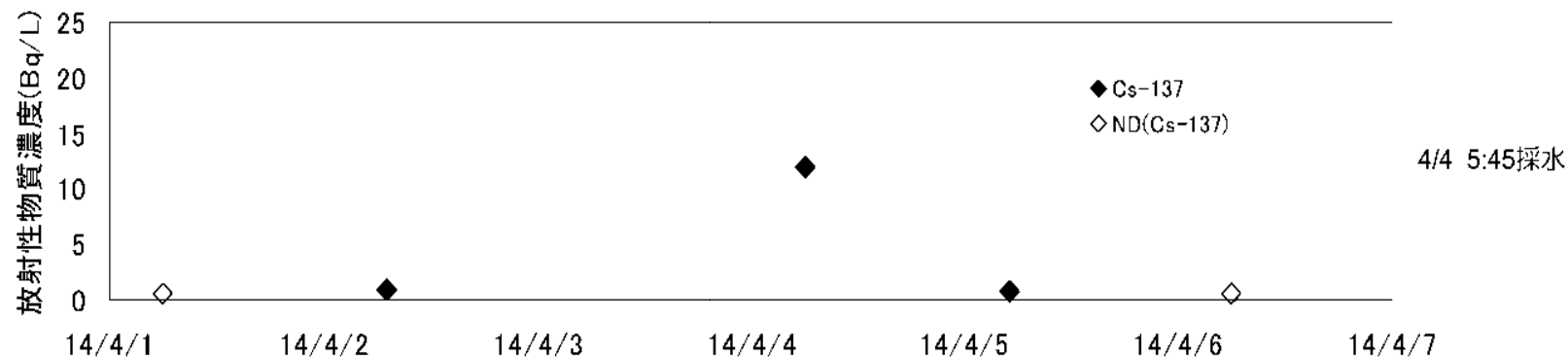
5, 6号機放水口北側(T-1)のCs-137濃度と降水量の関係



南放水口付近(T-2)のCs-137濃度と降水量の関係



南放水口付近(T-2-1)のCs-137濃度と降水量の関係



ろ過前後の測定結果の比較

濃度が急上昇した海水試料について、濁りが見られたことから0.45 μm のフィルタでろ過し、再測定を実施した。

概ねCs-137濃度は、半分程度となり、海水に含まれていたCs-137の半分程度は土壌等に付着したものであり、残りはフィルタよりも微細な粒子や溶出したCsと考えられる。

(単位: Bq/L)

	5, 6号機放水口北側(T-1)			比較
採取日	2014/4/2	2014/4/4		
時間	5:42	7:25		
処理	未ろ過	未ろ過(①)	ろ過後 ^{*1} (②)	②/①
Cs-134(約2年)	ND(0.66)	8.7	4.5	52%
Cs-137(約30年)	0.66	22	11	50%

(単位:Bq/L)

	南放水口付近(T-2-1)			比較
採取日	2014/4/2	2014/4/4		
時間	7:25	5:45		
処理	未ろ過	未ろ過(①)	ろ過後 ^{*1} (②)	②/①
Cs-134(約2年)	ND(0.63)	4.4	1.4	32%
Cs-137(約30年)	0.89	12	4.9	41%

(単位:Bq/L)

	3号機取水口前(シルツェン内側)			比較
採取日	2014/4/2	2014/4/4		
時間	7:06	7:09		
処理	未ろ過	未ろ過(①)	ろ過後*1(②)	②/①
Cs-134(約2年)	12	100	63	63%
Cs-137(約30年)	29	290	160	55%

(単位:Bq/L)

	4号機取水口前(シルツェン内側)			比較
採取日	2014/4/2	2014/4/4		
時間	7:09	7:11		
処理	未ろ過	未ろ過(①)	ろ過後*1(②)	②/①
Cs-134(約2年)	10	210	83	40%
Cs-137(約30年)	25	560	220	39%

*1 0.45 μm のフィルタによるろ過。

* NDは検出限界値未満を表し、()内に検出限界値を示す。

降雨が無い日に採取した港湾内の海水試料については、ろ過により有意な濃度の低下が見られなかったことから、Cs-137は粒子状ではなかったと評価している。

- ・ 3号機取水口前 (シルツェン内側) ろ過前 150Bq/L → ろ過後 160Bq/L
- ・ 東波除堤北側 ろ過前 21Bq/L → ろ過後 17Bq/L

(採取日: 2013/8/5 6:29, 6:42 降水量: 8/4 1.0mm/日, 8/5 0.0mm/(0時~7時) フィルタ径: 0.45 μm)

考えられる要因と対応

＜状況のまとめ＞

- 4/3～4/4に集中豪雨があり、4日朝に採取した港湾内外の海水試料で、Cs-137 濃度がそれまでの10倍以上に上昇。翌4/5以降は上昇前の濃度に低下。
- 過去にも、降雨後にCs-137の濃度上昇が見られているが、ここまでの上昇は希。
- 前日からの降雨継続に加え、採水直前に時間雨量で20mm/hを超える豪雨となっていた。
- 北放水口前の地点と南放水口から約0.33km及び約1.3km南へ離れた地点で、降雨後の4日朝に採取した試料がともに上昇している。
- 豪雨時に濃度が上昇した試料をろ過し再測定したところ、Cs-137濃度が半分程度まで低下した。

＜考えられる要因＞

- 汚染土壌の豪雨による海への流出のため海水中の濃度が上昇していたことが考えられ、今回は降雨のピーク直後の採水となったため濃度が上昇した海水を採取したものと考えられる。

＜対応＞

- 港湾内外の海水のモニタリングを継続するとともに、港湾口及び南北放水口付近に連続監視用の海水モニタの設置を進めていく。
- また、豪雨の際に可能な範囲で採水を行い、ろ過前後の測定を行うなど、降雨時のデータの充実に努める。
- 現在実施中の、敷地内の表土除去等による除染、排水路の清掃、フェーシング、港湾内海底土の被覆等の対策を進めていく。

(5) 多核種除去設備の状況報告

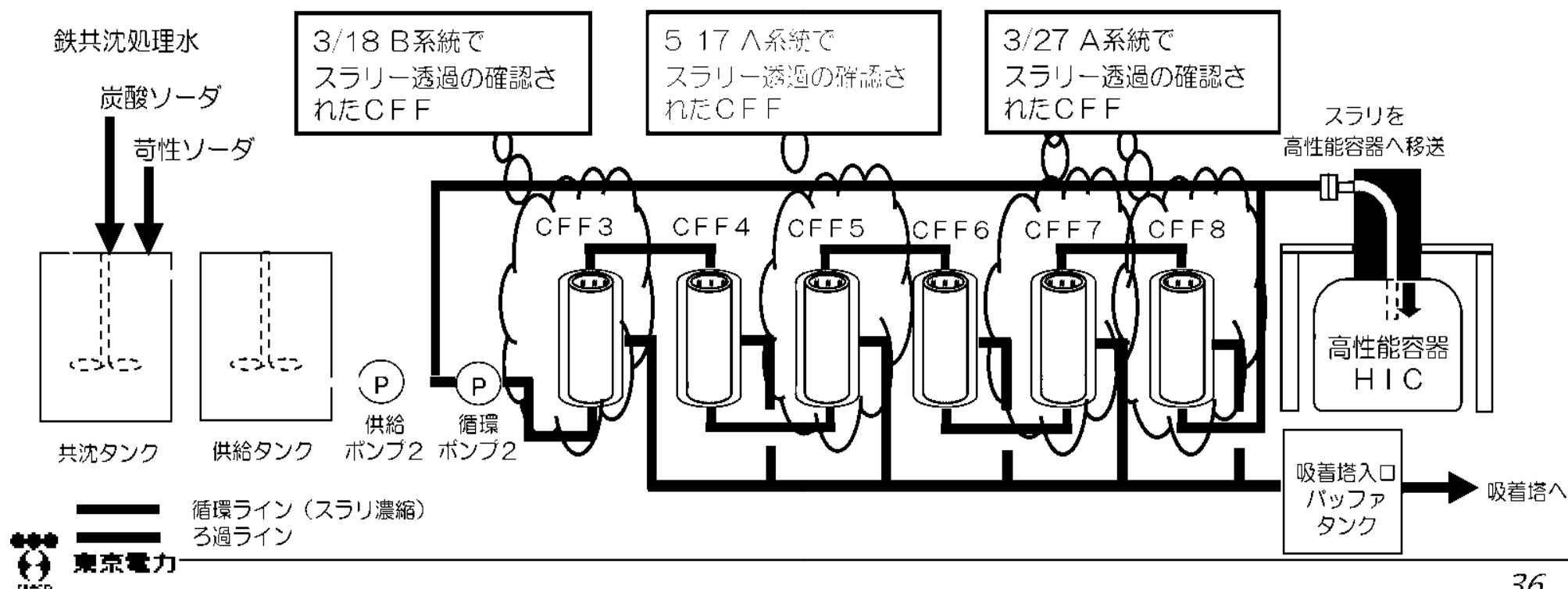
事象概要

3/18 B系統のCFF3Bより、3/27 A系統のCFF7A、8Aより炭酸塩スラリーの流出が確認された。

分解調査した結果、バスケットの一部に放射線照射によると推定される劣化および微小な傷を確認。

A系統については4/23 A系統の処理を再開していたが、5/17にCa濃度上昇および白濁を確認。調査した結果、CFF5A出口の白濁を確認。

B系統については炭酸塩スラリーの流出によって汚染された系統内の浄化を実施し、処理運転を再開予定。



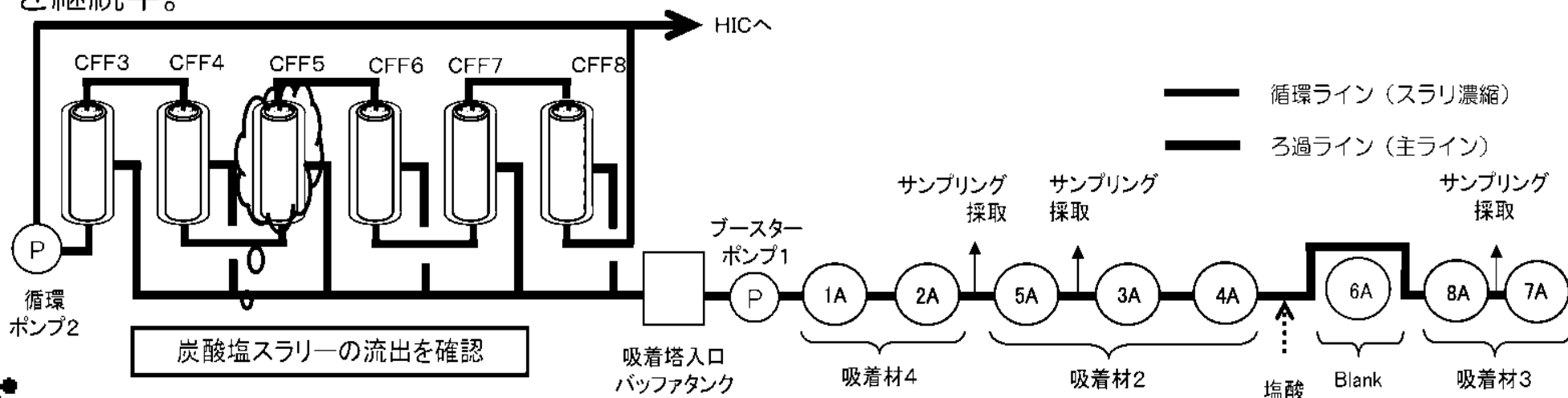
A系統／C系統の今後について

A系統出口水の全 β 濃度は通常の範囲内 ($2.4 \times 10^{-1} \text{Bq/cc}$) であり、ALPS下流設備（サンプルタンク等）への炭酸塩スラリーによる汚染拡大はないことを確認。

影響範囲を確認するため、A系統の主要箇所のCa濃度を測定。吸着塔上流側（吸着塔2 A出口）において、Ca濃度の上昇が確認されていないことから、炭酸塩流出範囲は限定されていると推定されるものの、詳細について継続調査を実施。

サンプリング箇所	Ca濃度 (ppm)	水の色
吸着塔2 A出口	0.9	透明
吸着塔5 A出口	0.7	透明
吸着塔8 A出口	0.6	透明

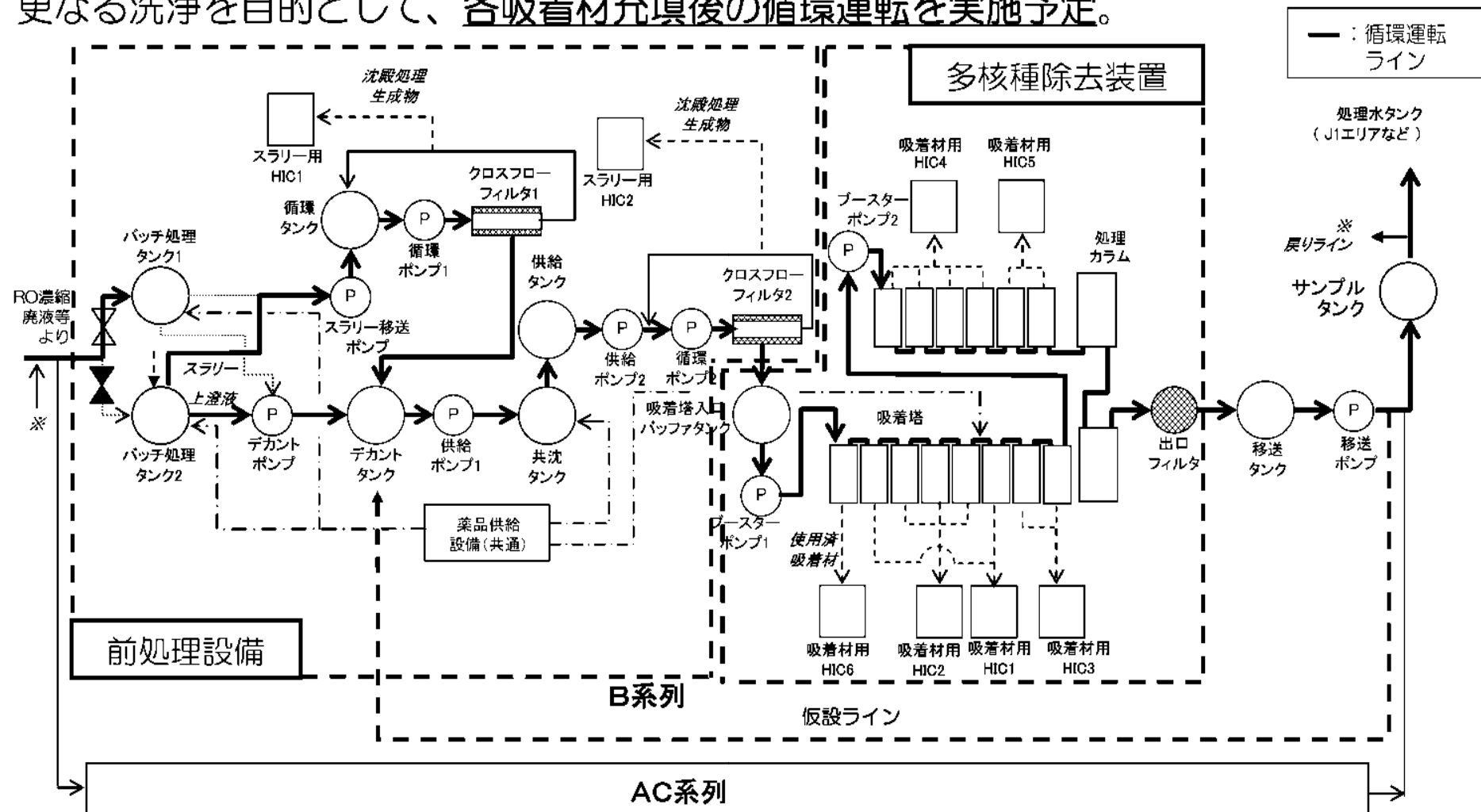
A／B系統より運転時間の短いC系統についてはブースターポンプ1出口（炭酸塩沈殿処理出口）のCa濃度を毎日測定し、CFFから炭酸塩流出がないことを確認しながら処理を継続中。



Bシステムの系統内洗浄について

炭酸塩沈殿処理のC F Fから出口まで、炭酸塩スラリーの除去及び除染を目的に洗浄を実施。炭酸塩スラリーの除去はC a濃度の有意な上昇がないこと（洗浄水（ろ過水）と同等のC a濃度であること）、除染は運転時の放射能（全β）と同程度になることを目標として実施。

更なる洗浄を目的として、各吸着材充填後の循環運転を実施予定。



スケジュール

A系統については、炭酸塩スラリーの流出範囲の詳細調査をしたうえで洗浄を実施。合わせて、改良型C F Fの交換を計画。

B系統については系統内洗浄と並行して、炭酸塩沈殿処理C F Fを改良型C F Fへ交換し、5月下旬処理再開予定。

C系統については速やかな改良型C F Fへの交換を計画。それまでは**ブースターポンプ1出口（炭酸塩沈殿処理出口）のC a濃度を毎日測定**し、C F Fから炭酸塩流出がないこと確認した上で処理を継続。

	5月		
	11	18	25
A系統	処理運転		
	<div> <div></div> <div>↓</div> <div>処理停止・系統内洗浄・CFF交換</div> </div>		
B系統	<div> <div></div> <div>↑</div> <div>処理運転</div> </div>		
	処理停止・系統内洗浄・CFF交換		
C系統	処理運転		

(6) 弁銘板の取付進捗状況について

弁銘板の取付進捗状況について

- 対象弁の特定に要する時間の短縮、及び誤操作のリスクを低減する観点から、昨年10月より弁銘板の取り付けを実施。
- 現在までに当初計画約5,000台の銘板について取り付け完了。
- 今後は設備増設に合わせて銘板の取り付けを実施していく予定。

【参考】

弁操作の監視強化状況

- 汚染水の移送先の切り替えにあたって、操作・確認が必要な弁を個別の移送先毎に明記した手順書に基づき作業を実施中。
- また隔離弁の「開」「閉」状態について、当社社員が弁チェックリスト等を用いて、毎日パトロールにおいて確認を実施中。

弁の施錠状況

- 当該および同様のライン(RO濃縮水受入ライン)の弁について4/18までに施錠完了(開運用中のものをのぞく)

(7) 3号機主蒸気隔離弁 (MSIV) 室内調査結果

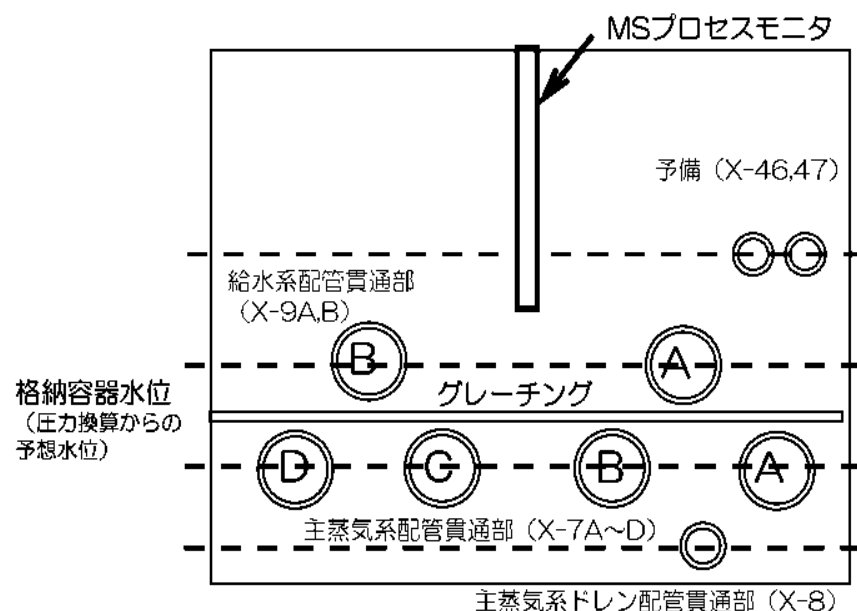
調査概要

MSIV室上の空調機械室からMSIV室に繋がっている主蒸気配管プロセス放射線モニタ管（MSプロセスモニタ）より，カメラ撮影（パンチルト・内視鏡）及び線量測定を実施する。

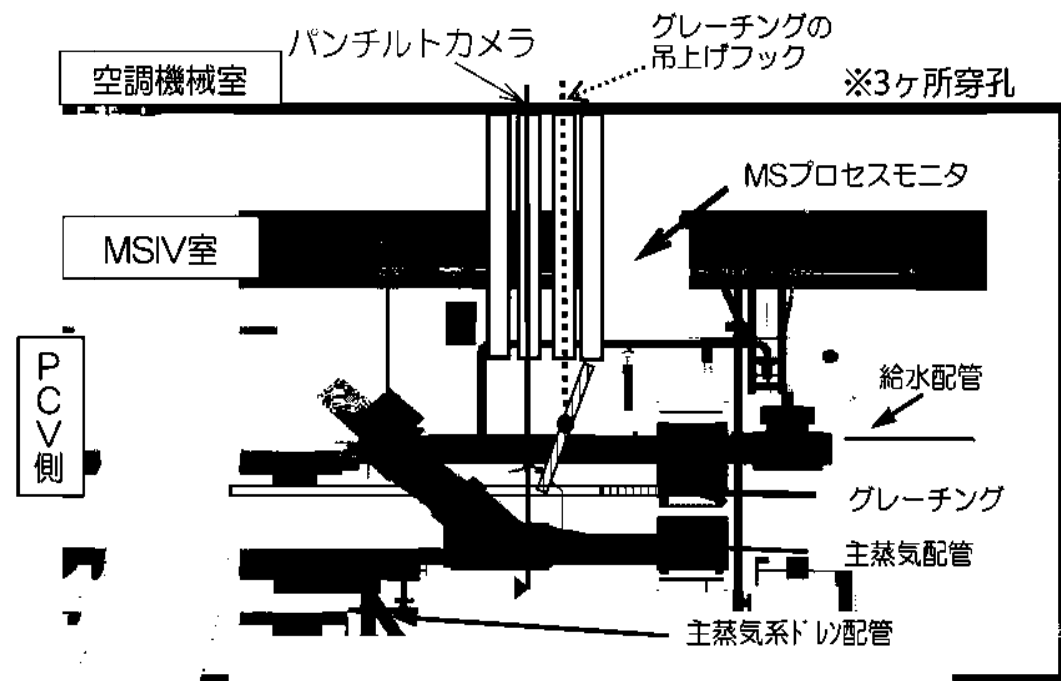
4月23日 グレーチング上調査（パンチルトカメラ撮影）
線量測定（ホットスポット線量計）

5月 8日 グレーチング下調査（内視鏡撮影）

5月15日 グレーチング下調査（パンチルトカメラ撮影）



MSIV室からPCV側を見た図



原子炉建屋1階MSIV室（断面）

調査結果 【主蒸気配管D側】

主蒸気配管Dの伸縮継手周辺からの漏えいが確認された。
漏えい水は、鉛筆2～4本程度の量と推定される。



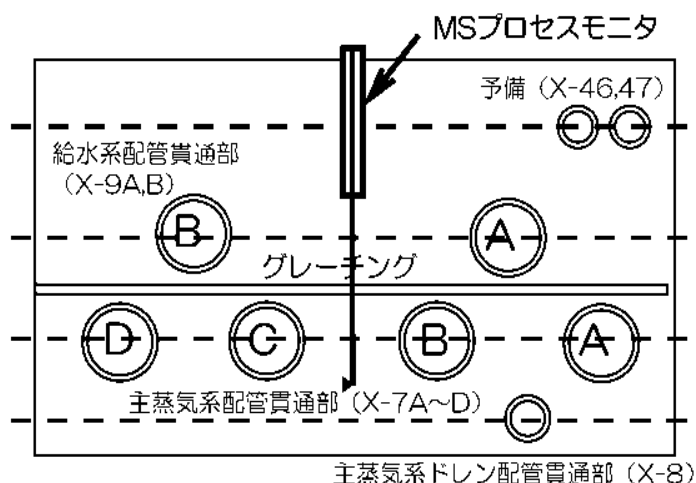
主蒸気配管D



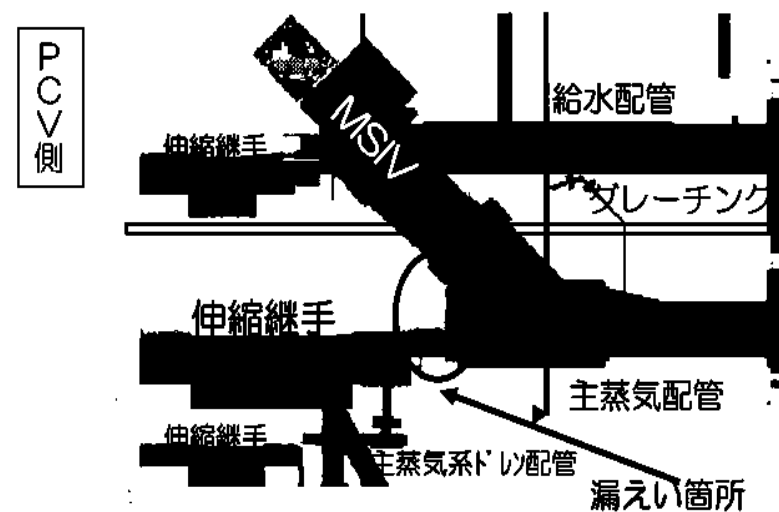
漏えい箇所拡大



主蒸気配管D



MSIV室からPCV側を見た図

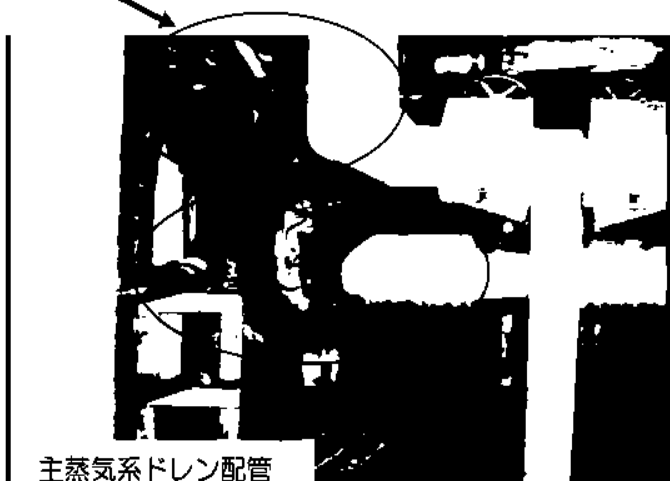


MSIV室イメージ図 (断面)

調査結果 【主蒸気配管A・B・C、主蒸気系ドレン配管】

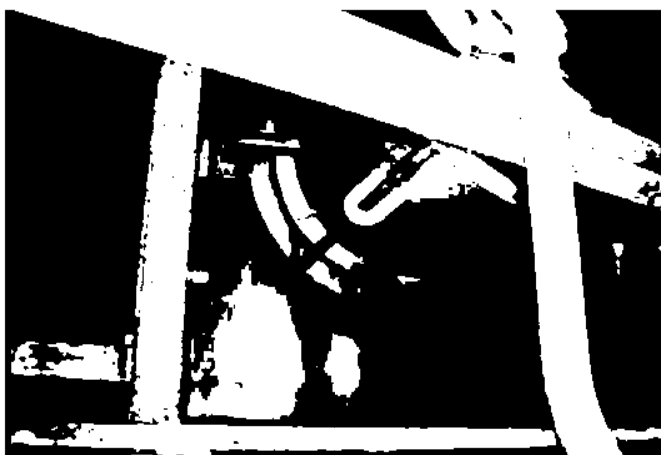
主蒸気配管A・B・C、主蒸気系ドレン配管からの漏えいは確認されなかった。

主蒸気配管A



主蒸気系ドレン配管

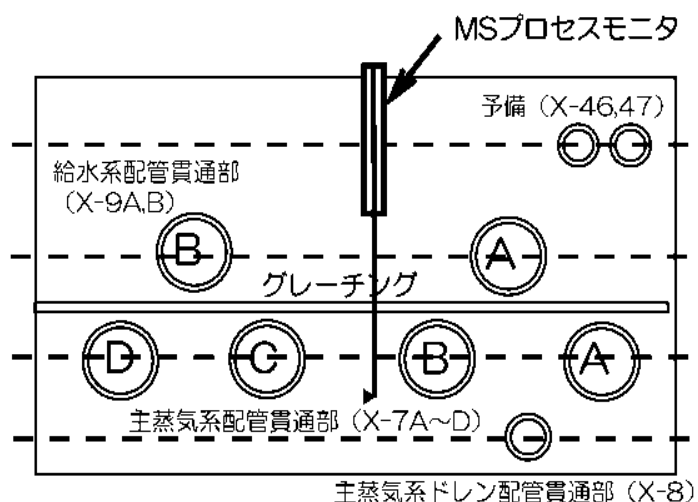
主蒸気配管A、主蒸気系ドレン配管



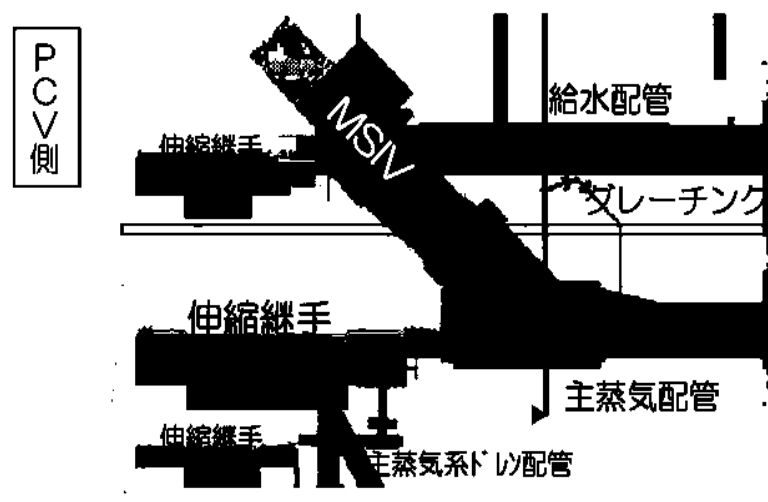
主蒸気配管B



主蒸気配管C



MSIV室からPCV側を見た図



MSIV室イメージ図（断面）

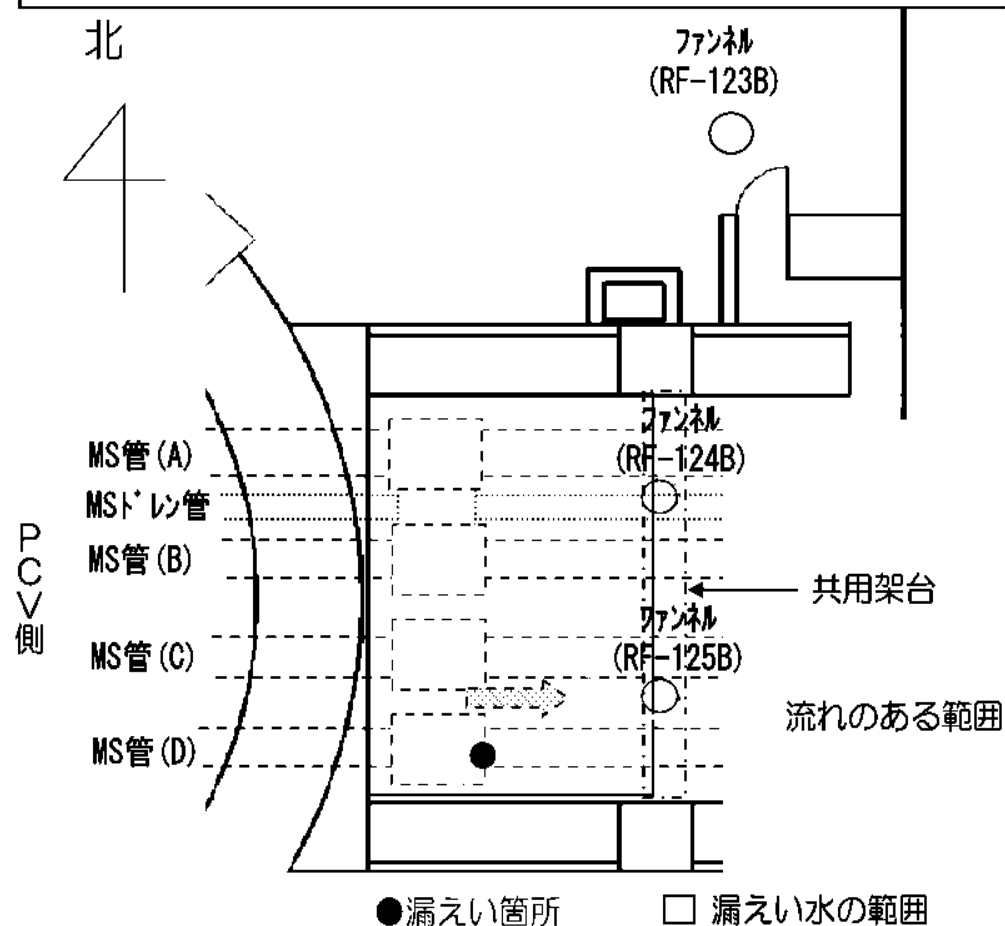
調査結果 床面の状況

床面は漏えい水が全域に溜まっている。

床面北側（主蒸気配管A・B側）に、流れは確認されなかった。

床面南側（主蒸気配管C・D側）に、東側に向かって流れていることを確認した。

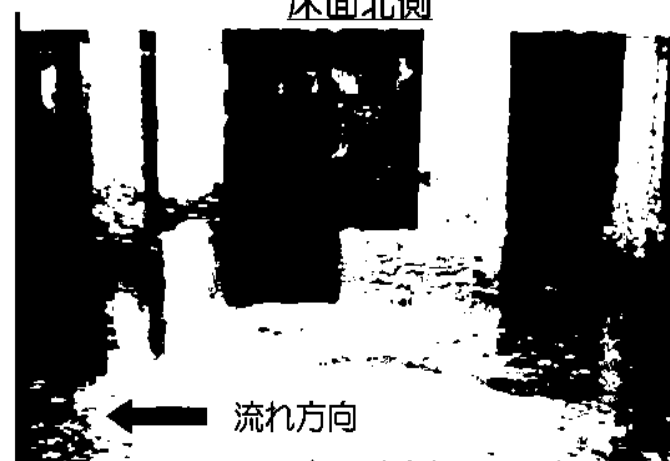
床面の流れの状況から判断しても、漏えい箇所は主蒸気配管Dのみと推定される。



MSIV室イメージ図（平面）



床面北側



床面南側

(PCV側)

今回の映像から、漏えい量の評価を行うとともに、追加調査の要否の検討を行う。

また、本調査結果をPCV止水・補修方法の検討に活用するものとする。

福島第一原子力発電所 集中廃棄物処理施設焼却工作建屋等への 滞留水の誤った移送に関する原因と対策について

平成26年5月19日

東京電力株式会社



東京電力

1. 事象の概要

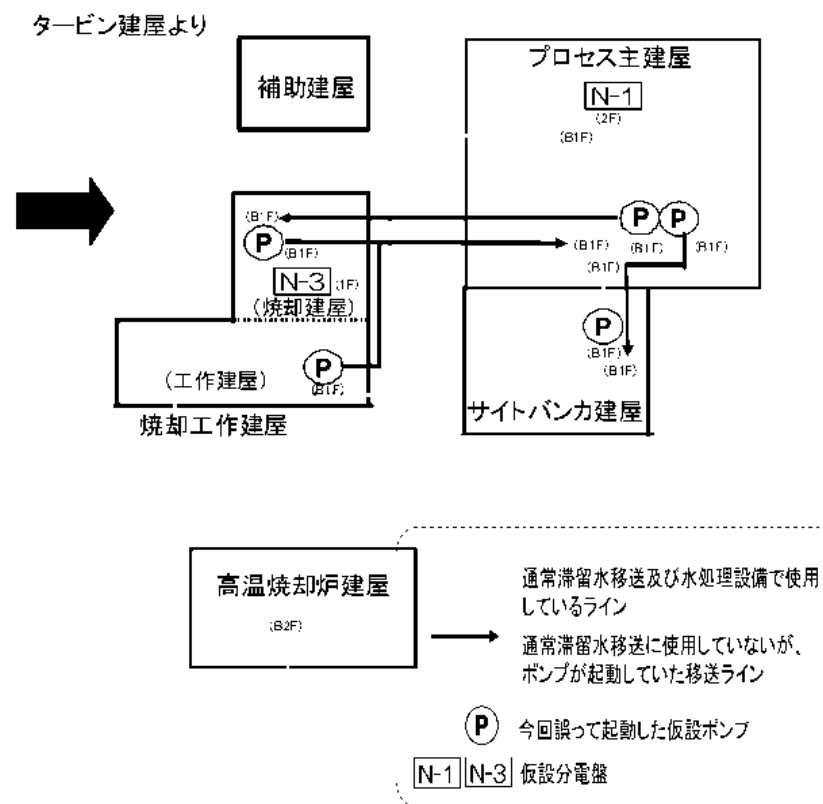
平成26年4月13日、プロセス建屋および焼却工作建屋に設置している通常使用していない仮設ポンプ（4台）が運転中であつたことを確認

仮設ポンプの運転（誤移送）による滞留水を焼却・工作建屋に確認（約203m³）

推定原因

移送ライン設置当時（平成23年6月）から弁開の状態で維持されており、仮設ポンプの電源が入れば今回の誤移送が発生する環境にあつた

分電盤内のスイッチに識別表示がなされていないという作業環境の中、平成26年3月20日に当該分電盤の負荷（空調設備）のスイッチを入れようとした際に、誤って仮設ポンプ4台のスイッチを入れた可能性が高い。



2. 再発防止対策と対応状況

	再発防止対策	対応状況
電源盤内負荷機器の明確化	電源盤内負荷機器の識別標示や電源盤近傍に単線結線図を配置するなど、誤操作が発生しうる環境の改善	<ul style="list-style-type: none"> ・当該電源盤は実施済 ・上記以外は計画中（重要度の高い設備について優先的に実施した後（6月末完了予定、残りの設備へ順次展開予定）
使用予定のない仮設設備の処置	当面使用する計画のない建屋滞留水移送に関わる仮設設備については、ポンプの電源を切り離し、ポンプ吐出弁を閉にするなど、誤操作等による意図しない機器の動作を防止	<ul style="list-style-type: none"> ・弁閉処置済 ・電源切り離しは計画中（5月末完了予定）

（更なる現場強化策）

電源盤等の施錠管理	作業者が安易に操作を実施できないよう施錠管理の実施	<ul style="list-style-type: none"> ・当該電源盤は実施済 ・上記以外は実施中（約700箇所中約570箇所完了、6月末完了予定）
現場監視機能の強化	特に重要な設備を設置している建屋・エリアについて、監視カメラ設置等の実施	<ul style="list-style-type: none"> ・インフラ（ケーブルやカメラなどの準備）の整備も含めて現在検討中

福島第一原子力発電所 集中廃棄物処理施設焼却・工作建屋等への 滞留水の誤った移送について

平成26年5月2日

東京電力株式会社



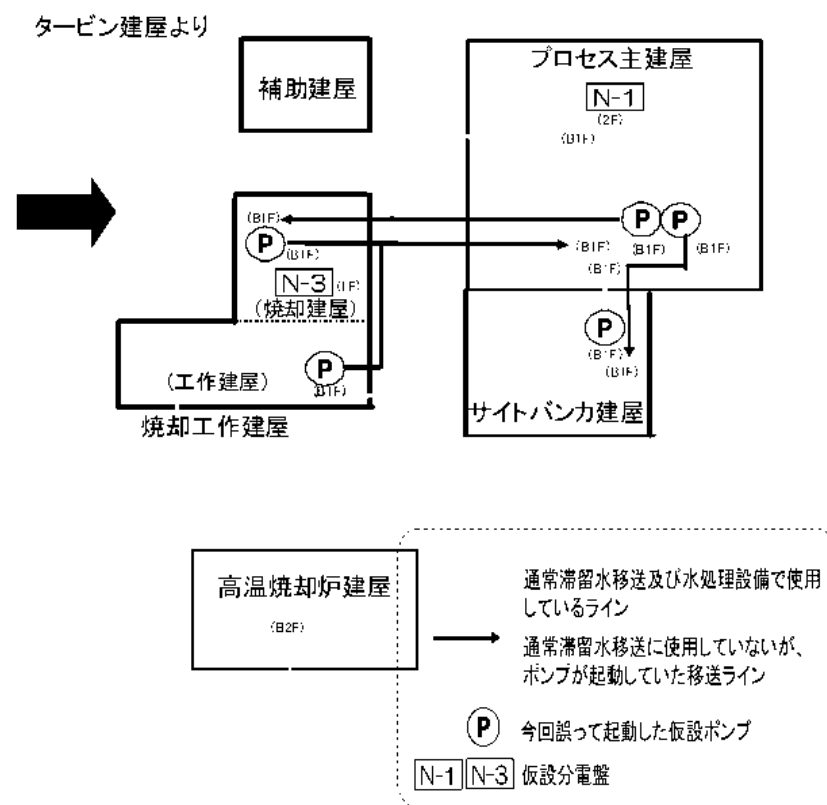
東京電力

1. 事象の概要

平成26年4月10日にサイトバンカ建屋からプロセス主建屋へ水移送後、サイトバンカ建屋水位の更なる上昇傾向、プロセス主建屋水位の低下傾向が確認された。原因調査の結果、4月13日に通常使用していない仮設ポンプ（4台）が運転中であったことを確認。

仮設ポンプ停止後の現場確認において、焼却・工作建屋に約203 m^3 （焼却建屋：約165 m^3 、工作建屋：約38 m^3 ）の滞留水があることを確認（その後の調査で工作建屋への誤移送がなかったことを確認）。

焼却建屋・サイトバンカ建屋ともに今回誤って移送された水位レベルに配管貫通部はなく、また建屋水位・サブドレンの水質分析結果に有意な変化がないこと、更にサブドレン水位は建屋水位に比べ高いことから、外部への漏えいは無いものと判断。

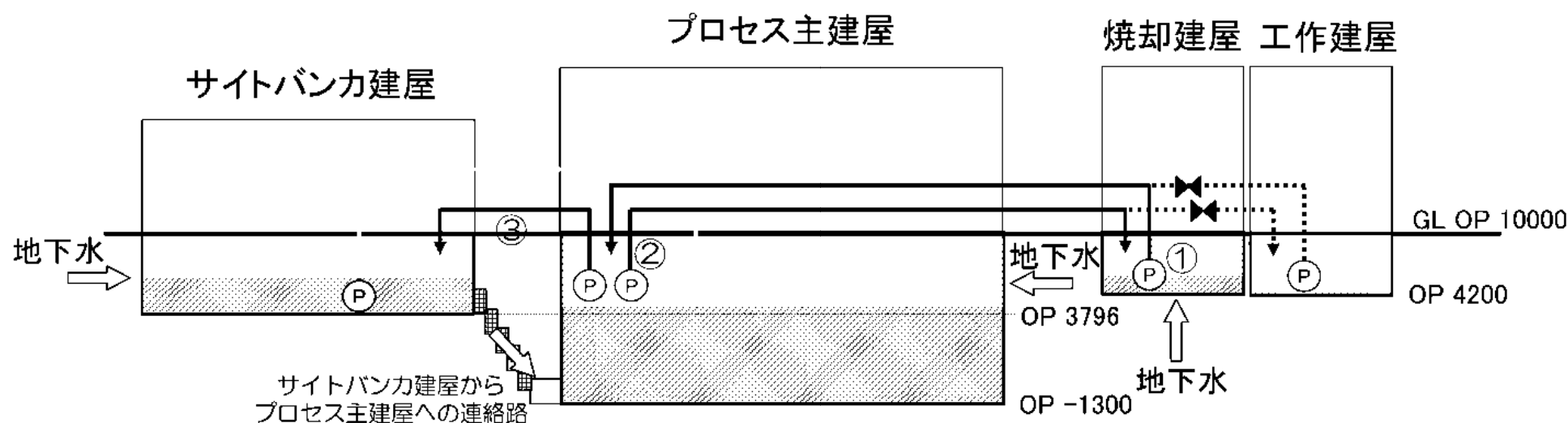


2. 各建屋と仮設ポンプの設置状況（断面図）

誤って起動した仮設ポンプのうち、移送が可能であったものは3台

- ①焼却建屋からプロセス主建屋に移送する仮設ポンプ 1台
- ②プロセス主建屋から焼却建屋に移送する仮設ポンプ 1台
- ③プロセス主建屋からサイトバンク建屋に移送する仮設ポンプ 1台

※ 工作建屋に設置されていた仮設ポンプは吐出ライン弁閉のため移送不可



3. 原因調査内容（1 / 2）

調査事項

仮設ポンプ起動時期の推定

関連する建屋水位データから、仮設ポンプの起動時期を推定した。

ヒューマンエラーの可能性

当社社員を対象としたヒアリングおよび当該設備設置当時の資料調査を行い、ヒューマンエラー発生の可能性を調査した（実施期間：平成26年4月17日～4月25日）。

上記 i) において推定した仮設ポンプ起動時期近傍における作業件名のうち、分電盤の設置建屋（プロセス主建屋および焼却・工作建屋）に入域する作業の有無を調査した。

設備状態の確認

当該分電盤の回路を確認し、誤動作が発生する可能性について調査した。
その他、有益な情報について書類調査・ヒアリングを行った。

3. 原因調査内容（2／2）

原因の特定にあたっては、まず仮設ポンプの起動時期を絞り込む必要があることから、長期的トレンド（6頁参照）から、水移送実績等を踏まえ、水位データについて分析調査を行った。

なお、調査にあたっては、4つの仮設ポンプが起動することで誤移送の影響を受ける建屋で、且つ連続的に水位監視しているプロセス主建屋とサイトバンカ建屋の水位に着目して、起動時期の特定を図った。

特に、サイトバンカ建屋については、通常流入するラインが無いことから、水位変動の傾向を掴みやすいこともあり、サイトバンカ建屋における水位変動の特徴から以下の3つの期間に分け、それぞれの段階における仮設ポンプ起動の有無について検討した。

- ① サイトバンカ建屋水位上昇が殆どない（～5mm/日程度）段階
（8月上旬～11月中旬）
- ② サイトバンカ建屋水位がほぼ一定で上昇（5mm/日程度）している段階
（11月中旬～3月下旬）
- ③ サイトバンカ建屋水位が更に上昇（10mm/日以上）している段階
（3月下旬～4月上旬）

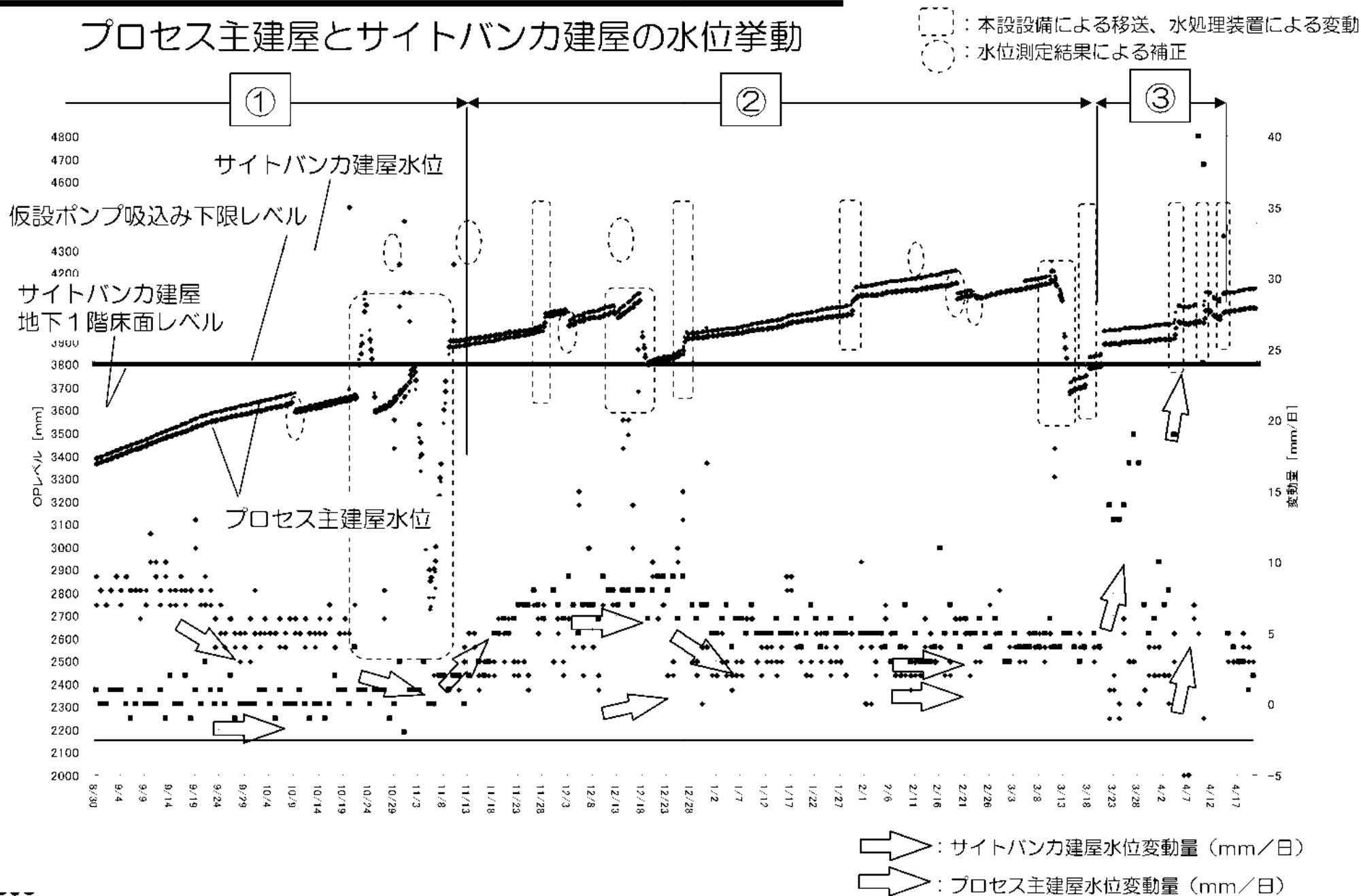
4. 調査結果（一覧）

調査結果は以下の通り

項目		調査内容	調査結果
i	仮設ポンプ起動時期の推定	関連する建屋水位データから、仮設ポンプの起動時期を推定	プロセス主建屋及びサイトバンク建屋の水位が急上昇し始めた平成26年3月20日12時以降に仮設ポンプの電源が入った可能性が高いと推定
ii	ヒューマンエラーの可能性	a. ヒアリングおよび当該設備設置当時の資料調査	仮設ポンプの電源が入れば今回の誤移送が発生する環境、スイッチの誤認による誤操作の発生しやすい環境であること、 仮設ポンプの推定起動時期（平成26年3月20日）において、プロセス主建屋及び焼却・工作建屋の双方に入域する作業に従事した社員がいることを確認
		b. 分電盤の設置建屋（プロセス主建屋および焼却・工作建屋）に入域する作業の有無を調査	
iii	設備状態の確認	a. 当該分電盤の回路を確認し、誤動作が発生する可能性について調査	当該分電盤の回路を確認し、誤動作の発生する可能性の無いことを確認 建屋滞留水の状況 焼却建屋 平成24年5月30日：膝位（20～30cm）程度 平成25年4月 1日：45cm程度 平成26年2月24日：膝上（50～60cm）程度 工作建屋 平成25年12月30日：5cm程度
		b. 有益な情報について書類調査・ヒアリング	

4. 調査結果 i 仮設ポンプ起動時期推定 (1 / 3)

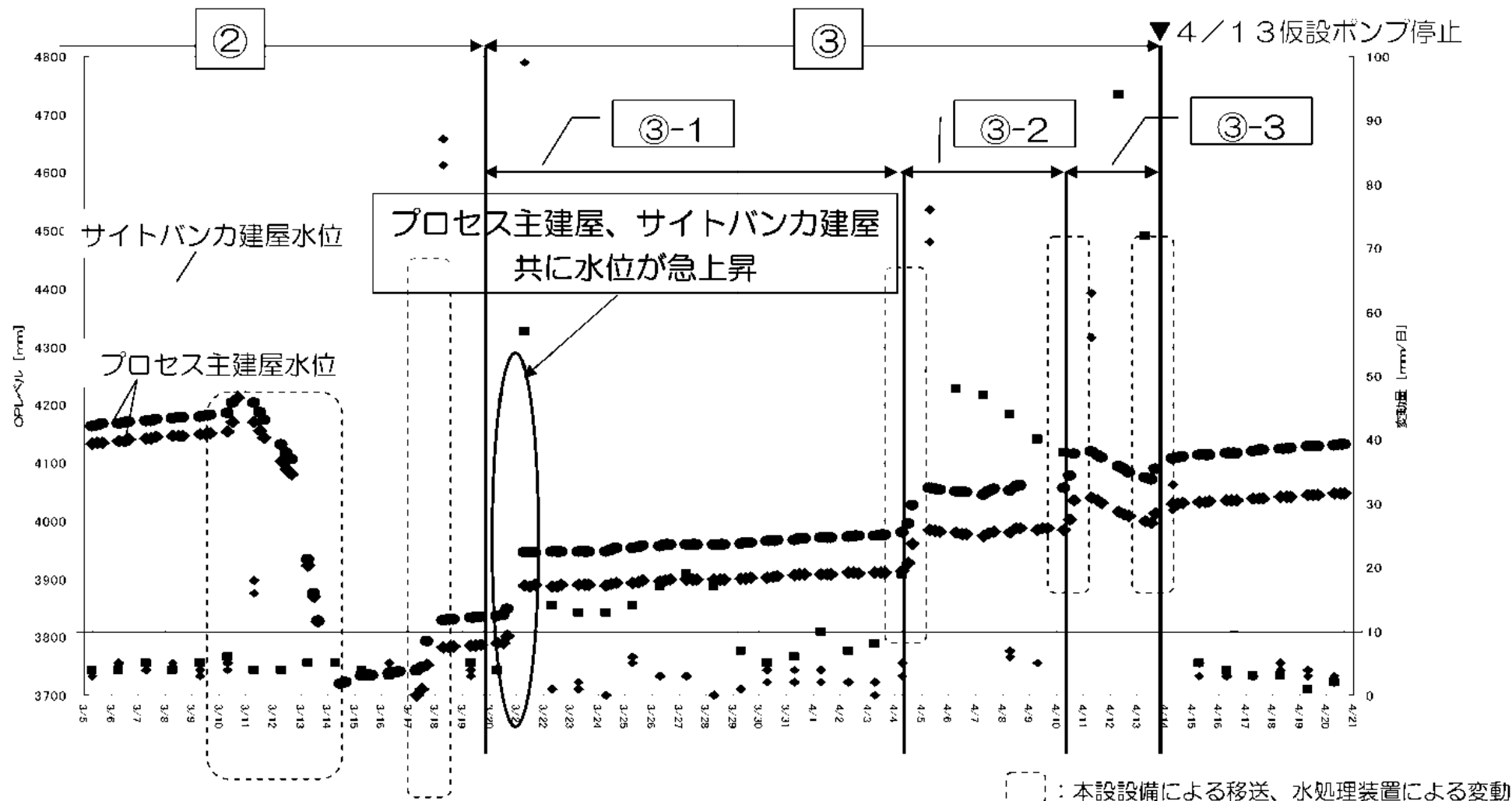
プロセス主建屋とサイトバンカ建屋の水位挙動



4. 調査結果 i 仮設ポンプ起動時期推定 (2/3)

平成26年3月1日～4月13日までの水位挙動

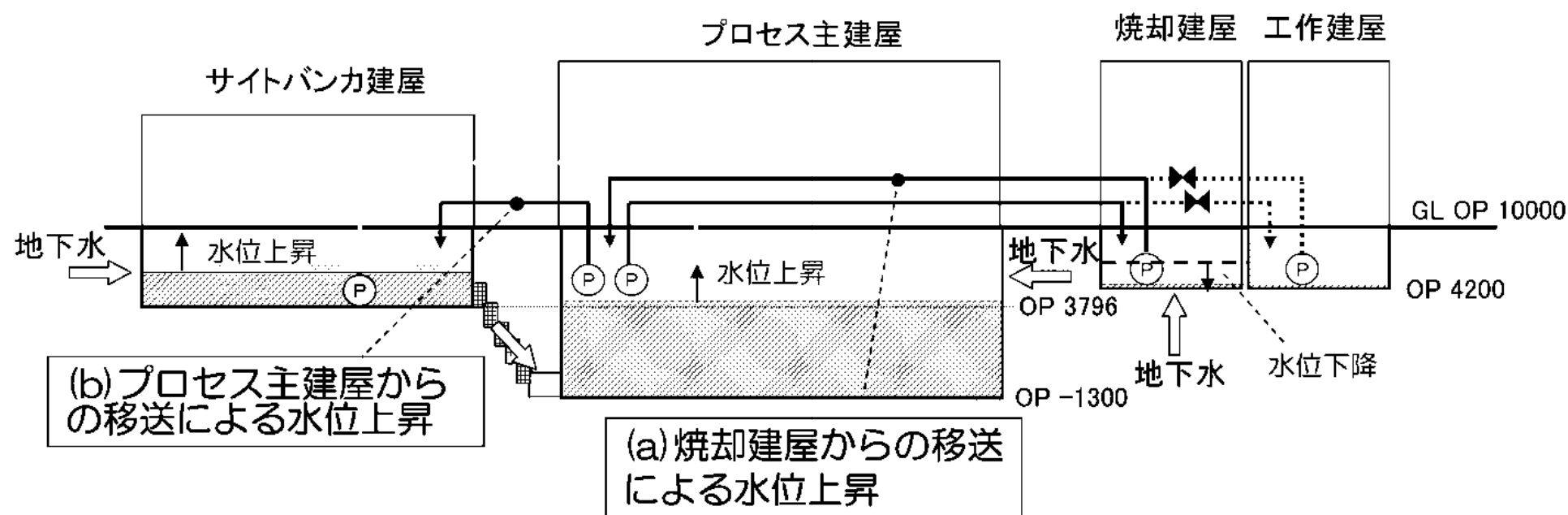
- ・ 3月19日までと仮設ポンプを停止した4月14日以降の水位挙動は概ね一致。
- ・ 3月20日の12時以降にプロセス主建屋及びサイトバンカ建屋の水位が急上昇し始めている。



4. 調査結果 i 仮設ポンプ起動時期の推定（3／3）

③-1 平成26年3月20日～4月3日

- ・ 3月20日の12時以降に仮設ポンプの電源が入り焼却建屋の水がプロセス主建屋へ移送されプロセス主建屋の水位が急上昇した。（a）
- ・ また、プロセス主建屋の水位が仮設ポンプの移送可能なレベルに到達し、プロセス主建屋からサイトバンク建屋への移送も行われたことから、サイトバンク建屋の水位も急上昇した。（b）
- ・ 以上のことから、同日12時以降に仮設ポンプの電源が入った可能性が高いと推定した。



4. 調査結果 ii ヒューマンエラーの可能性（1 / 2）

a.当社社員を対象としたヒアリングおよび当該設備設置当時の資料調査を行い、ヒューマンエラー発生の可能性を調査した。

その結果、今回の誤移送に関連すると思われる情報は以下の通り。

当社社員のうち、当該設備所管部門、当該建屋所管部門、当該建屋内設備所管部門、および運転所管部門の計94名を対象に今年3月以降の作業状況等についてヒアリングを実施。

当該移送ライン設置当時の弁開閉状態

当該移送ラインは、既に建屋滞留水の移送先として使用していたプロセス主建屋および高温焼却炉建屋に加え、サイトバンカ建屋および焼却・工作建屋を移送先として確保するため、平成23年6月に設置したものであった。

書類調査により、当該移送ライン設置後の弁開閉状態は誤移送発見時（平成26年4月13日）と同様の状態であったことを確認した。

その後、当該移送ラインを使用した実績がないことから、弁開閉状態は平成23年6月以降も変化がなかったと推測され、仮設ポンプの電源が入れば今回の誤移送が発生する環境にあったものと考えられる。

当該分電盤の作業環境

当該分電盤には、仮設ポンプ以外にも空調設備等のスイッチが格納されていた。分電盤内のスイッチは番号管理がなされているものの、負荷機器名称等の識別がなされておらず、スイッチの誤認による誤操作の発生しやすい環境であった。

4. 調査結果 ii ヒューマンエラーの可能性（2／2）

当該分電盤の状態

分電盤N-1（プロセス主建屋に設置）については、平成25年5月21日時点（※）で2台の仮設ポンプ（CEN-AおよびCEN-B）の電源は「切」状態であった。

（※）予備端子の有無に関する調査時に撮影した写真により確認。

b. 分電盤の設置建屋（プロセス主建屋および焼却・工作建屋）に入域する作業の有無を調査

作業実績の有無

仮設ポンプの推定起動時期（平成26年3月20日）において、プロセス主建屋及び焼却・工作建屋の双方に入域する以下に示す作業に従事した社員のいることが確認された。（ただし、操作の内容については記録が残っておらず、操作者の記憶によるものである。）

P/C（C）全停作業の復旧にあたり、当該分電盤の負荷（空調設備）の入操作を実施（平成26年3月20日。なおP/C（C）受電は同日12時頃）

当該操作にあたっては、現場にて関連書類（負荷リストおよび単線結線図）を確認しながら操作を実施した。

なお、協力企業については、当該日においてプロセス主建屋及び焼却・工作建屋の双方に入域する作業は確認されなかった。

4. 調査結果 iii 設備状態の確認

設備状態について、以下の確認・調査を実施した。

当該分電盤の回路を確認し、誤動作が発生する可能性について調査

当該分電盤の回路を確認し、誤動作の発生する可能性の無いことを確認した。

有益な情報について書類調査・ヒアリング

焼却・工作建屋に立ち入った当社社員が、下記の水位があることを確認している。

＜焼却建屋＞

平成24年5月30日：膝位（20～30cm）程度

平成25年4月 1日：45cm程度

平成26年2月24日：膝上（50～60cm）程度

＜工作建屋＞

平成25年12月30日：5cm程度

5. 推定原因と問題点

誤移送に至った推定原因

調査結果より、誤移送に至った経緯は以下と推定した。

当該移送ライン設置当時（平成23年6月）から弁開閉状態は誤移送発見時（平成26年4月13日）と同様の状態で維持されており、仮設ポンプの電源が入れば今回の誤移送が発生する環境にあったものと推定される。

分電盤内のスイッチに識別表示がなされていないという作業環境の中、平成26年3月20日に当該分電盤の負荷（空調設備）のスイッチを入れようとした際に、誤って仮設ポンプ4台のスイッチを入れた可能性が高い。

今回の事象における問題点

当該分電盤内負荷機器が不明確であったこと

当該分電盤内の負荷機器名称等の識別がなされておらず、スイッチの誤認による誤操作の発生しやすい環境であった。

使用予定のない仮設設備が、電源が入れば誤移送が発生する機器状態にあったこと

現状では使用予定のない仮設設備であったにも関わらず、仮設ポンプの電源が入れば誤移送が発生する機器状態であった。

焼却・工作建屋の水位の管理が十分でなかったことから、誤移送の確認に時間がかかったこと。

6. 再発防止対策

今回の原因に対する対策を以下の通り実施する。

電源盤内負荷機器の明確化

特に重要な電源盤の負荷について、電源盤内負荷機器を明確化し、誤操作が発生しうる環境を改善する。

使用予定のない仮設設備の処置

震災直後に設置した当該移送ラインのように当面使用する計画のない建屋滞留水移送に関わる仮設設備については、ポンプの電源切り離し、またはポンプ吐出弁閉等、誤操作等による意図しない機器の動作を防止する。

上記措置については、設備図書（配管系統図等）に反映する。

現在汚染水を貯留している建屋に加え、今後汚染水を移送する可能性のある建屋（焼却・工作建屋）の水位についても水位管理を行う。

また、今回の原因に対する対策ではないが、福島第一原子力発電所における現場強化策として、以下の対応も検討していく。

電源盤等の施錠管理

作業者が安易に操作を実施しないよう、操作スイッチのある電源盤、操作盤、制御盤について、施錠管理を行う。

現場監視機能の強化

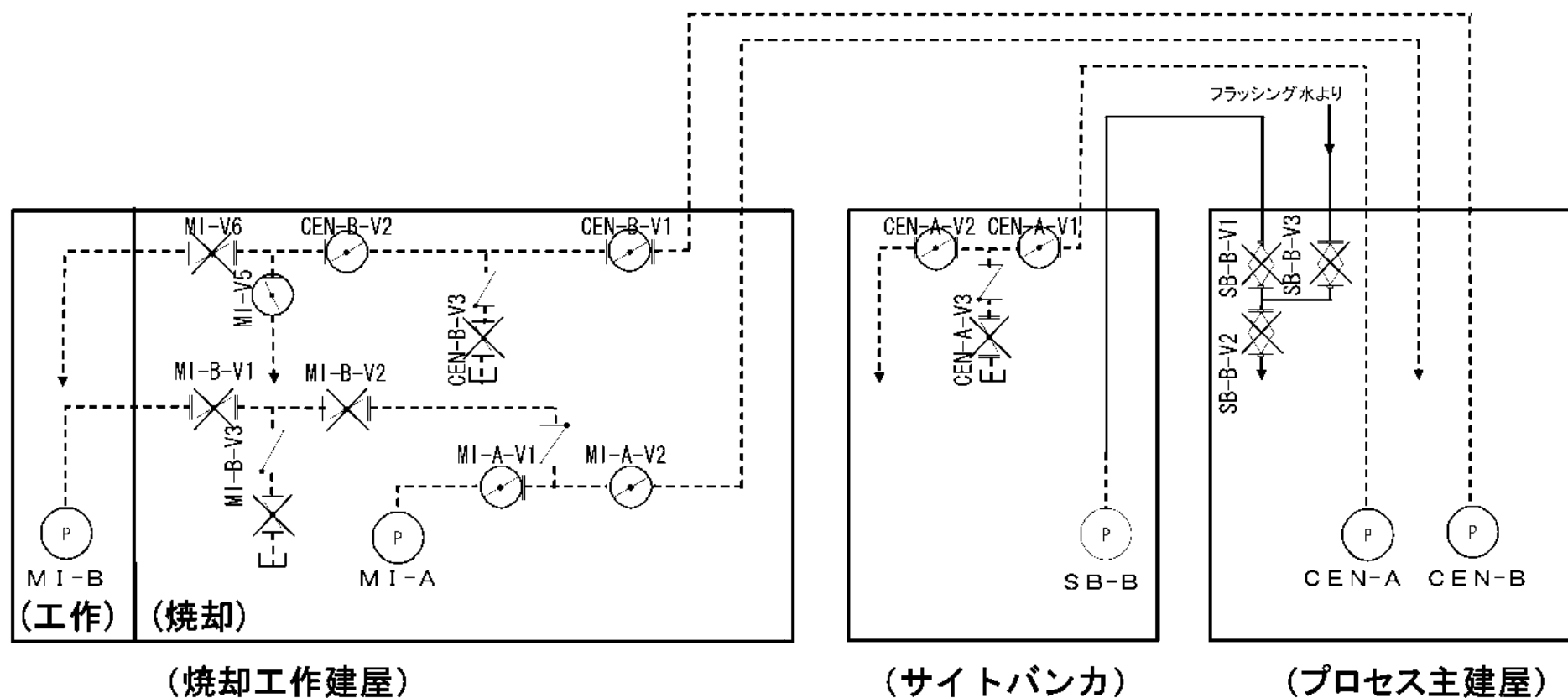
特に重要な設備を設置している建屋・エリアについて、監視カメラの設置等を行う。

【参考1】主な時系列

【時系列】

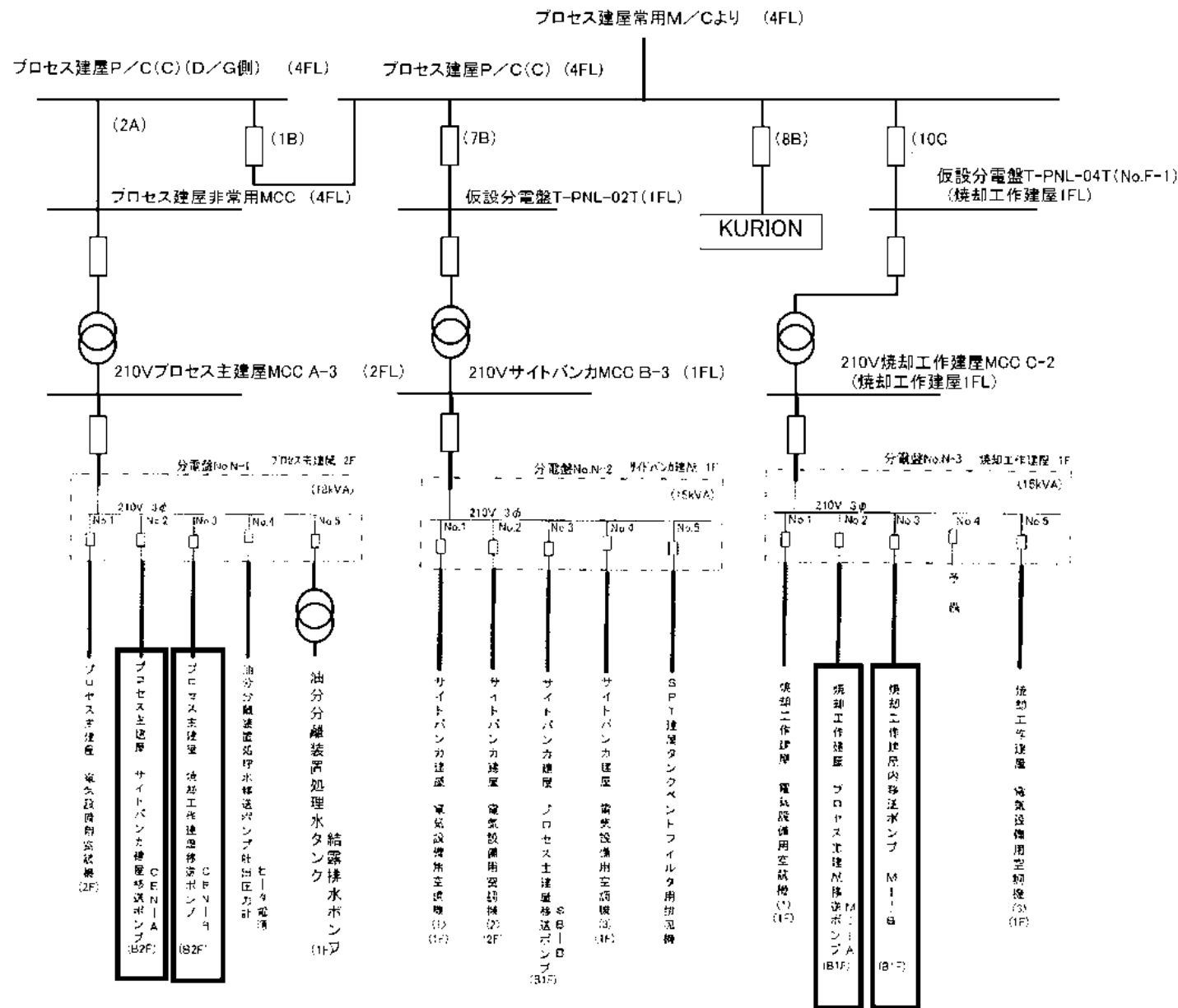
- 4/10 9:41～17:44 サイトバンカープロセス主建屋水移送実施。
- 4/11 12:00頃～ 12時・16時のデータより、サイトバンカ水位上昇・プロセス主建屋水位低下傾向を確認、継続監視。
- 4/12 18:00頃～ サイトバンカ水位が継続して高かったため、調査実施（サイトバンカ移送後の過去の水位データ実績・サイフォン効果による逆流の可能性、水位計の信憑性確認等）。
- 4/12 19:30頃～21:30頃 プロセス主建屋水位を確認し、水位傾向に変化がないことを確認。
朝方まで状況を確認することとし、監視強化を継続。
- 4/13 6:00頃～ 7:30頃 サイトバンカープロセス主建屋のラインナップの現場確認を実施。仮設ホースに流れらしきものを確認し、報告。
- 11:30頃～14:30頃 仮設ポンプが起動していることを確認。
仮設ホースのライン（ポンプ側～排出箇所）及び電源が接続されている仮設分電盤を確認。
- 14:30頃～16:30頃 仮設分電盤に識別表示がなかったことから、誤操作を避けるため、電源資料を調査。
- 17:02～17:22 仮設ポンプ4台を停止。
- 20:00頃～ 水位測定、浸水範囲確認開始
- 21:20頃 現場調査中の当社社員が焼却・工作建屋地下1階に滞留水を発見。
- 22:15 法令トラブルと判断
- 4/14 2:35 焼却建屋の滞留水深さが約18cmで変化がないことを確認。
- 3:50 工作建屋の滞留水深さが約5cmで変化がないことを確認。

【参考2】現場状況（ポンプ起動停止状態・弁開閉状態）



仮設ポンプ起動時点における現場確認状況
(確認日：平成26年4月13日)

【参考3】単線結線図

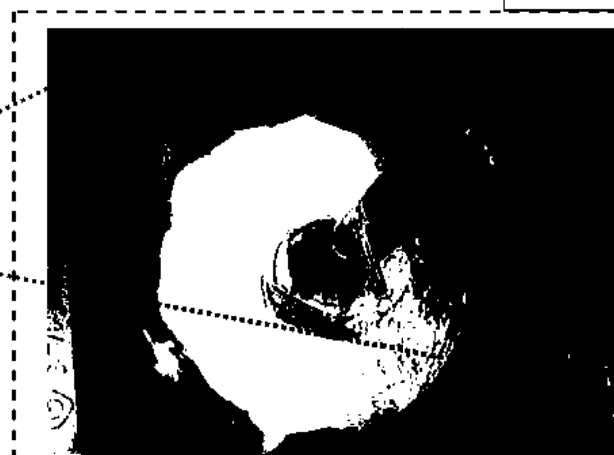
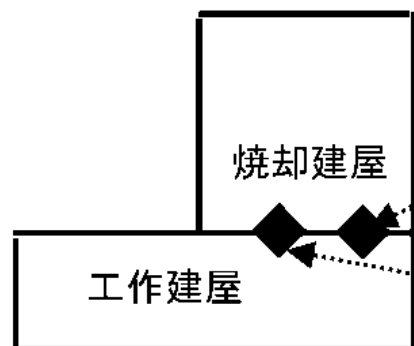


【参考4】焼却建屋－工作建屋間の止水処置

震災直後、焼却・工作建屋を建屋滞留水の移送先として確保する準備として、焼却建屋－工作建屋間の開口部および貫通部は止水処置がなされている（平成23年6月）。

なお、当該止水処置実施後の工事記録により、工作建屋側には数cm程度の津波の残水があったことを確認した。

止水処置状況



焼却-工作建屋間配管貫通部止水状況



焼却-工作建屋間扉止水状況



工作建屋における止水処置実施後の残水状況
（平成23年6月9日撮影）

【参考5】焼却・工作建屋ープロセス主建屋間の移送

プロセス主建屋→工作建屋

当該ラインの弁が閉であったこと（4/13確認）

焼却建屋ー工作建屋間は、震災後に貫通部の止水処置がなされており、誤移送後の現場確認においても当該止水部からの水の流れが確認されていないこと（4/21確認）

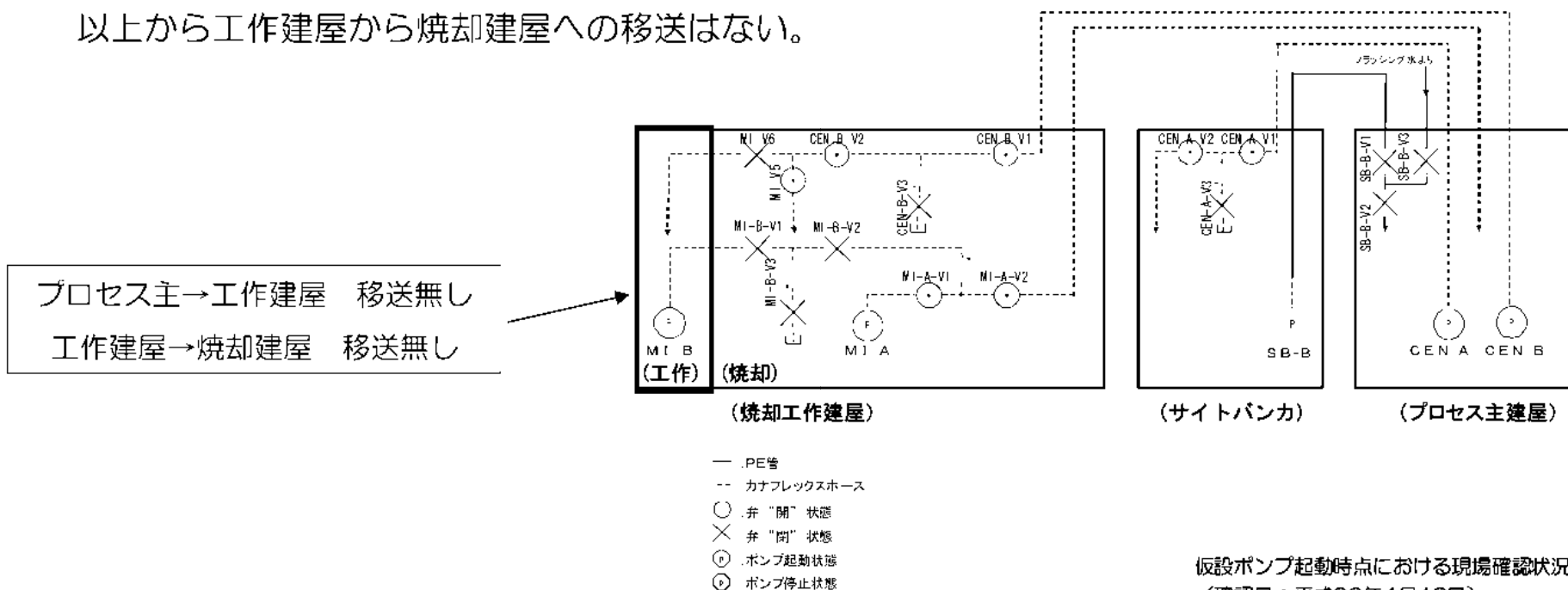
以上から、プロセス主建屋から工作建屋への移送はない。

工作建屋→焼却建屋

当該ラインの弁が閉であったこと（4/13確認）

仮設ポンプ停止後に確認した工作建屋水位が5cmであり、当該ポンプ吸込み下限値（仕様：15cm）以下であったこと（4/13確認）

以上から工作建屋から焼却建屋への移送はない。



仮設ポンプ起動時点における現場確認状況
（確認日：平成26年4月13日）

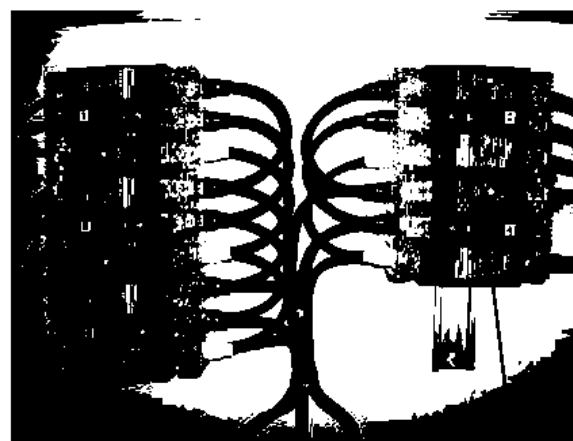
【参考6】現場状況（分電盤状況）

【ポンプ停止前】

【ポンプ停止後】



仮設分電盤N-1
(プロセス主建屋2階)

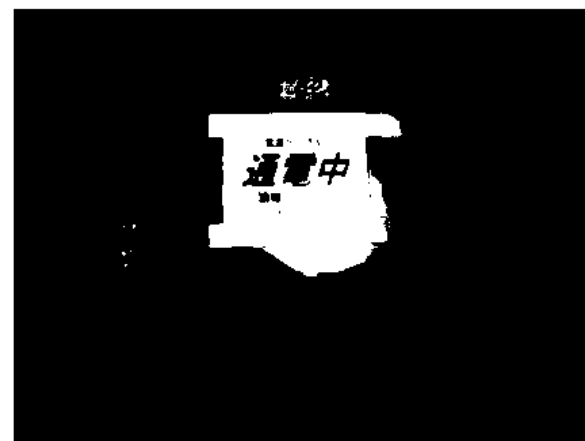
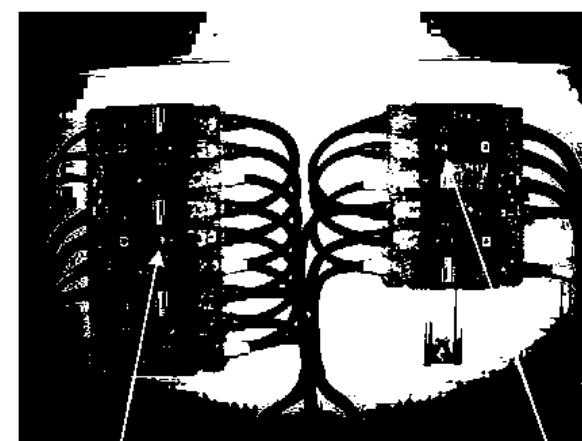


No.3 ON

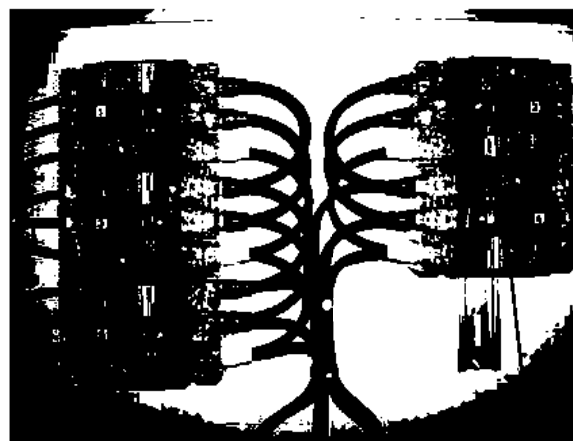
No.2 ON

No.2 プロセス主建屋排水ポンプ (CEN-A)

No.3 プロセス主建屋排水ポンプ (CEN-B)



仮設分電盤N-3
(焼却・工作建屋1階)

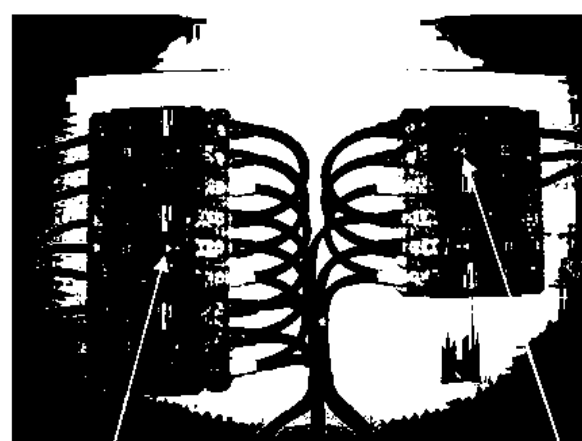


No.3 ON

No.2 ON

No.2 焼却・工作建屋 (焼却) 排水ポンプ (MI-A)

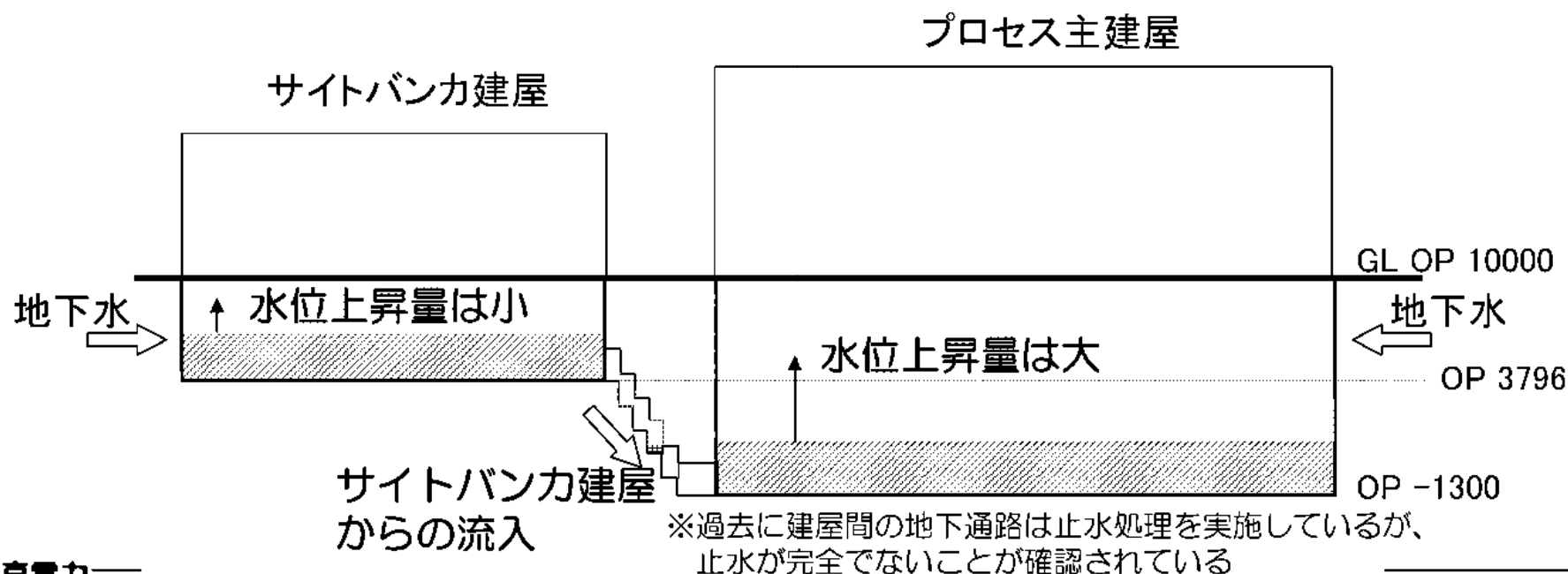
No.3 焼却・工作建屋 (工作) 排水ポンプ (MI-B)



【参考7】 調査結果 i 仮設ポンプ起動時期推定 (①)

① 平成25年11月中旬以前

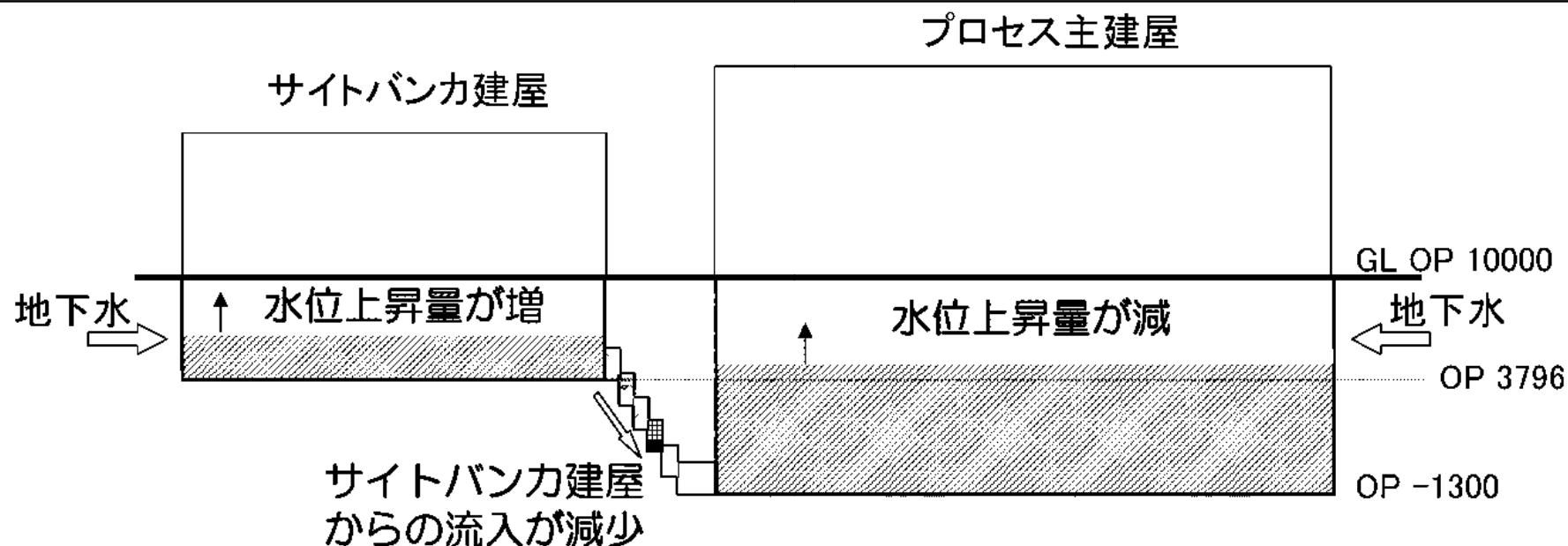
- ・タービン建屋からの移送、水処理装置（KURION）等による水位変動は見られるが、今回発生したプロセス主建屋、サイトバンカ建屋の急激な水位上昇がないことから仮設置ポンプが起動していた可能性はなかったと推定した。
- ・なお、この期間における水位挙動は、サイトバンカ建屋とプロセス主建屋間の連絡通路を経由してサイトバンカの水がプロセス主建屋へ流入したため、サイトバンカ建屋の水位上昇量は小さく、プロセス主建屋の水位上昇量が大きい傾向を示すと考えられる。



【参考7】 調査結果 i 仮設ポンプ起動時期推定 (②)

② 平成25年11月中旬～平成26年3月19日

- ・タービン建屋からの移送、水処理装置（KURION）等による水位変動は見られるが、今回発生したプロセス主建屋、サイトバンカ建屋の急激な水位上昇がないことから仮設置ポンプが起動していた可能性はなかったと推定した。
- ・なお、この期間における水位挙動は、プロセス主建屋の水位がサイトバンカ地下1階床面レベルを超えると水位差が小さくなることから、サイトバンカからプロセス主建屋への流入量が少なくなり、サイトバンカ建屋の水位上昇量が増え、プロセス主建屋の水位上昇量が減る傾向を示すと考えられる。



【参考7】 調査結果 i 仮設ポンプ起動時期の推定（③－1）

③－1 水位急上昇時（3/20 12時～3/21 7時）における評価

- ・平成26年2月時点で焼却建屋に50～60cm程度の水があったことが確認されていることから、プロセス主建屋及びサイトバンカ建屋の水位が急上昇する要因としては、焼却建屋の水がプロセス主建屋に移送され、プロセス主建屋からサイトバンカへ移送されたと考えられる。

プロセス主建屋、サイトバンカ建屋の水位上昇量は以下の通り。

	3/20 12時～ 3/21 7時の水 位上昇*1	建屋の床面積	左記の上昇量	
			各建屋	合計
プロセス主建屋	約100mm	3897m ²	約390m ³	約455m ³
サイトバンカ建屋	約53mm	1217m ²	約65m ³	

上記水位上昇量から仮設ポンプ起動前に焼却建屋内に滞留していた水位を算出すると、
 上昇量 455m³ ÷ 焼却建屋床面積 918m² + 18cm*2 = 約68cm
 となり、平成26年2月時点で確認された水位と概ね一致する。

*1：3/19までの通常水位上昇分を減した水位上昇量

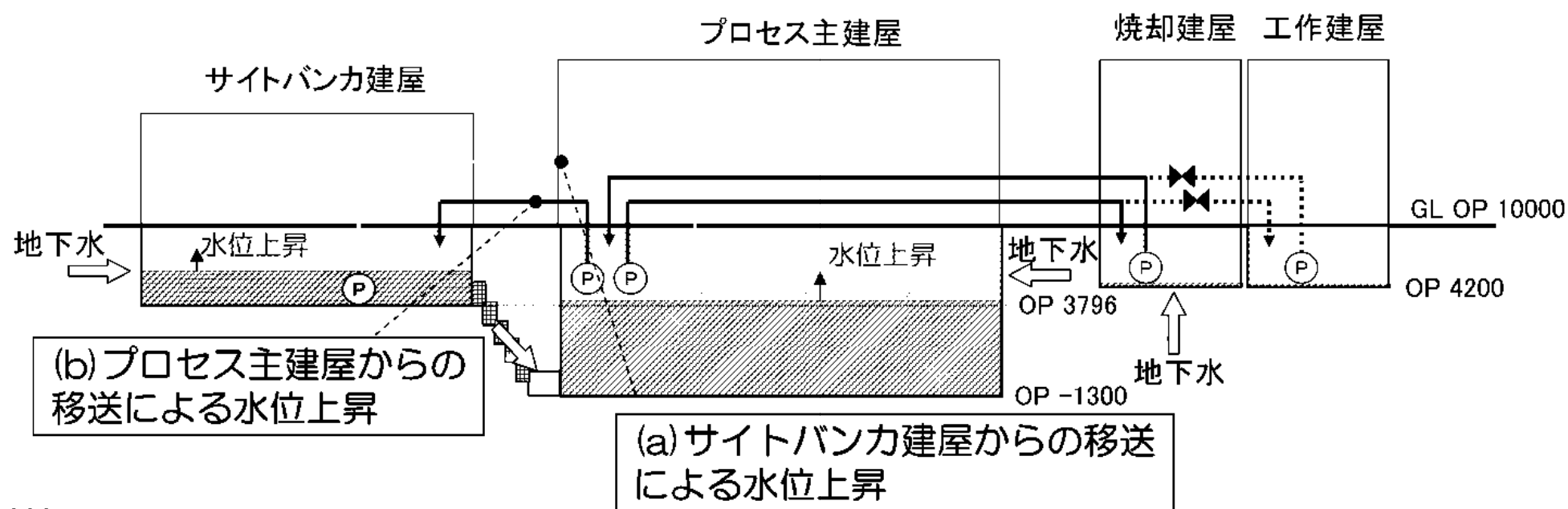
*2：仮設ポンプで移送できなかった残水の水位

【参考7】 調査結果 i 仮設ポンプ起動時期の推定 (③-2, 3)

③-2 平成26年4月4日～4月9日

③-3 平成26年4月10日～4月13日

- ・本設設備によりサイトバンク建屋からプロセス主建屋に移送を行ったことから、プロセス主建屋の水位が上昇した。(a)
- ・そのため、仮設ポンプによるプロセス主建屋からサイトバンク建屋への移送量が増えサイトバンクの水位が急上昇した。(b)



福島第一原子力発電所における 当社社員による現場管理の強化

平成26年5月19日

東京電力株式会社



東京電力

当社社員の現場管理の現状（1／2）

現場へ出るポイント

現場調査

- 工事計画のための現場調査

- 工事着手前の現場調査（協力企業と合同）

現場立会い/作業監理

- 作業要領書で定められた試験・検査への立会い

- 3H作業、事前検討会で抽出された危険作業は現場監理を実施

TBM-KYなどへの参加

- 協力企業のTBM-KYやMMに参加し、トラブル事例などを紹介

巡視/オブザベーション

- 担当部門による巡視：当直パトロール、タンクパトロールなど

- 監視部門による巡視：防災安全パトロール、安全品質パトロール

- 管理職によるオブザベーション

直営作業

- 炉注ポンプなどの定例テスト

- 堰内雨水の移送

当社社員の現場管理の現状（2／2）

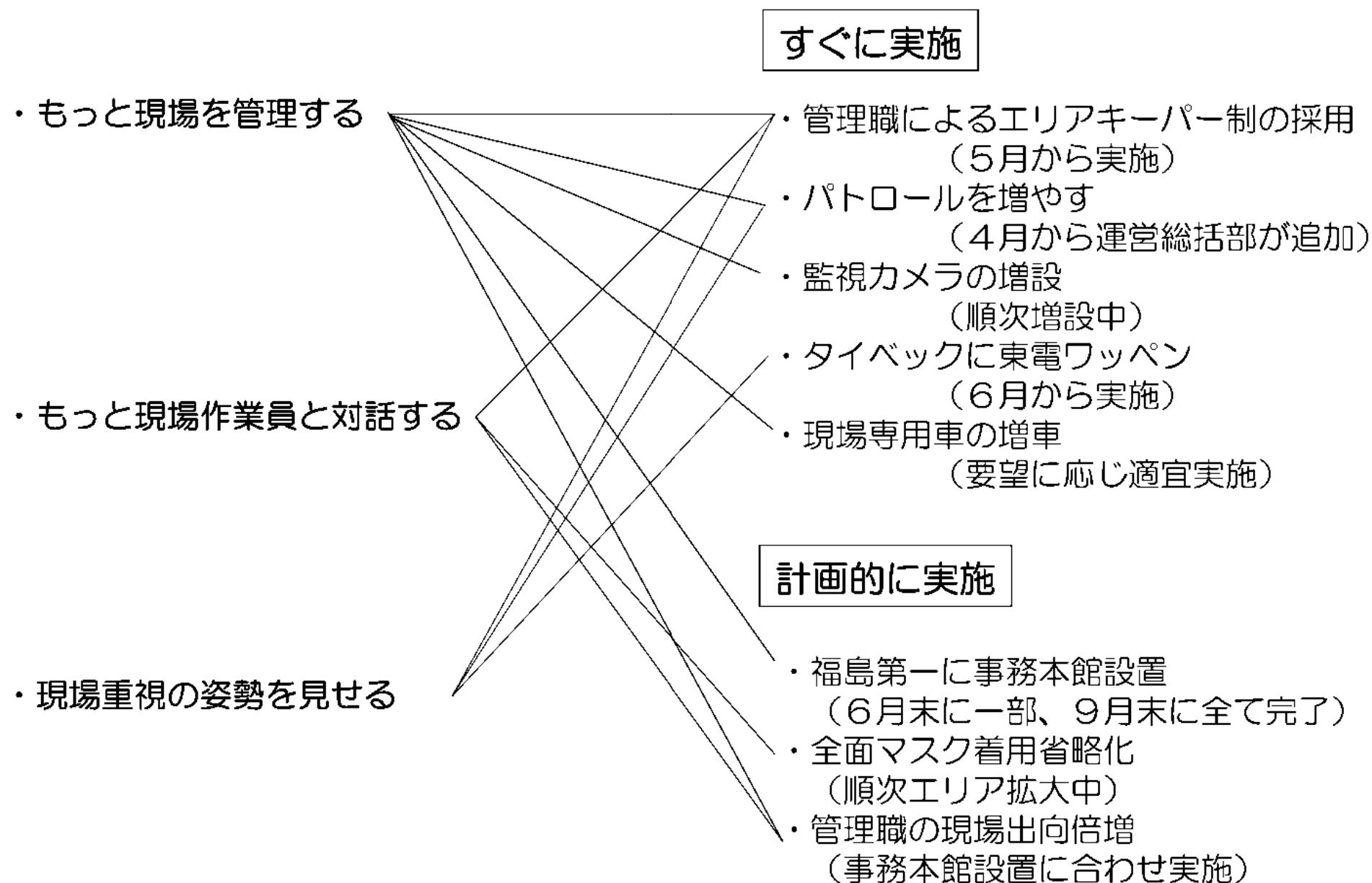
現状の現場管理の弱点

設備の大部分は新設備であり、設備知識が十分な当社社員が少ない
現場出向頻度は震災前とさほど変わらないが、作業件数は震災前より増加したがって作業件数あたりの当社社員の現場滞在時間は減少
遠隔監視・操作でき、即座に状況把握が可能な設備は、震災前と比べ少ない
工事の担当者以外のメンバーが、他の作業とまとめて現場立会を実施するケースが増加（現場出向の制約）
全面マスクや線量もあり、協力企業との現場での会話や滞在時間は、震災前と比べ減少

現場出向に対する制約

2F事務所からの移動と着替えなどで、現場に行くと半日以上が費やされる
週1回程度、保安要員（緊急時対応）として1F免震棟当番があり、現場監理に行けない
工事量が多く、工事設計、積算、工程検討、不適合対応等の机上業務が増えてきている
技術系職場で7～8%のメンバーが線量の関係上現場に行けない
免震棟から現場に行くための車の確保が困難

現場管理を徹底するために



エリアキーパー制・現場での社員識別化について

■エリアキーパー制について

➤目的 福島第一構内の各エリアの現場状況を把握する

〈現場状況とは〉

- ・何があるか（特に仮設設備、工事資機材等）
- ・誰が管理しているか



「現場が管理されていること」を責任を持って確認する

➤対象エリア

「1～4号機側・タンクエリア」を14エリアに分割して重点的に実施

→事故後緊急で作業を行い、現状でも現場の仮設設備や工事機材の
状況把握・管理が不十分であるエリア

➤体制・管理方法

- ・体制は、副所長、部長（設備主管部長を除く）、担当職から15名を選任
- ・エリアキーパーの確認結果（チェックシート、写真等）を一元管理する
- ・管理が不十分な場合は、弊社内主管グループに対し、是正措置を指示する

■現場での社員識別化について

「企業名（東京電力）ワッペン」をタイバックへ貼り付け

→現場において、遠目でも東京電力社員と分かるよう識別化を図る



平成26年5月19日

1/3

東京電力福島第一原子力発電所汚染水対策の対応
 廃炉・汚染水対策現地調整会議 課題に対する管理表

資料2

平成26年5月19日

	対策 番号	課題・指図書事項	対応方針、及び検討課題	進捗状況	平成25年度					平成26年度			
					10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月
循環ライン 信頼性 向上対策	8	降雨等によるお水のすべりに伴う汚染水の移送配管の損傷への対応	・SPTから35m壁への配管の新規追加/ノードを設置	・施工中	汚染水移送設備の追加工事								
	9	HTI(雑居(休養室物置稼働))建屋、プロセス建屋に滞留している汚染水の量の削減	・SPT(A)をバッファタンクとして使用する循環ルーフ構成とし、HTI建屋及びプロセス建屋を徐々にルーフから外す ・SARRY/KURONでの水処理後の戻りライン(HTI建屋及びプロセス建屋)を設置し、水処理能力余裕分での滞留水の浄化を図る(奥中ラドへ戻すラインの設置については再検討)	・システム設計検討中	HTI建屋の戻りラインの設計・設置 プロセス建屋の戻りラインの設計・設置			H25年度下期 【雑居内循環系統システム設置】 H26年度上期より V(DTI)建屋浄化開始 工事・設備転					
		原子炉建屋、タービン建屋の下に滞留している高濃度汚染水への対応(汚染水の量の削減、汚染水の濃度の削減等)	・SARRY/KURONでの水処理後の戻りライン(タービン建屋等)を設置し、水処理能力余裕分での滞留水の浄化を図る。なお、当該ラインは建屋内滞留(H26年度末での活用も視野に入れ、検討を行う。また、海水トレンチの浄化に使用する浄化装置を、海水トレンチ内貯留体、タービン建屋の浄化に投入することも検討する ・SD 運用開始とともに建屋滞留水位を徐々に低下させていく		タービン建屋の戻りラインの設計・設置 海水トレンチの浄化装置の設置			H26年度下期 【プロセス建屋浄化】 工事・設備転 水抜き タンク健全性確認					
自然災害 対策	10	台風、電着対策：飛来物によるタンク損壊を防止するための仮設設備の巨棒、堤材、重荷をタンク近傍に置かないことを徹底する	・実施中	大島中									
		豪雨対策：屋内内水が汚染している場合にて4,000トンノッチタンクへの移送ライン、さらにはT.Bへの移送ラインは複数整備	・Hエリアから4,000トンノッチタンクおよび2・3号建屋Bへの移送ライン設置完了 ・雨水移送設備系統構成中 ・雨水貯水タンク0基設置済み(5基増設工事実施中)	4,000トンノッチタンク移送設備の設計・設置 雨水移送設備の設計・設置			雨水貯水タンクの設計・設置						
		豪雨対策：屋内コンクリート面の清掃・塗装により内水の汚染を防止	・実施中(汚染しているエリアから撤去)	汚染しているコンクリート面の清掃・塗装			汚染しているコンクリート面の清掃・塗装						
		豪雨対策：タンクへの雨どい設置(雨どい水の汚染のないことの確認)	・設置工事実施中	タンクへの雨どい設置			タンクへの雨どい設置						
	11	雷対策：タンクエリア堤かばり設置	・B北、B南エリア設置工事実施中	B北、B南エリアの設計・設置			B北、B南エリアの設計・設置						
雷対策についての再評価(汚染水漏えい防止の観点から)		・第3回会議報告済み	再評価の実施			再評価の実施							
	11	アウトターフィズ津波を超える津波リスクへの対応(堤防の設置の検討)	・現行津波対策計画(建屋保固口の閉鎖)で汚染水が流出しないことを再確認する ・汚染水の浄化	・HTI建屋内部工事実施中 ・1・2号機T・B・C・B外部工事完了、内部工事実施中	HTI建屋内部工事の設計・設置 1・2号機T・B・C・B外部工事の設計・設置			H26年度上期(工事完了)マ H26年度 【工事完了】マ プロセス主建屋・サイトバシカ建屋 汚染水対策 H26年度上期(1・2号機完了)マ H26年度 【工事完了】マ 2・3号機R・B・C・B 防汚水対策 1・4号機R・B・C・B 防汚水対策 2・3号機R・B・C・B 汚染水対策					

東京電力福島第一原子力発電所汚染水対策の対応
 廃炉・汚染水対策現地調整会議 課題に対する管理表

資料2

平成26年5月19日

対策 番号	課題・指図書事項	対応方針、及び検討課題	進捗状況	平成25年度						平成26年度			
				10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月以降
漏えい 防止対策	12 1号堆取水口北側エリア(観測孔0-1があるエリア)における水ガラスによる土壌改良の検討	・0-1の高トリチウムの原因調査の目的で観測孔3箇所(5本)を追加。 原因に応じ、トリチウム拡散を抑制する地盤改良の範囲を検討	・0-4、0-1-1、0-1-2、 0-3-1、0-3-2、IT-6サ ンプリング実施中 ・地下水シミュレーショ ン終了(結果報告済み)										
	13 海への汚染水流出リスクを低減するための対策	・Bラインの消漏化 ・連続監視モニタ設置 ・汚染水へ導ける排水路の設置	・施工済み ・モニタ試運用中 ・排水路設置工事実施 中(1発目、2発目)										
	14 HICの運用	・HIC貯蔵施設は、できるだけ罐内をドライ状態に維持する考え方で、運用計画を明確化する	・運用中										
漏えい 防止対策	15 地ト水の流入を減らすための更なる対策	・HTTトレンチの止水、1号T/Bケーブルトレンチ止水 ・サブドレン復旧・稼働(浄化装置)	<HTTトレンチ> ・建屋内止水実施中 <1号機T/B> ・埋戻し作業完了(カ パー工事へエリア引き 渡し) ・集水設備設置工事施 工中 ・浄化装置稼働工事施 工中 ・浄化設備・給電配付 工事実施中										
	16 海側近水壁の構築	・海側近水壁の早期竣工の検討	<港内内> ・進立実施中 <港内外> ・斜止止水処理実施中 <くみ上げ設備> ・準備作業実施中										

タンク堰二重化工事の進捗状況について



東京電力

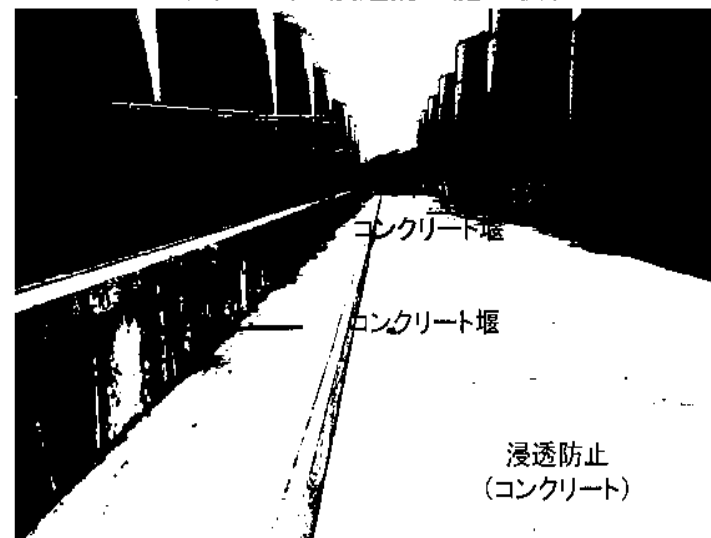
1. タンク堰二重化工事の進捗状況

平成26年5月14日現在

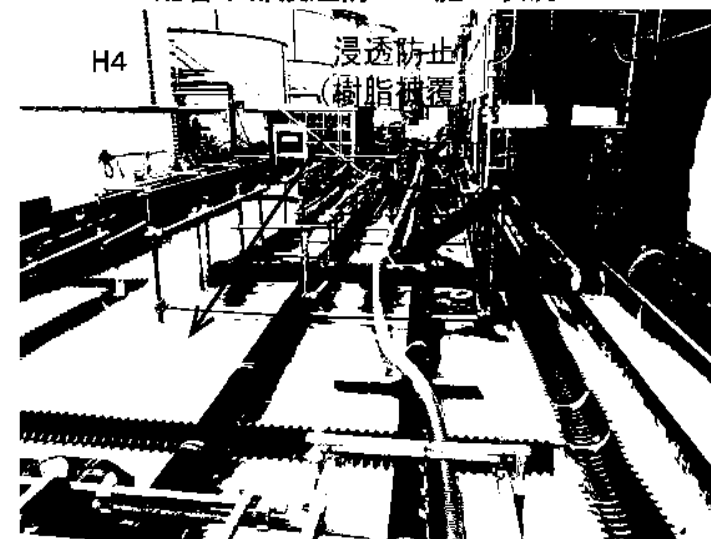
堰内浸透防止		堰高の適正化※		外周堰・浸透防止	
エリア名	実施状況	内堰名称	実施状況	外周堰名称	実施状況
B北	完了	B	着手済み	B	着手済み
B南	完了				
C東	完了	C	着手済み	C	着手済み
C西	完了				
E	完了	E	着手済み	E	着手済み
H1東	完了	H1	着手済み	H1	着手済み
H2北	完了	H2	着手済み	H2	着手済み
H2南	完了				
H3	完了	H3	着手済み	H3	着手済み
H4北	完了	H4A	着手済み	H4	着手済み
H4東	完了	H4B	着手済み		
H4	完了				
H5	完了	H5	着手済み	H5	着手済み
H6	完了	H6	着手済み	H6	着手済み
H8北	完了	H8	完了	H8	完了
H8南	完了				
H9	完了	H9	着手済み	H9	着手済み
H9西	完了				
G3東	完了	G3A	着手済み	G3-G5	着手済み
G3西	着手済み	G3B	着手済み		
G3北	完了	G4	着手済み		
G4北	完了				
G4南	完了				
G5	未着手	G5	着手済み	G6	着手済み
G6北	完了	G6	着手済み		
G6南	完了				
完了数	24/26	完了数	1/17	完了数	1/13

※堰内側の樹脂被覆は堰高の適正化で実施。

コンクリート堰・浸透防止施工状況



配管下部浸透防止工施工状況



2. 堰二重化工事の工程確保のための課題と対策

課題

- 4月4日の降雨(121mm)に伴う堰内雨水をドライアップするのに時間を要し、内堰工事が20日間程度遅延。
- 原因は、排出基準を超える堰内雨水の移送先である4000tノッチタンクが満水に近い状態で推移しており(タービン建屋への移送は200t/週が限界)、4月上旬に稼働を見込んでいた雨水処理設備も供用開始できていない。

対策

- 降雨後に内堰工事をできるだけ早く着手可能とするため、堰内排水基準を満たさない堰内雨水を一時的に空タンクに受け入れる。
- 雨水処理設備の早期稼働による移送先の確保。
- 遅延した工程を取り戻すため、5月の連休明けから100名以上の作業員を増強。
- 供給が不足気味な生コンを優先的に受給できるよう調整。

完了の見通し



- 対策実施後、5月1日、5日、13日に降雨(69, 5, 9mm)が発生し、早急に堰内の水抜きを実施したものの内堰で最大6日間程度の工程遅延が発生。
工程を確保するため、比較的汚染されているエリア(H1,H2,H3,H4A,H4B,H6)に、それ以外のエリアの労働力を集中させ5月末完了を達成する。
- 労働力を割かれることとなるその他のエリアについても出来る限り現工程の維持を図るが、今後も降雨が予想されることなどから、タンクからの汚染水拡散防止に対して寄与率が高い順に工事を進めることとする。
優先順位は①内堰、②外周堰、③浸透防止の順とする。
- H5, H6エリアは汚染土回収作業を優先させるため、③浸透防止については6月末完了予定。
汚染土回収と競合しない①内堰、②外周堰は5月末までに完了させる。

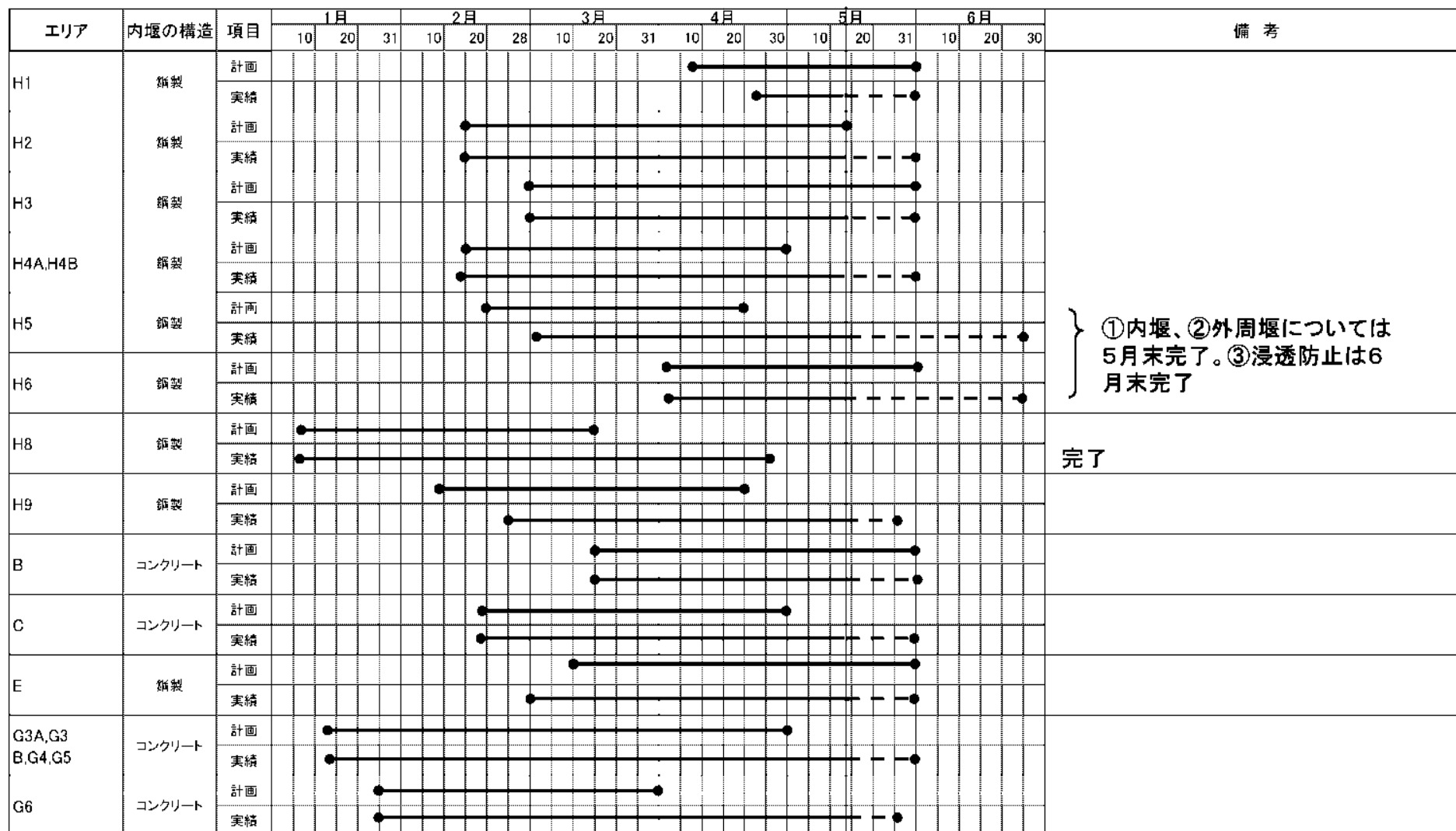
3. 工事工程

■ タンク堰二重化工事を5月末完了予定にて実施中。

また、堰二重化工事の完成箇所より順次、現状閉塞している外周堰排水口および枝排水路の復旧を行う。

タンク堰二重化工事の進捗状況(5月14日現在)

 計画工程
 実績

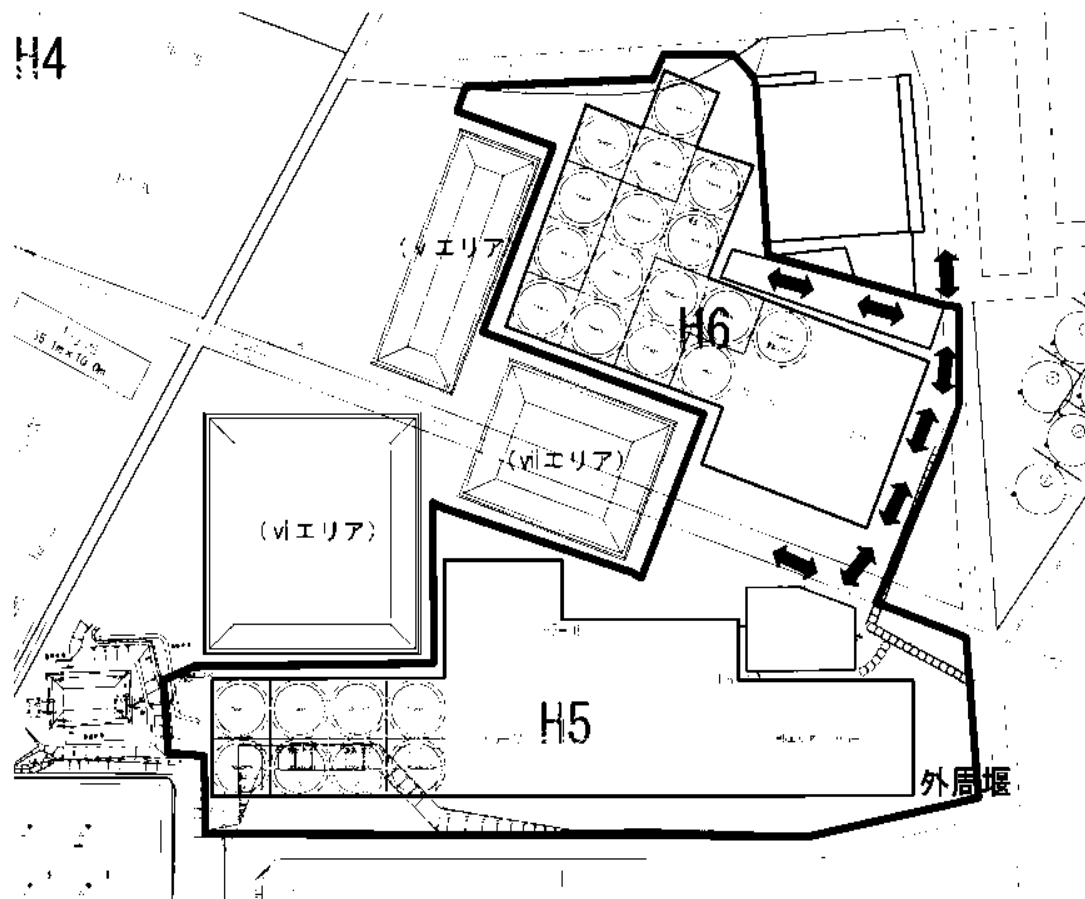


①内堰、②外周堰については
 5月末完了。③浸透防止は6
 月末完了



【参考】H6タンクエリアの汚染土回収

- 現在、H6エリアタンクからの汚染水漏洩に伴う土砂回収を優先して実施しており、この作業が5月末までかかる予定。
- H6エリアで汚染土の掘削、H5エリアで掘削土の積み込み・搬出作業を行っていることから、汚染土回収と競合しない内堰、外周堰は5月末までに完了させるが、土壌回収位置や積み込みヤード、運搬路の浸透防止については6月から開始し、6月末までに完了させる予定。



汚染土の掘削(H6エリア)

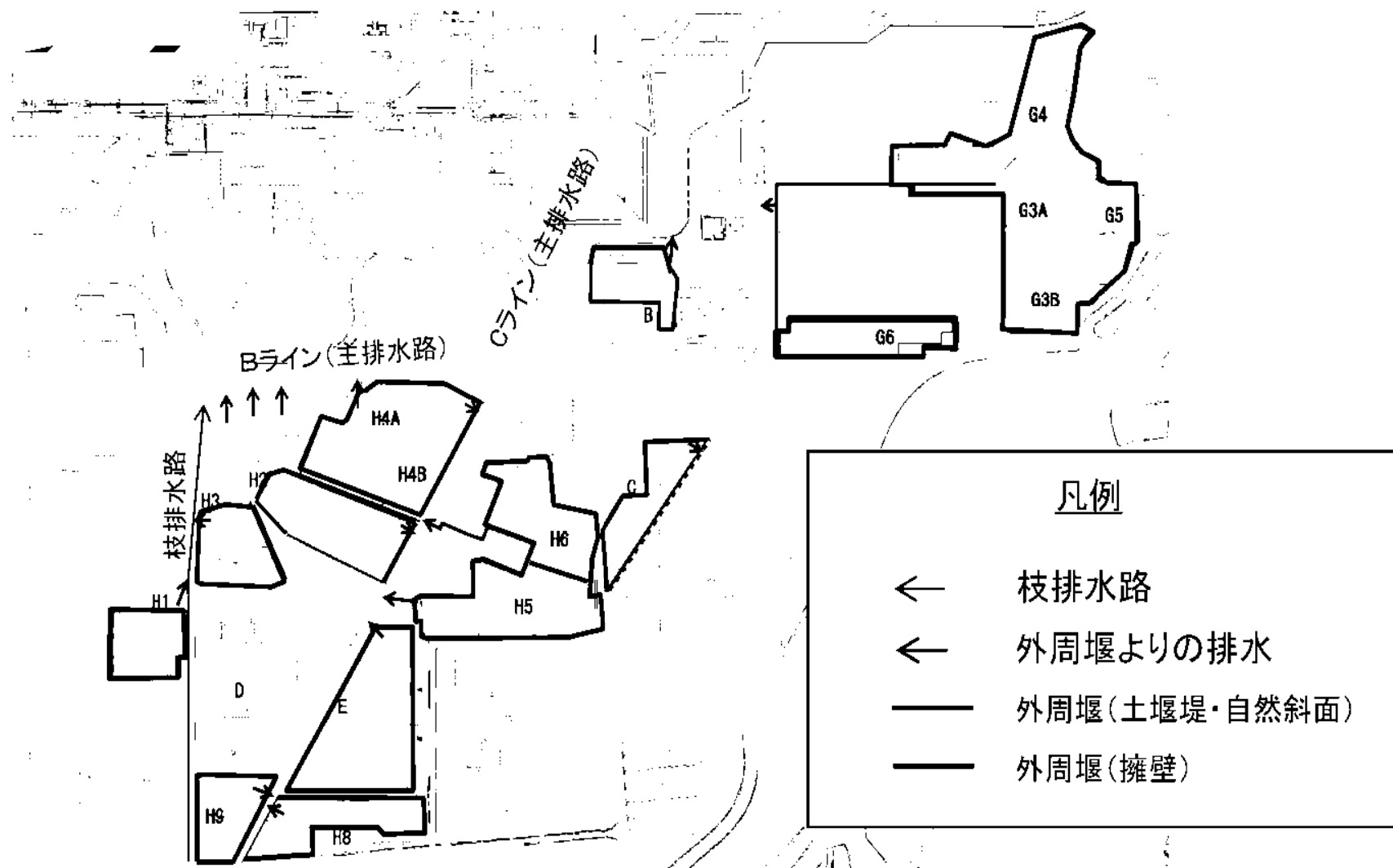


凡例

- 土壌回収位置
- 積み込みヤード (汚染土を大型土嚢に詰め搬出)
- ↔ 重機走路
- 外周堰
- 内堰

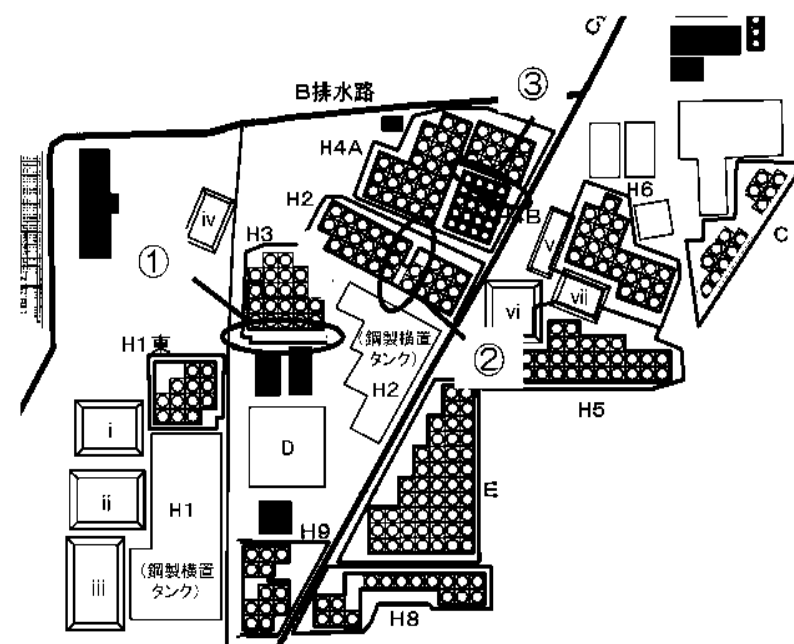
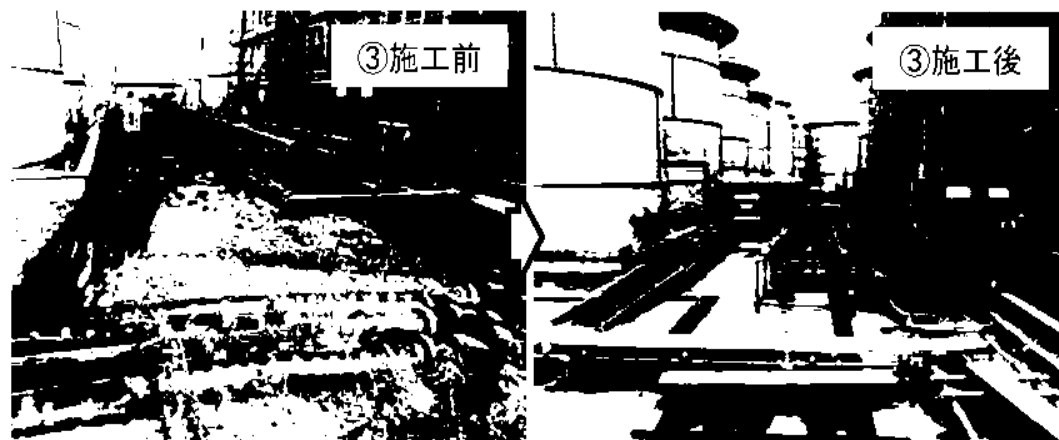
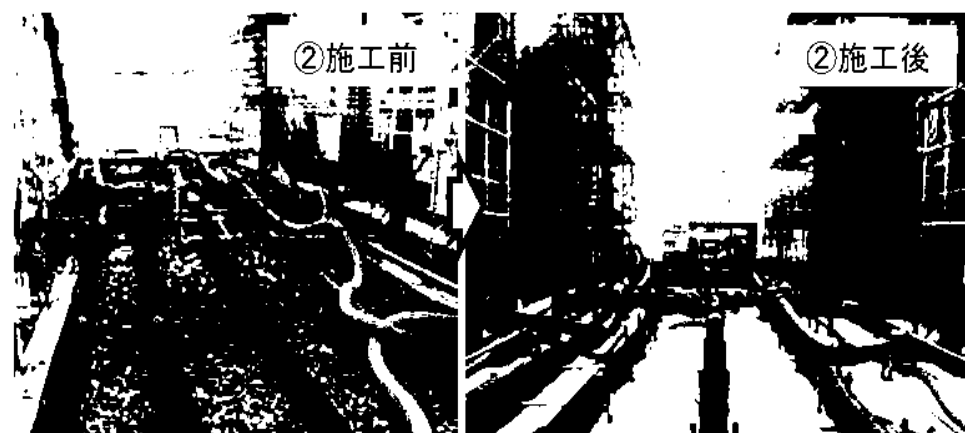
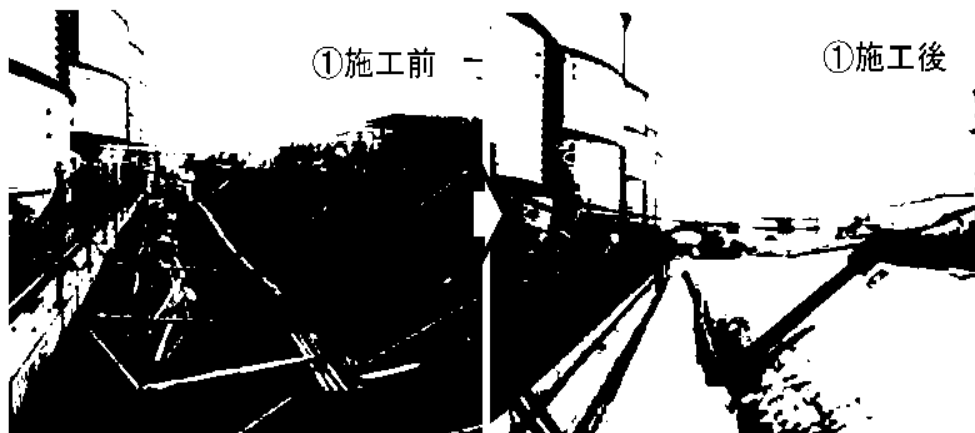
【参考】外周堰・枝排水路の復旧について

- 現状、タンクよりの漏洩水が内堰を越えて排水路に流れ込まないように、主排水路Bライン、Cラインを暗渠化し、これに接続する外周堰排水口および枝排水路も閉塞している。
- 堰の二重化完了後、順次外周堰の排水口および枝排水路を復旧していく。



【参考】浸透防止工の施工状況

浸透防止工の施工前後

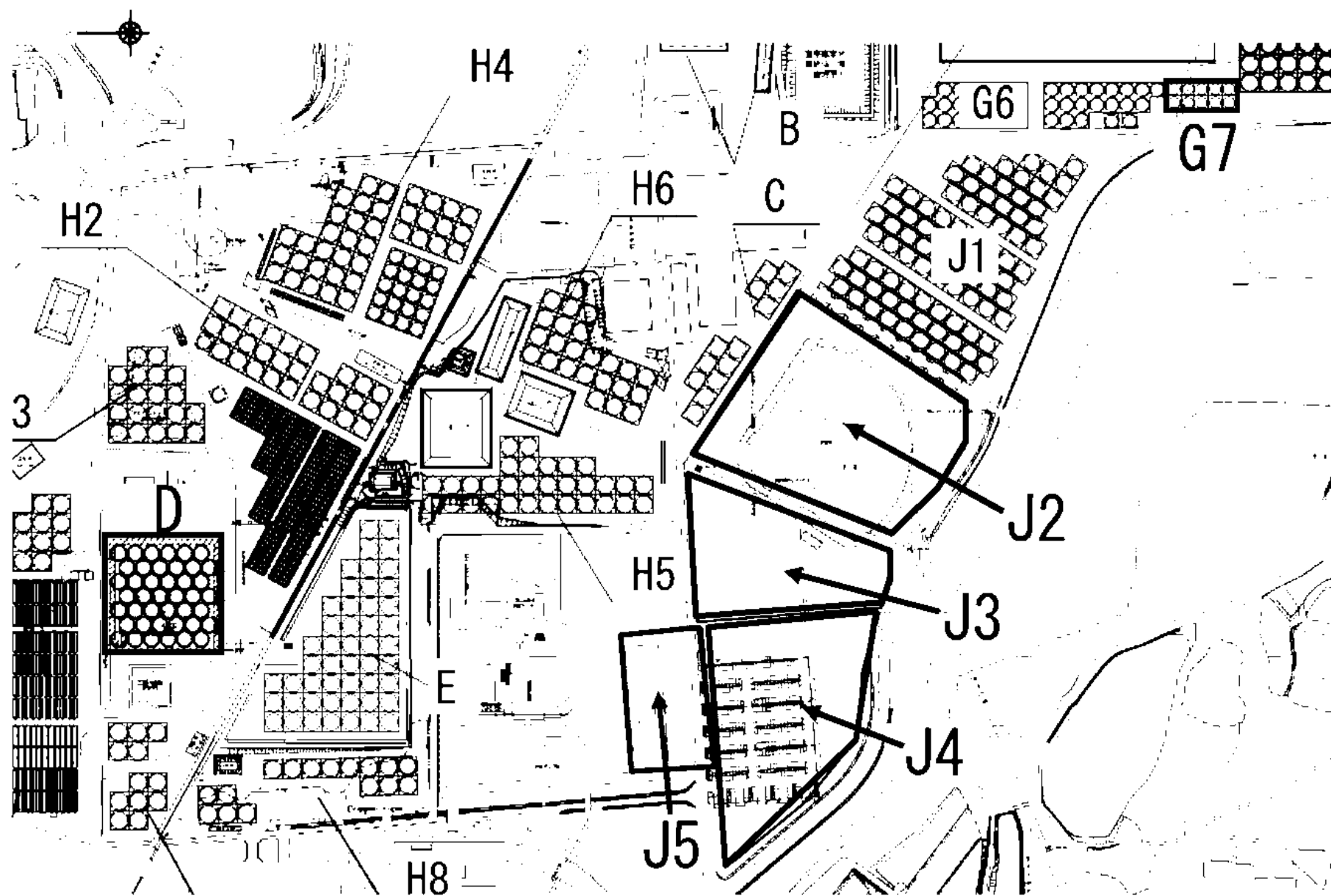


タンク設置工事の現況について



東京電力

建設中タンクエリア全体図



概況

受注者と契約し、詳細工程を調整中

J2/3、J4、J5、Dの各エリアは原案(目標工程)に対して製作開始が1-1.5M遅れ。設計・施工方法の見直しが必要になったことなどが原因

工場製作・現地施工の詳細工程を日割りベースで受注者と調整中。各エリアとも仕上り時期は概ね維持できる見通し

新規製作者の確保

製作能力増強のため、H1リプレースタンクは新規製作者と契約(準備中)

水バランス

製作開始遅れのため、ALPS処理水発生量予測に対する新設タンク容量の余裕が減少

リスクマネジメント

H26年度後半の余裕を確保するため、新規エリアの開発を検討中
地下水流入抑制対策が不調になった場合を想定し、H27年度以降の増設計画を具体化する

タンク計画・進捗状況

			平成26年度													
			3月まで	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	
新設タンク	J1 タンク建設	原案	60.0	15.0	15.0	7.0										
		変更	53.0	18.0	17.0	9.0		新規増設 3.0		太数字:タンク容量(単位:千m3)						
		J2/3 現地溶接	原案					19.2	19.2	19.2	19.2	19.2	19.2	19.2	19.2	
		基数					8	8	8	8	8	8	8	8		
	J5 完成型	原案		6.0	6.0	12.0	18.0									
		基数		5	5	10	15									
		変更				15.6	15.6	4.8	6.0							
		基数				13	13	4	5							
	J4 現地溶接	原案						14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	
		基数						5	5	5	5	5	5	5	5	
		変更							14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	14.5	5.8
		基数							5	5	5	5	5	5	5	2
G7エリア完成型タンク完成型			4.2	2.8												
		基数	6	4												
リプレースタンク	Dエリアフットタンクリリース完成型	原案	残水・撤去													
			タンク組立			8.0	8.0	8.0	8.0	8.0	2.0					
		基数				8	8	8	8	8	2					
		変更	残水・撤去													
			タンク組立			8.0	9.0	10.0		地盤改良・基礎設置 9.0	5.0					
			基数			8	9	10	9	5						
	H1ブルータンク完成型						残水・撤去				地盤改良・基礎設置 27.6※	18.0	8.4			
			撤去(千m3)					▲ 20				タンク				
	H1フランジタンク (type1;12基)完成型							残水・撤去			地盤改良・基礎設置 タンク	18.0				
			撤去(千m3)					▲ 12								
	H2ブルー 現地溶接型										地盤改良・基礎設置 残水・撤去			10.0		
			撤去(千m3)							▲ 10		タンク				
	H2フランジタンク (type1;23基)現地溶接型									残水・撤去		地盤改良・基礎設置		10.0		
			撤去(千m3)							▲ 28		タンク				
	H4フランジタンク (Type1;22基)完成型									残水・撤去			地盤改良・基礎設置		30.0	
			撤去(千m3)								▲ 22	▲ 26	タンク			

※:27.6の内9.6分は11月に構内に搬入して仮置き予定

タンク設置に係る現状分析及び対策

エリア	現状分析	対策・水平展開
J1	・ 3月末で7基遅れ； 4月末で4基遅れまで回復	—
J2/3	・ 当初のタンク設置の施工計画と土木基礎の施工計画のミスマッチから全体計画の見直しが必要であることが判明したため、着工が1ヶ月程度遅れた	→土木工事と溶接工事のサイクル短縮を確立し全タンク完成時期を確保する →他工区においてはタンク設計完了後速やかに施工計画の調整を実施
J4	・ 溶接手法の規格適合性確認のため、部材着手が1ヶ月遅れ。5月中旬には溶接規格を確認して部材加工開始	→タンクの設計・規格の適合性の確認は契約後、2ヶ月程度を目処に確認を行う
J5	・ 溶接施工法の見直しに伴い溶接士認証の再取得を実施したことにより、製造着手が1ヶ月遅れ ・ 塗装後の水張試験の計画を、品質上塗装前の水張試験としたことにより、一部で約10日程度製作工程が追加 ・ コンクリートの供給量が間に合わず、10日程度遅延	→他エリアで同様の遅れがないことを確認済み →工場製作シフトの増加及び製作工場追加によりリカバリーする →土木資材の供給管理PJを立ち上げ済み。今後は当該PJで先取り管理
G7	・ タンク設置は工程どおり ・ 配管施工遅れなどによりインサービスは6月中旬	→今後のエリアでは完成タンク搬入・連結管設置完了から2週間以内を目差す
D	・ 契約時点において、実施計画に記載がないことから受注者が製作着手ができないと判断し、作業着手が遅延	→受注側に明確に製作開始指示を行う
H1	・ 新規製作者と契約手続き準備中	—
H2、4	・ 契約手続き準備中	—
全般	・ タンクの設計規格・溶接規格の適合確認に手間取り、製作が遅延 ・ 工区数・工事物量が多く、ヤード調整・工程調整に手間取り進捗の遅延が発生 →タンクメーカーの設計・配置計画・施工計画が明確になる時期が遅いため、土木工事の設計・施工計画が遅延 →コンクリート供給能力がショートして基礎工事が遅延	→タンクの設計・規格の適合性の確認は契約後、2ヶ月程度を目処に当社・受注企業が確認を行う →当社内でタンク建設PJが立ち上がっており、そのチームがタンク設計・土木設計・施工計画・ヤード使用計画・施工管理をワンスルーで管理を行う →資材供給を管理するPJを立ち上げ、調達計画を立案し、供給能力を確保する体制を構築済み

前回までの現地調整会議資料からの変更点

タンク設置工程

現場の進捗に合わせて見直し

地下水流入量他

2・3号機トレンチ水抜き時期の見直し（H26.4～6→H26.6～8）

廃液供給タンク他移送時期の見直し（H26.4→7）

既設ALPSトラブルに伴う見直し

- ・ 4/22～ 2系統起動 400m³/d処理
- ・ 5/25～ 3系統起動 560m³/d処理

今回の検討条件

H26/4/21現在のデータからシミュレーションを実施

基本ケース（H26.3 半期報ベース）

建屋への地下水流入量：約400m³/日

→HTI 建屋止水による建屋への地下水流入量：約300 m³/日（H26.4～）

→地下水バイパス稼働による建屋への地下水流入量：約250 m³/日（H26.6～）

→サブドレン稼働による建屋への地下水流入量：約80 m³/日（H26.11～）

→陸側遮水壁設置による建屋への地下水流入量：約20 m³/日（H27.9～）

護岸エリアの地下水の建屋への移送量：約60 m³/日（～H26.9（海側遮水壁完成予定時期））

リスクケース（基本ケース＋地下水流入量低減効果一部発現せず＋地下水ドレン汲み上げ）

建屋への地下水流入量：約400m³/日

→HTI 建屋止水による建屋への地下水流入量：約300 m³/日（H26.4～）

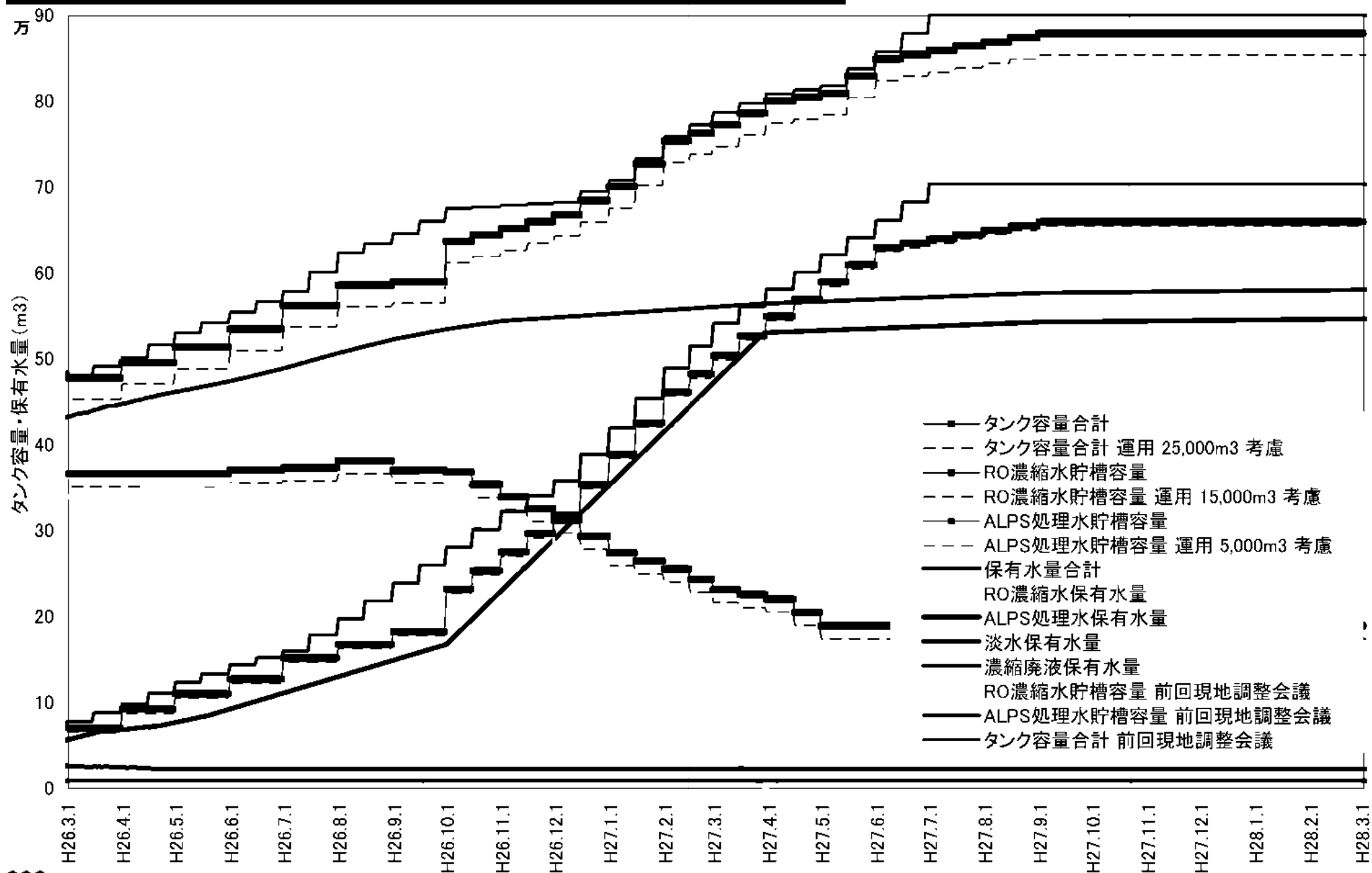
→地下水バイパス稼働による建屋への地下水流入量：約250 m³/日（H26.6～）

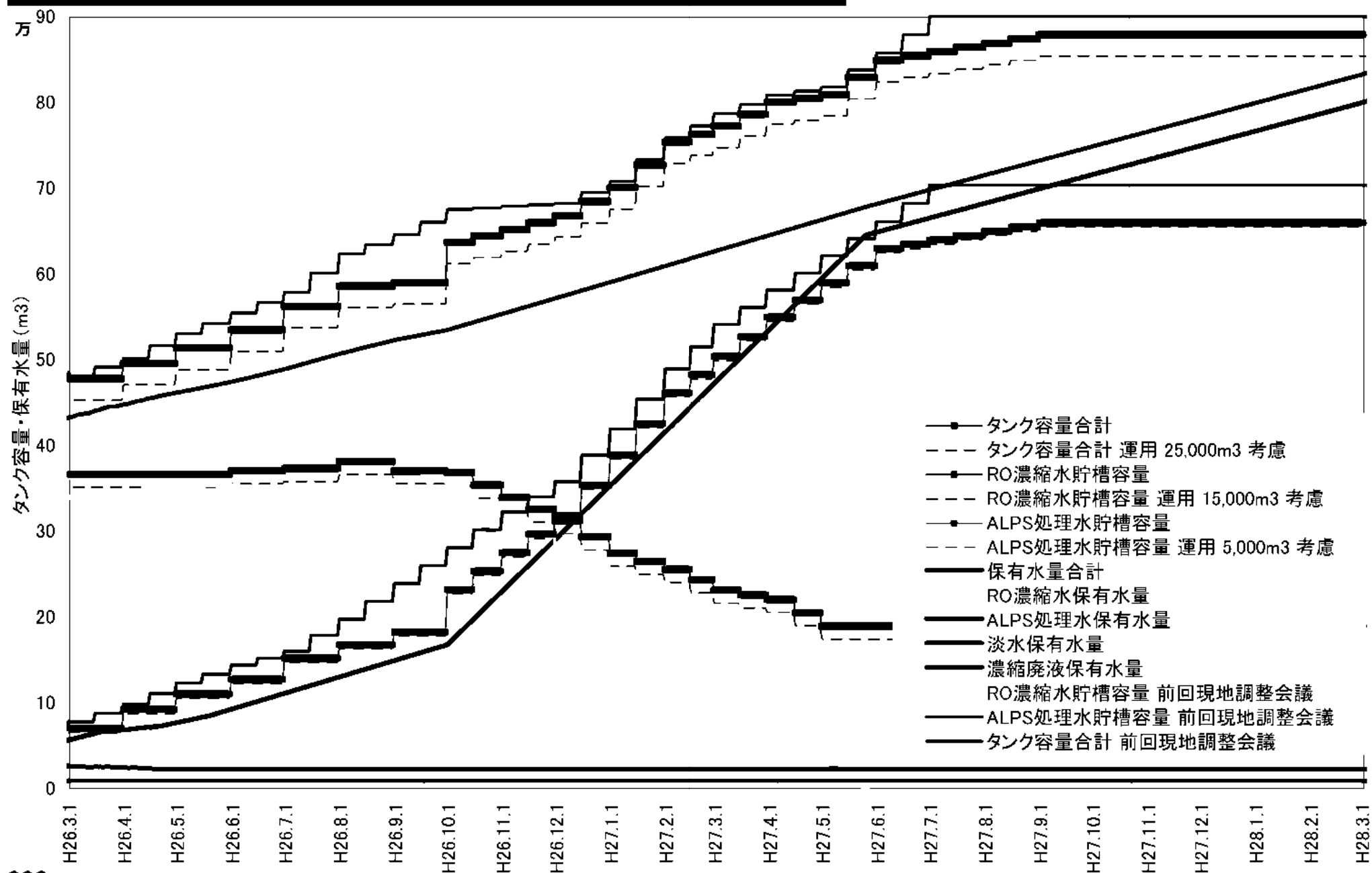
護岸エリアの地下水の建屋への移送量：約60 m³/日（～H26.9（海側遮水壁完成予定時期））

地下水ドレン（海側遮水壁直近の地下水）：約300m³/日（H26.10～）

基本ケース

タンク総容量と保有水予想の比較(H28/3迄)





堰内雨水処理方針について



東京電力

1. 堰内雨水のドライアップ計画

(1) 2日ドライアップ計画

- 日降水量100mmを2日で受入れタンクへ移送（ドライアップ）を完了させる。
- 移送後に日数をかけ、分析を行ない排水基準を満たすものは散水、満たさないものは雨水処理装置で処理して散水する。

【条 件】

- ◆移送能力：35～70m³/エリア
- ◆受入能力（受入れタンク）
 - 排水基準を満たさない雨水：鋼製角型タンク（4000 m³）
 - 排水基準を満たす雨水：500 m³タンク×5基、1000 m³タンク×1基
- ◆雨水抑制策：全エリア雨樋設置により、雨水流入量60%カット

100mm降雨時の堰内のドライアップ日数見込み

堰内に溜まる雨水の量と移送先の容量（全エリア雨樋効果があるものとして算定）

	堰内に溜まる雨水の量	移送先の容量
排水基準を満たさない エリア	約800m ³	鋼製角型タンク（4000 m ³ ）
排水基準を満たすエリア	約3200m ³	雨水受けタンク 約3500 m ³ （500×5基、1000×1基）

→鋼製角型タンク（4000 m³），雨水受けタンクとも計画通りの基数、空の状態で見ることができれば、100mmの降雨があったとしても、計算上1日で堰から雨水を移送可能な量である。

(2) 4月時点の状況

◆移送能力： 35～70m³/エリア（対応完了済み）

◆受入れ能力

排水基準を満たさない雨水：鋼製角型タンク（4000 m³）

→ほぼ満水であり、受入れ可能量は、タービン建屋へ移送可能な 200 m³ /週

排水基準を満たす雨水：500 m³タンク×5基、1000 m³タンク×1基

◆雨水抑制策：雨樋設置率 約60%（4/4豪雨前）※追設Jエリア除く

◆雨水処理装置：実施計画申請中（未運用）

【2日ドライアップが出来なかった原因】

◆雨水処理装置の稼働が出来ていないため、鋼製角型タンク（4000m³）の既貯留水の処理が進まず、降雨時の汚染エリア雨水の受け容量を確保できていなかった。

◆雨樋設置中のため、雨水抑制効果が低かった。

なお、堰工事のためには、ポンプアップ後の堰内残水をパワプロベスター（吸引車）で吸上げる（完全ドライアップ）必要があり、更に期間を要した。

(3) 梅雨時期（6月末以降）に向けて

◆受入れ能力の増強

- ・雨水処理装置稼動により、鋼製角型タンク（4000 m³）の空き容量を確保する。
（梅雨時期の月間降雨量に余裕を加味した約2000m³程度以上を目標とする）
- ・雨水受けタンクの増設：500 m³タンク×5基を10基に増強する。

◆雨水抑制策

- ・雨樋設置率を約95%とする。
※二重堰工事完了待ちのG5エリア及び追設Jエリアを除く
- ・更なる抑制に向け、堰力バーの設置に着手する。
B南、B北から設置を開始し、パトロール性等の確認・検証を実施して排水基準を満たさないエリアへ改良・展開していく。

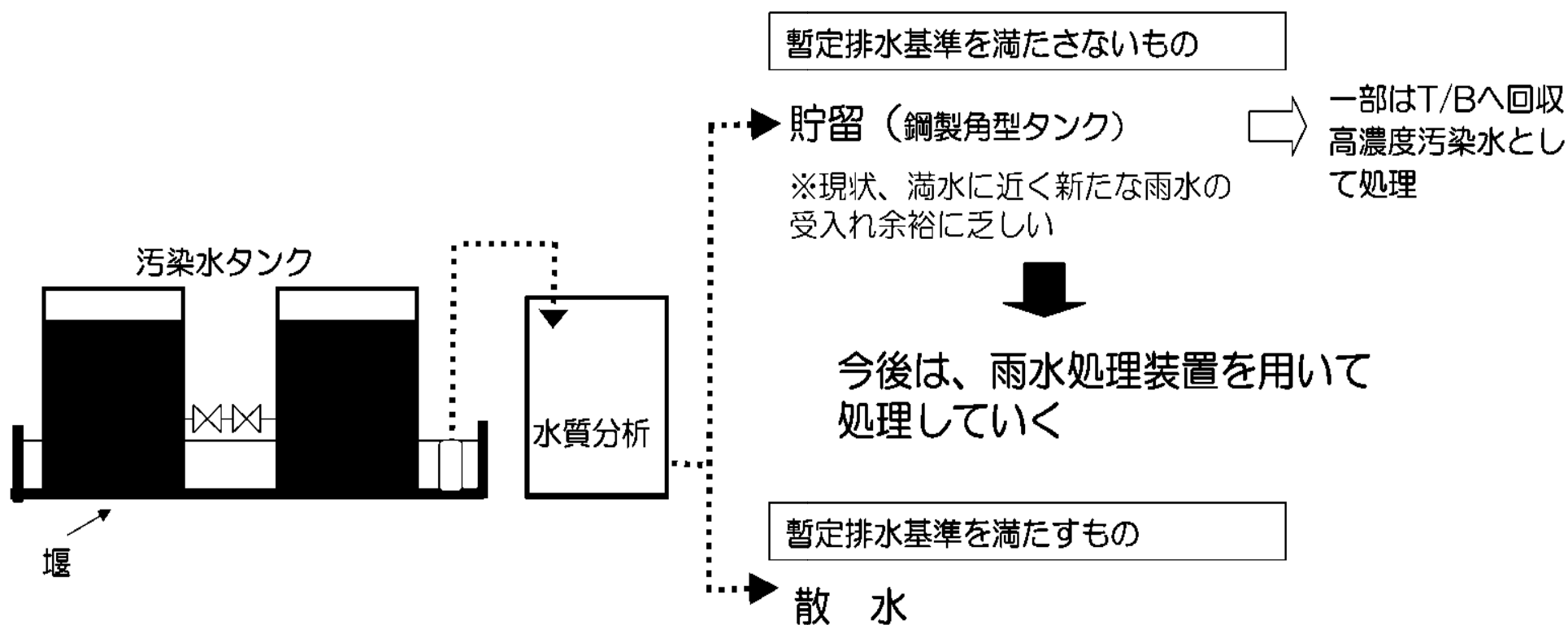
(4) 更なる対策の検討実施

◆雨水抑制策

- ・堰力バーの設置を進め、更なる抑制を図る。
台風時期前までに「排水基準を満たさないエリア」の完成を目標に進める。
- ・恒久的に使用する溶接タンクについては、タンク屋根掛けにより更なる抑制を目指す。

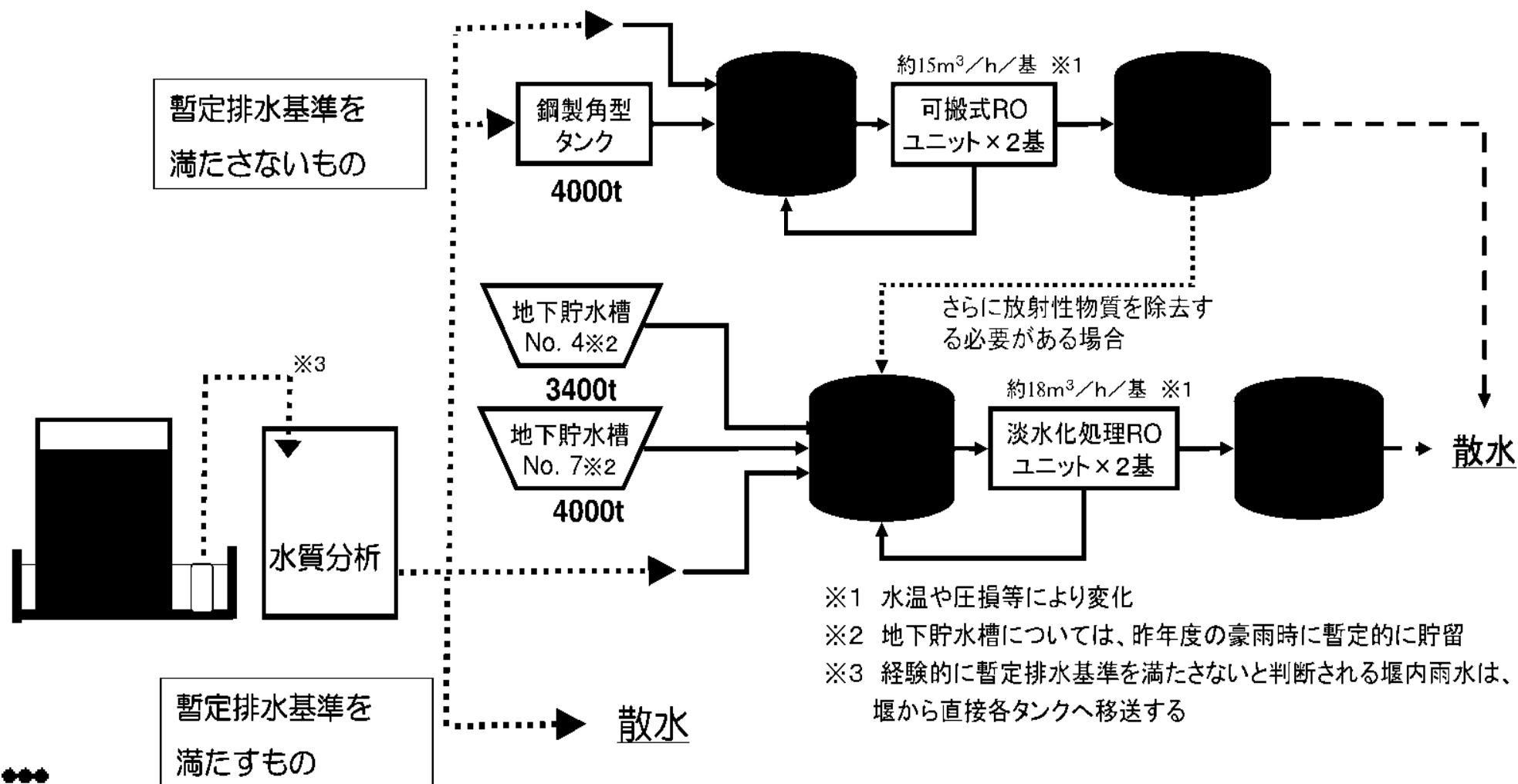
2. 雨水処理装置の導入について

- ◆汚染水タンクエリアに降雨し、堰内に溜まった雨水は、暫定排水基準に照らして基準を満たす堰内雨水は散水、満たさない堰内雨水は貯留し、一部はタービン建屋へ回収して処理していた。
- ◆タービン建屋へ回収した堰内雨水は、高濃度の汚染水となり汚染水タンク容量逼迫の要因となっていた。
- ◆今般、この排水基準を満たさない堰内雨水を逆浸透膜にて処理し、放射エネルギーを低減させる装置（以下、雨水処理装置）を導入したので、今後運用に入ることとする。



(1)雨水処理装置の概要

- ◆ 暫定排水基準を満たさない堰内雨水を不純物を透過しない性質を持つ逆浸透膜を通過させることにより水中の放射性物質を除去する装置である。
- ◆ 装置は2種類あり、それぞれ2基の逆浸透膜ユニットで構成される。



(2) 堰内雨水の水質と雨水処理装置の効果

- ◆タンクエリアの堰内雨水を雨水処理装置にて試験的に処理し、処理水中の放射性物質の分析を実施した。

単位：Bq/L

	対象水	Cs-134	Cs-137	全 β (Sr-90の代替)	備考
可搬式 RO	堰内雨水	ND(<0.77)	2.6	2.0×10^3	トリウム:ND(<107)
	処理水	ND(<0.68)	ND(<0.53)	1.1	
淡水化处理 RO	堰内雨水	3.4	8.7	1.2×10^4	トリウム:192
	処理水	ND(<0.46)	ND(<0.53)	ND(<0.87)	

Cs-134, Cs-137, 全 β については検出限界値を1Bq/Lにて分析

ND: 検出限界値未満

- ◆分析の結果から、比較的全 β の高い堰内雨水についても、十分に放射能が除去されていることを確認した。

なお、

(告示濃度限度)

・Cs-134：60 Bq/L，Cs-137：90 Bq/L，Sr-90：30 Bq/L，H-3：60,000 Bq/L

(WHOの飲料水水質ガイドライン)

・Cs-134：10 Bq/L，Cs-137：10 Bq/L，Sr-90：10 Bq/L，H-3：10,000 Bq/L

(3) 今後の運用

① 暫定排水基準を満たす堰内雨水について

- 暫定排水基準を満たす堰内雨水については、従前と同様に、散水を実施する。

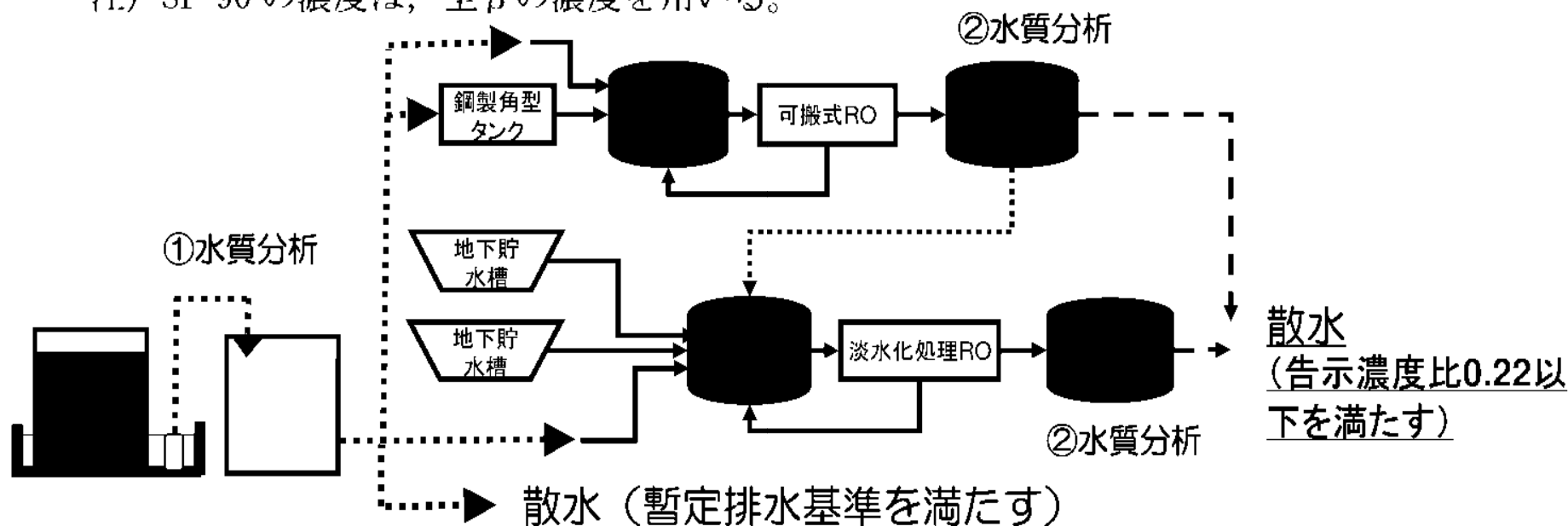
・ Cs-134 : 15 Bq/L, Cs-137 : 25 Bq/L, Sr-90 : 10 Bq/L

② 暫定排水基準を満たさない堰内雨水について

- 認可を受けた実施計画に従い、雨水処理装置により処理後、告示濃度比0.22以下を達成できる放射性物質濃度であることを確認し、散水を実施する。処理水の排水路への排水は、関係箇所
の了解なくしては行わないものとし、それまでは構内に散水する。

$$\frac{Cs-134 \text{ 濃度 } [Bq/L]}{60 [Bq/L]} + \frac{Cs-137 \text{ 濃度 } [Bq/L]}{90 [Bq/L]} + \frac{Sr-90 \text{ 濃度 } ^{注} [Bq/L]}{30 [Bq/L]} + \frac{H-3 \text{ 濃度 } [Bq/L]}{60000 [Bq/L]} \leq 0.22$$

注) Sr-90 の濃度は、全βの濃度を用いる。



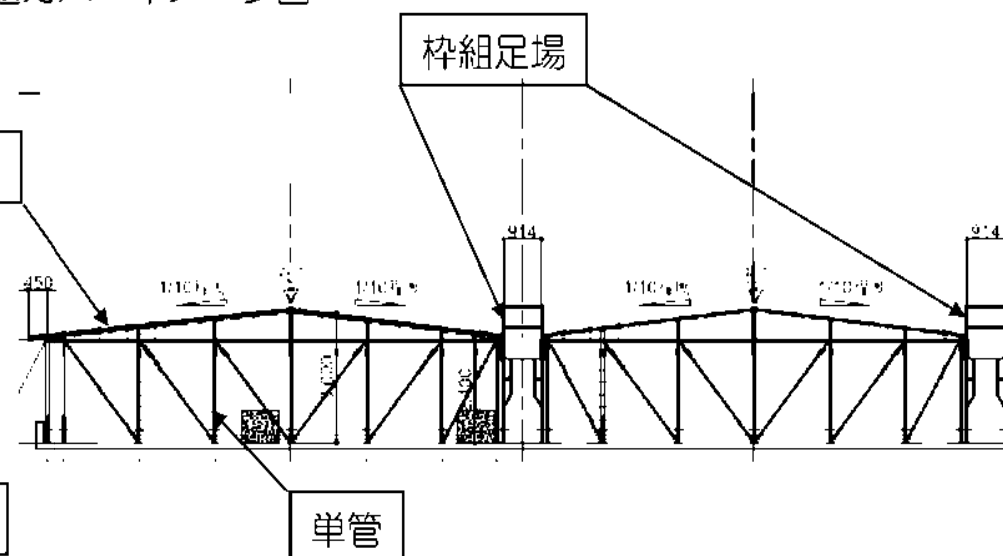
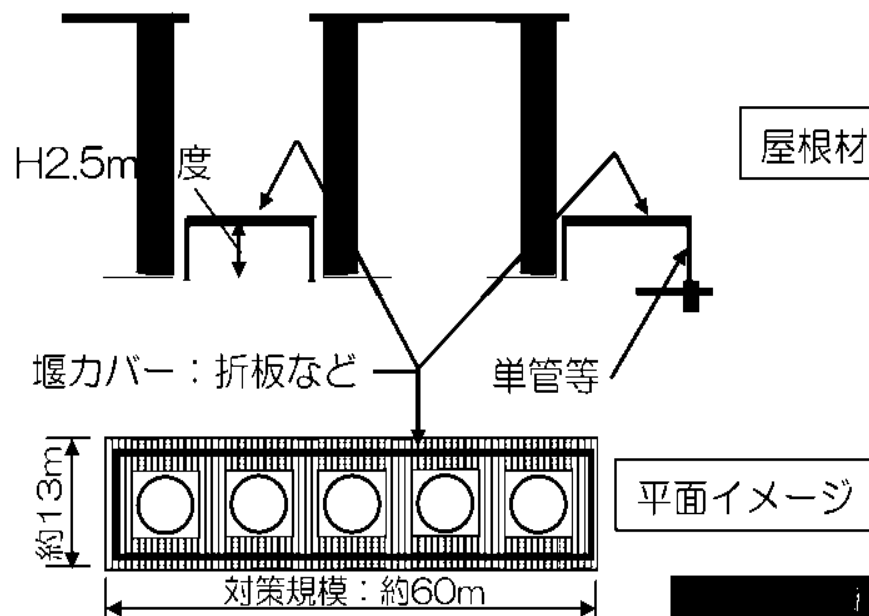
3. タンクエリアの屋根設置について

(1) 堰カバー

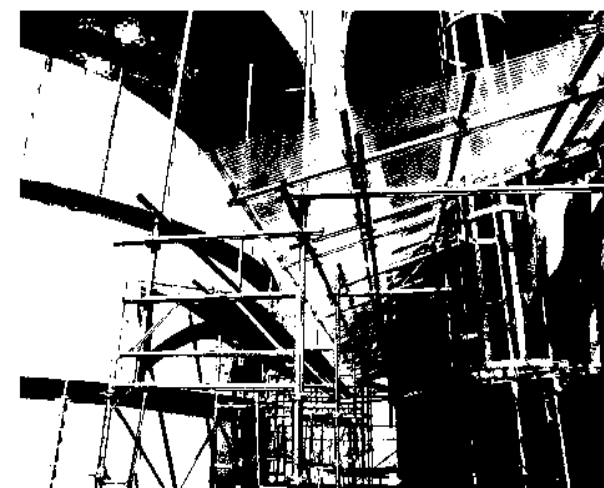
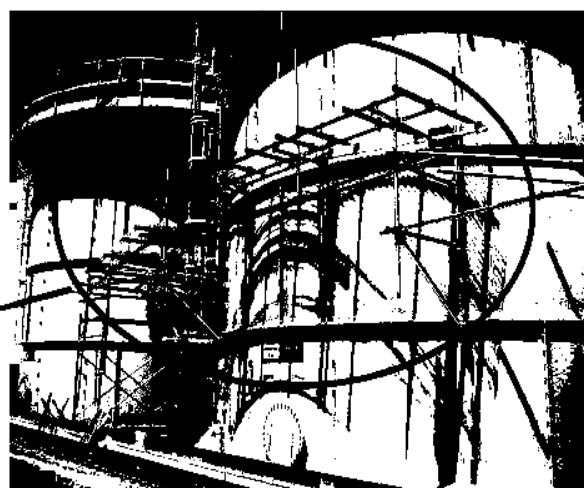
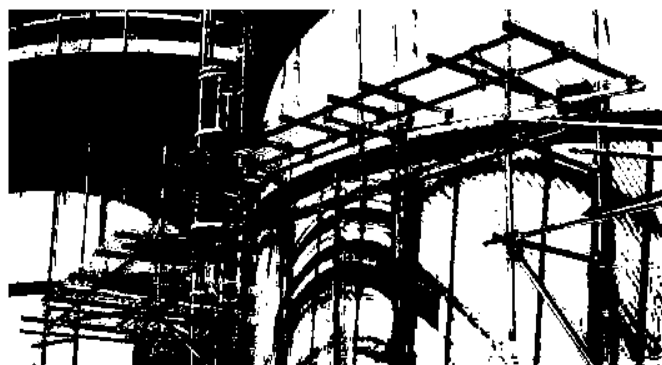
◆特徴：堰内に単管など（H2.5m程度）を構築し、堰カバーを設置する

■対策イメージ図

■堰カバーイメージ図



■堰カバー設置状況



(2) 堰カバースケジュール

※堰カバース設置工事は、悪天候ならびに現場状況や他工事の影響により工程の変更はあります。

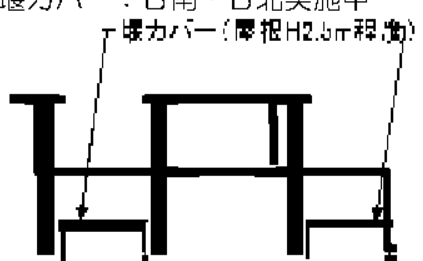
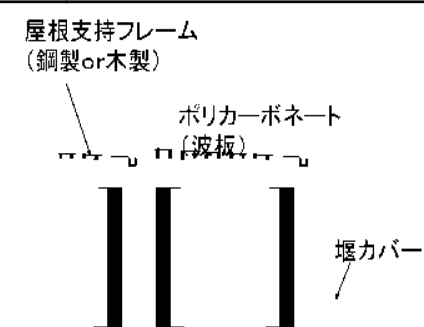
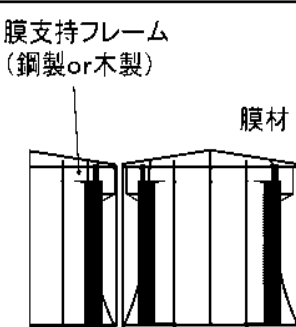
■ 比較的汚染されているエリア

施工体制：約20人×5班＋資機材搬入搬出班

優先 順位	エリア	基数	堰面積(m ²)	4月				5月				6月				7月				8月				9月				10月			
				1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4
1	B南 (M/U)	5	605																												
2	B北 (M/U)	15	1815																												
3	H4東	12	2352																												
4	H3	10	1960																												
5	H6	24	4704																												
6	H4北	16	3136																												
7	H2南	11	2156																												
8	H1東	12	2352																												
対象堰面積(m ²)			19080	※M/U: モックアップ堰を示す																											

タンクエリア屋根設置の検討状況について①

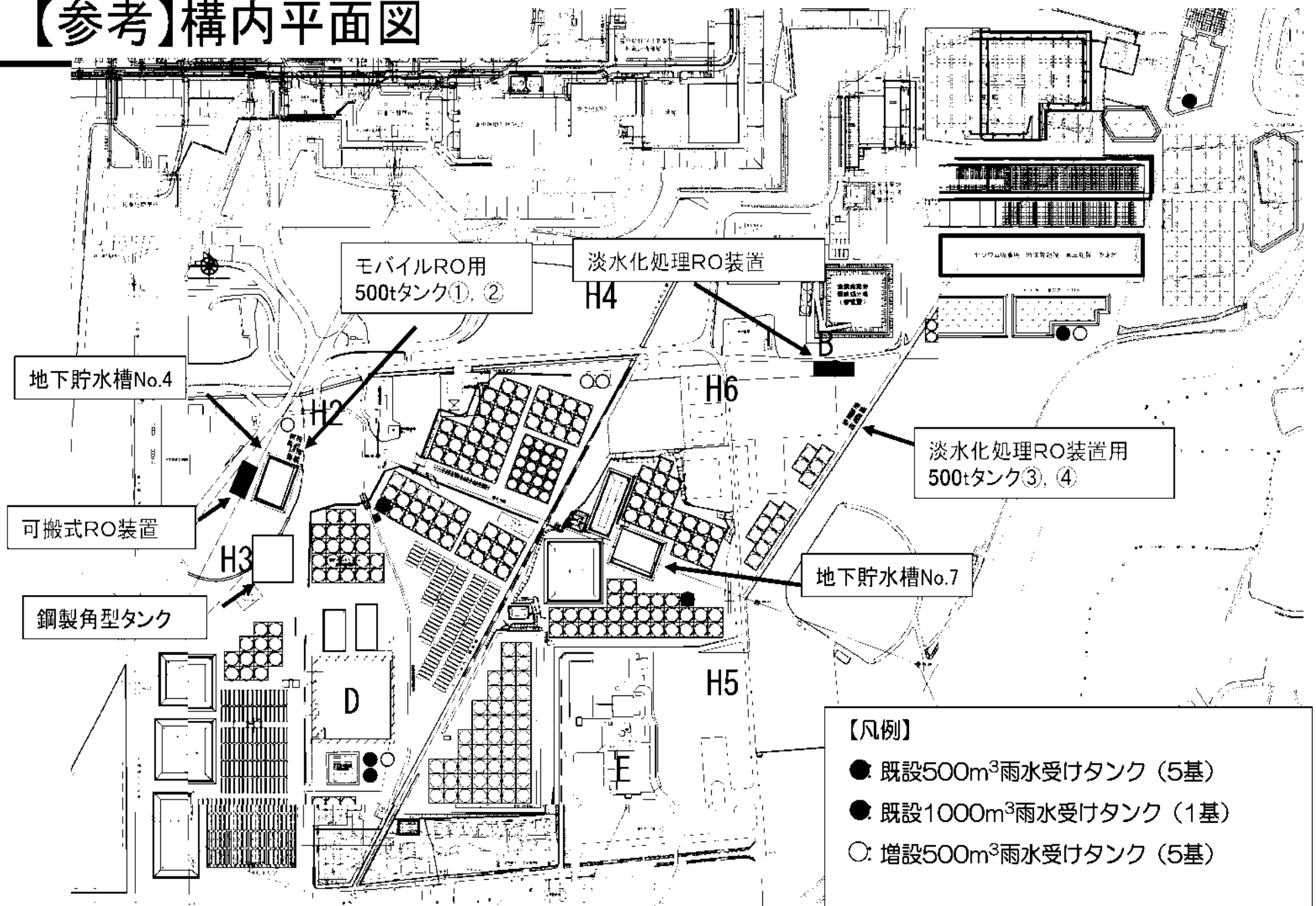
■今後のタンク運用計画やリプレース計画を踏まえ、2～6案についてはエリア毎の採用案や設置時期等を総合的に判断し、実施可能なエリアに設置する。

	1案 雨樋＋堰カバー方式	2案 タンク上部へ屋根設置案	3案 膜材テント案
屋根対策イメージ	<p>雨樋：実施中 堰カバー：B南・B北実施中</p> 		
特徴	現在設置中の雨樋対策に加え、堰内の更なる雨水侵入防止として堰カバー（屋根：H=2.5m程度）を設置する	タンク上部に屋根支持フレームを載せ、軽量屋根（ポリカーボネート等）を設置する	タンク上部に架構を設置し、膜材でタンク全体を覆う
メリット	<ul style="list-style-type: none"> ・他の案と比較し、早期に設置が可能 ・タンク構造への影響はない ・架構高さが低く強風の影響を受けにくい 	<ul style="list-style-type: none"> ・タンクエリア近傍に大型重機設置が困難なエリアでも有人作業で設置が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・堰内への雨水抑制効果は1，2案と比較し高い
デメリット	<ul style="list-style-type: none"> ・タンク側面に吹き付ける降雨は堰内に浸入する ・タンク天板からの汚染水漏洩対策が必要 	<ul style="list-style-type: none"> ・タンク側面に吹き付ける降雨は堰内に浸入する ・強風時の吹き上げ力によりタンクが損傷し汚染水漏洩リスクが高くなる 	<ul style="list-style-type: none"> ・膜材の必要張力を確保するにはタンク上部への荷重が大きくなりタンク強度への影響が大きい ・メンテナンス等に支障あり ・設置可能エリアが限定される
想定雨水抑制効果	約90%	約90%	約95%
設置工期（準備は除く）	約4ヶ月（タンク20基を想定）	約4～5ヶ月（タンク20基を想定）	約4～5ヶ月（タンク20基を想定）

タンクエリア屋根設置の検討状況について②

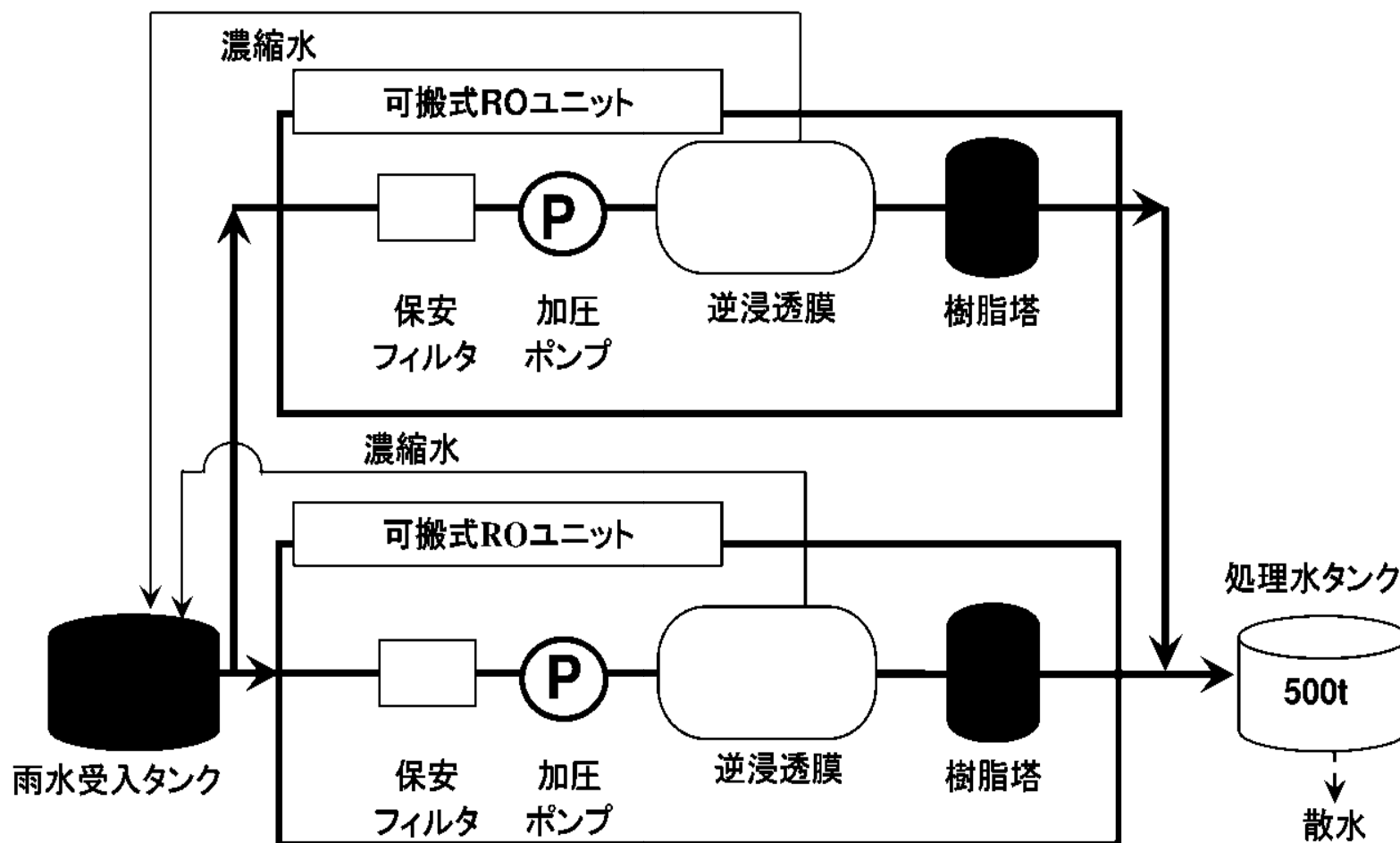
	4案 簡易屋根方式	5案 大型テント方式	6案 本設架構方式
屋根対策イメージ			
特徴	タンク間に枠組足場を設置し、足場材の上部に既製品屋根フレームを設置する	タンク周囲にテント支柱基礎を設置し、大型テントを設置する	鉄骨架構の建物でタンク群を覆う タンク間に支柱基礎の構築が必要
メリット	<ul style="list-style-type: none"> ・タンクエリアの片側に重機が配置できれば、屋根ユニットはスライド工法で設置が可能 ・仮設であり基礎構築は不要 	<ul style="list-style-type: none"> ・雨水抑制効果が高く、堰内のドライ状態を維持できる 	<ul style="list-style-type: none"> ・雨水抑制効果が高く、堰内のドライ状態を維持できる
デメリット	<ul style="list-style-type: none"> ・枠組足場の転倒防止用の控え設置場所がタンクにより制約される ・強風時の転倒リスクは高い 	<ul style="list-style-type: none"> ・大型重機が必要となり、設置可能エリアが限定される ・他の案と比較し、タンクエリア周辺に大きな資材ヤードが必要となる 	<ul style="list-style-type: none"> ・大型重機が必要となり、設置可能エリアが限定される ・他の案と比較し、設置工期が長い
想定雨水抑制効果	約95%	約100%	約100%
設置工期（準備は除く）	約4～5ヶ月（タンク20基を想定）	約5～6ヶ月（タンク20基を想定）	約10～12ヶ月（タンク20基を想定）

【参考】構内平面図



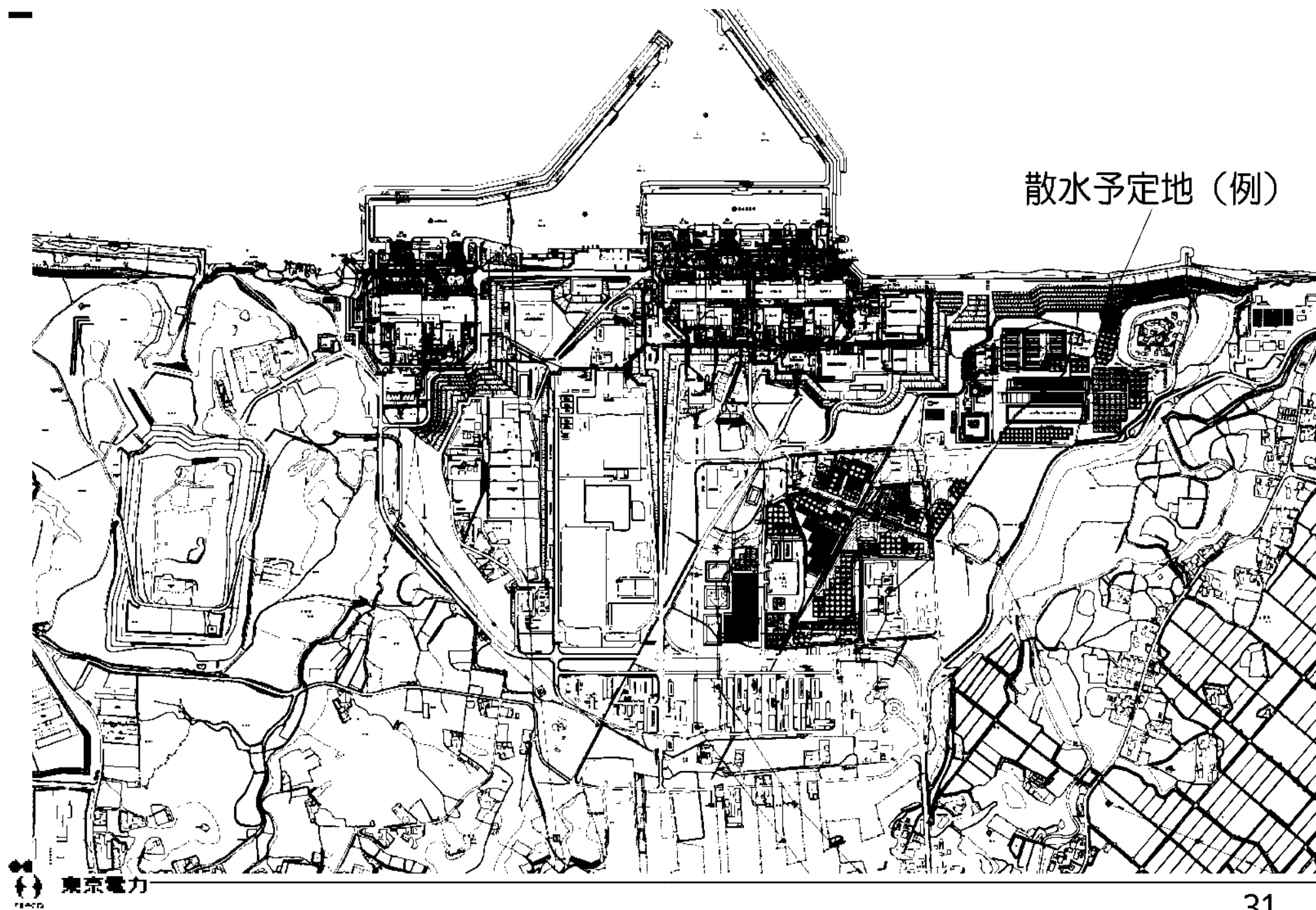
【参考】RO装置の基本仕様(可搬式RO装置の場合)

・ROユニットは、保安フィルタ、加圧ポンプ、樹脂塔で構成されており、タンクから雨水受入タンクに雨水を受入れ保安フィルタで粗ゴミを除去し、加圧ポンプにて逆浸透膜を通過させた水を樹脂塔へ通水し処理して、処理水タンクに受入れる。一方、逆浸透膜で分離された濃縮水は雨水受入タンクに戻り、再度逆浸透で処理される。これを繰り返して、処理水を分離していく。



淡水化処理逆浸透膜装置についてもほぼ同等の構成

【参考】散水場所



散水予定地（例）

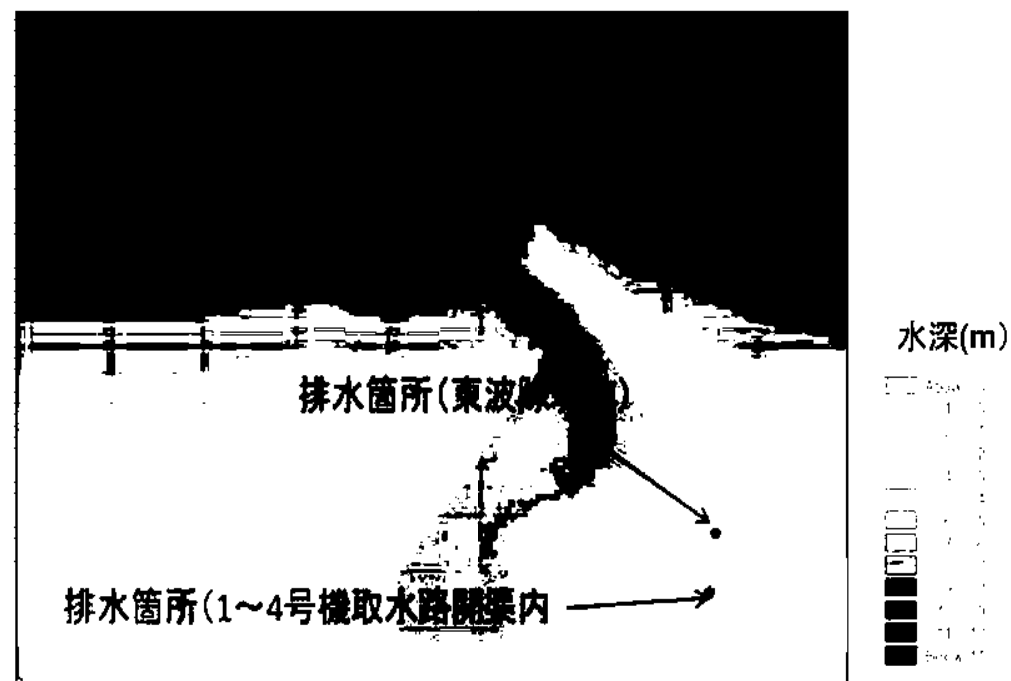
B・C付替排水路の最終排出先(1～4号取水路 開渠内・東波除堤前)の決定について



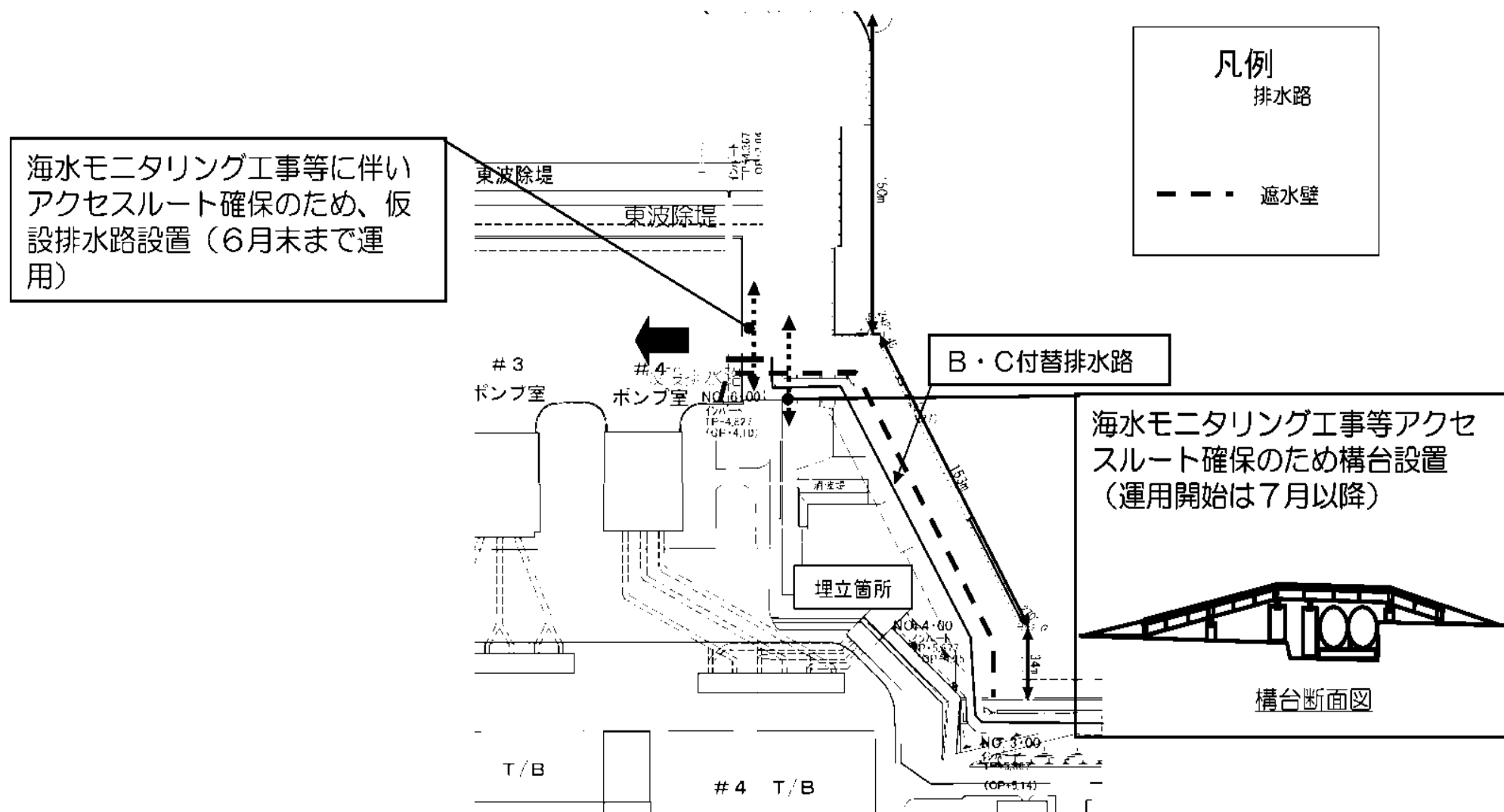
1. 最終排出先の考え方

- 非常時（高濃度汚染水の流出）を想定した場合、1～4号機取水路開渠内から排水した方が、港湾口への汚染水の拡散を遅らせることができるとともに、放射性濃度の上昇を抑制することができる。
- 1～4号機取水路開渠内から排水した方が、作業スペースの観点から、非常時において、汚染水の拡散を抑制する対策がとりやすい。

以上のことから、1～4号機取水路開渠内への排水とする。



2. B・C付替排水路ルート(最終排出先)



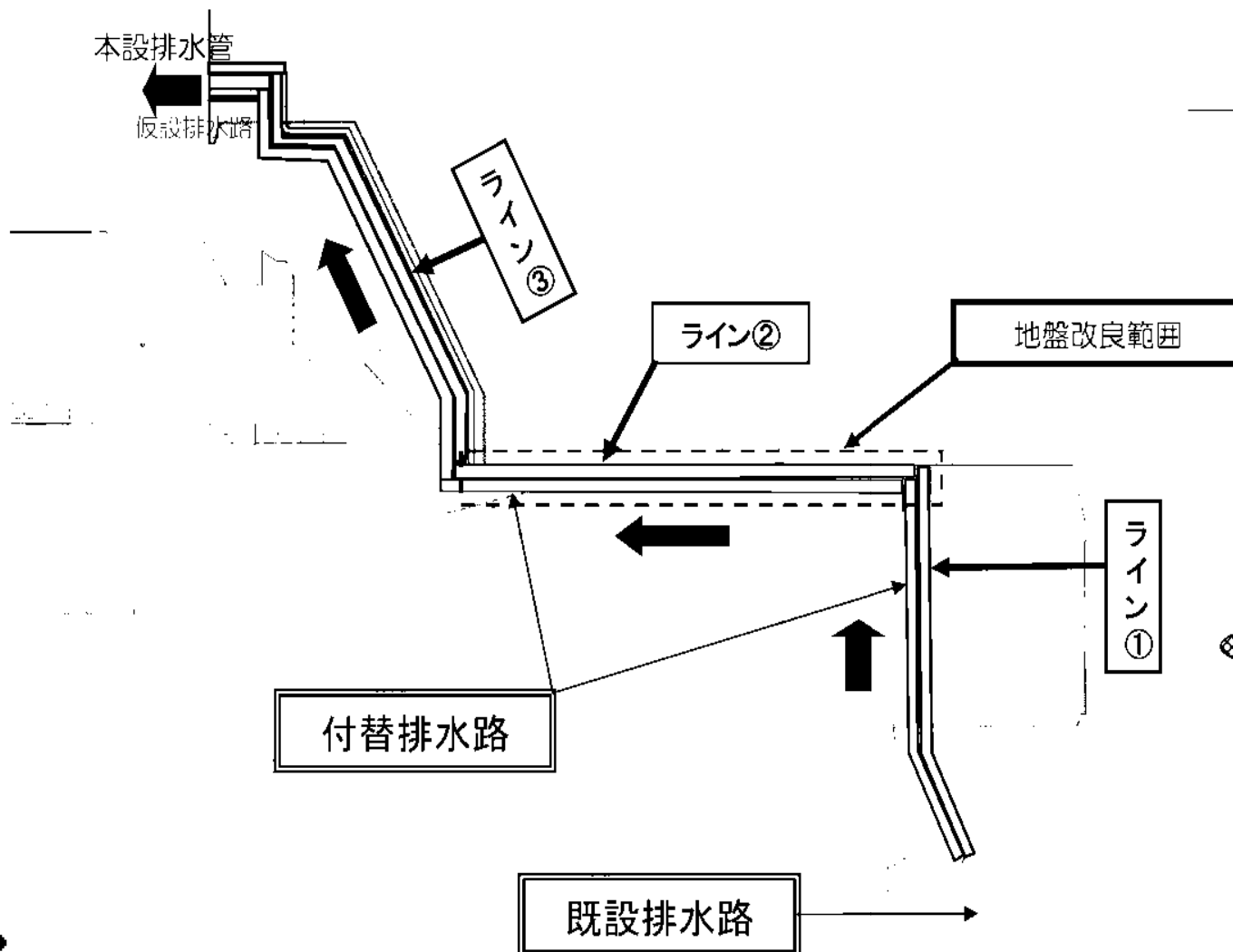
- 1～4号機取水路開渠内への排水先変更に伴う一部工事内容の見直し
- ・ 1 条目 5月末に一部仮設排水で完成予定（海側アクセス確保のため）
 - ・ 7月中旬2条分流路を完了（本設アクセス構台設置後 仮設排水を本設排水切り替え）

3. B・C付替排水路計画

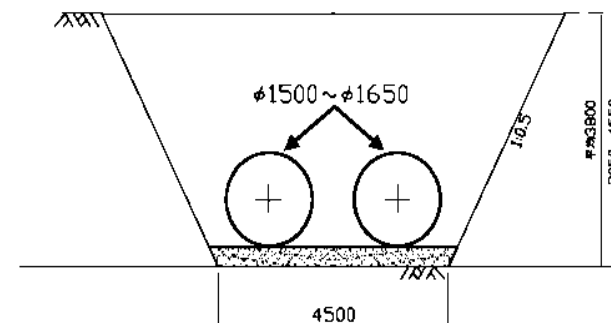
付替排水路諸元

延長：約700m×2条
構造：管路（ライン①～③：ダクトイル管）
管内径： $\phi 1,500 \sim \phi 2,400$

東波除堤

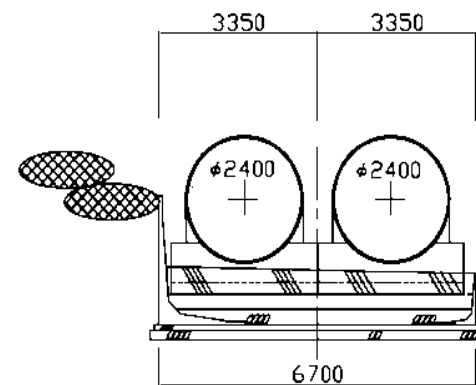


35m盤・ライン①



ライン②

ライン③



4. 変更工程について

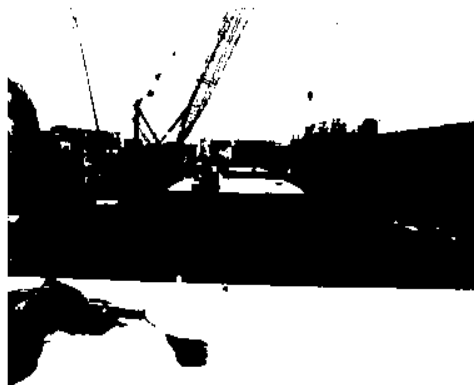
		H25 12	H26						
			1	2	3	4	5	6	7
主要工程							1条目通水	機能確保	2条目完了
準備工・片付け		アクセス路関連支障物移設、既設防護柵撤去等					支障物復旧、既設防護柵復旧等		
ライン① (35m盤) (斜面部)	排水管	1条目 2条目	干渉物移設/防護・埋設物確認・掘削	地盤改良		排水管			
ライン② (4m盤)	排水管	1条目 2条目	干渉物移設/防護・埋設物確認	地盤改良	基礎	排水管			
ライン③ (港湾部)	排水管 (埋立エリア) 排水管 (流末部)	1条目 2条目 1・2条目				基礎	排水管		
仮設排水路 (開水路)							仮設排水路		
海側アクセス構台								構台	

○工程確保のための課題と対策

課題	対策
①コンクリートの供給不足による工程遅延	①コンクリートを優先的に供給できるよう調整済み。
②専門職の配管工を含めた作業員不足	②配管工他、作業員をGW明けより34名増員実施済み。専門職の配管工については、継続して手配を実施中。
③35m盤、斜面部の工程遅延	③排水管理設部の1,2条目同時施工を、1条目を先行させることにより工程の短縮を図る。

5. 工事実施状況写真

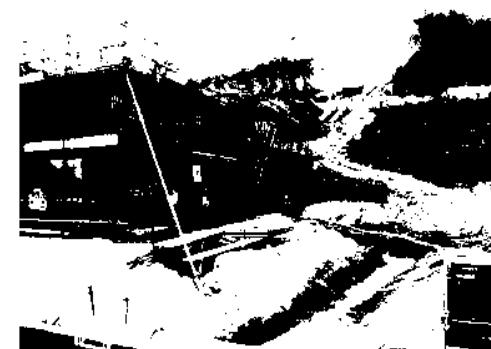
写真④ ライン③基礎状況



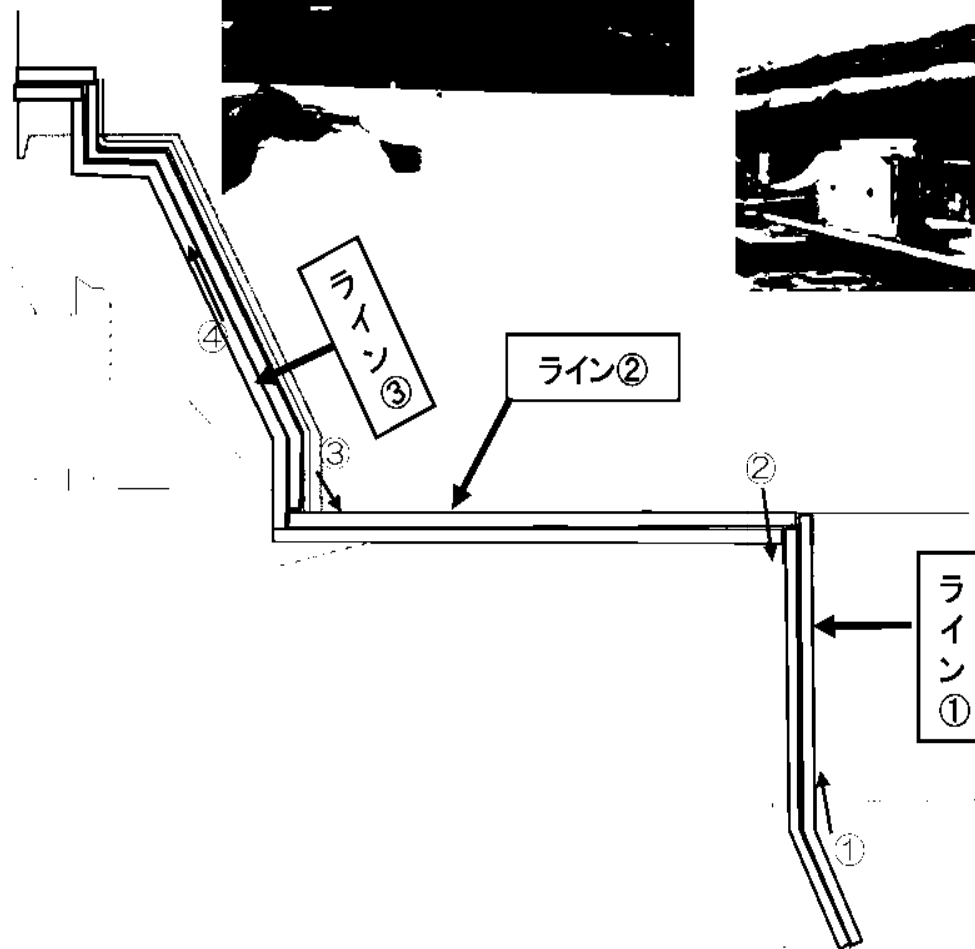
写真③ ライン②排水管据付状況



写真② ライン①減勢工構築状況



写真① ライン①排水管据付状況



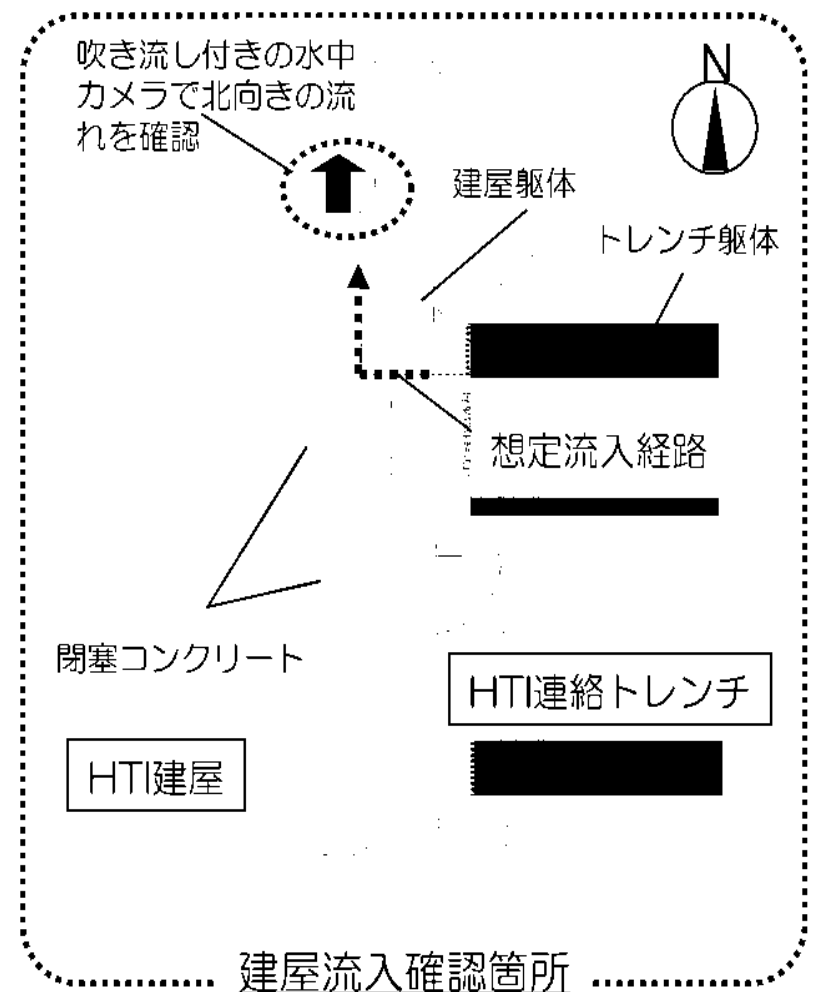
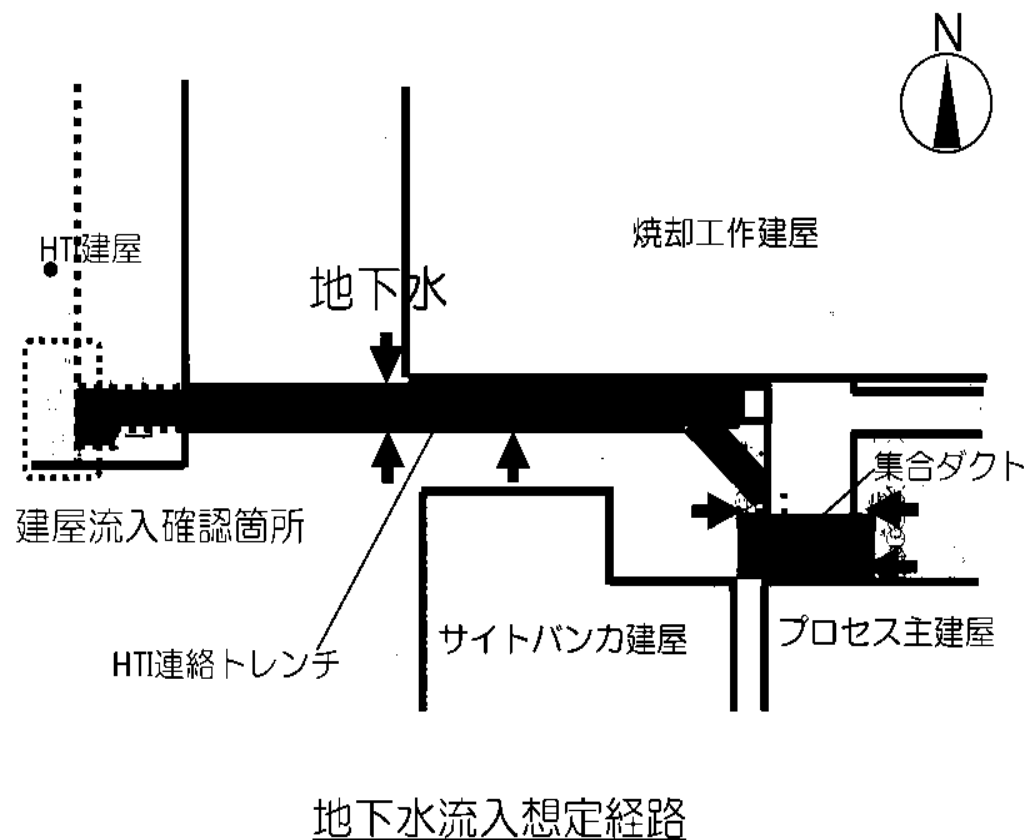
高温焼却炉設備建屋における 地下水流入抑制効果の確認について



東京電力

1. 高温焼却炉設備建屋への流入箇所

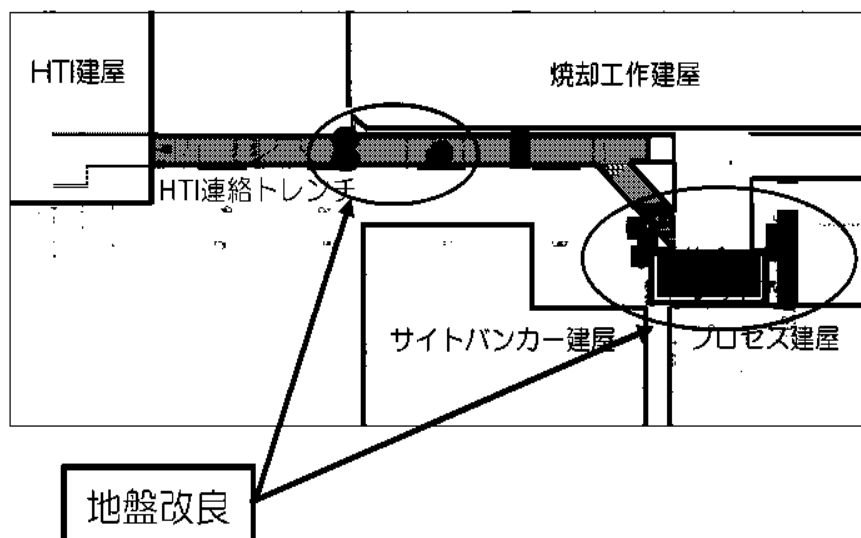
- ◆高温焼却炉設備建屋（以降、HTI建屋）については、震災後、滞留水を一時貯留するために、地下階部分について止水工事を実施していたが、その後、水中カメラ調査により、HTI連絡トレンチからHTI建屋への地下水流入が確認された。（平成25年8月末）
- ◆HTI連絡トレンチには、エキスパンションジョイントから地下水が流入していると考えられる。
（エキスパンションジョイント付近での流向・流速計による調査でトレンチに向かう流れが確認された）



2. 止水対策手順

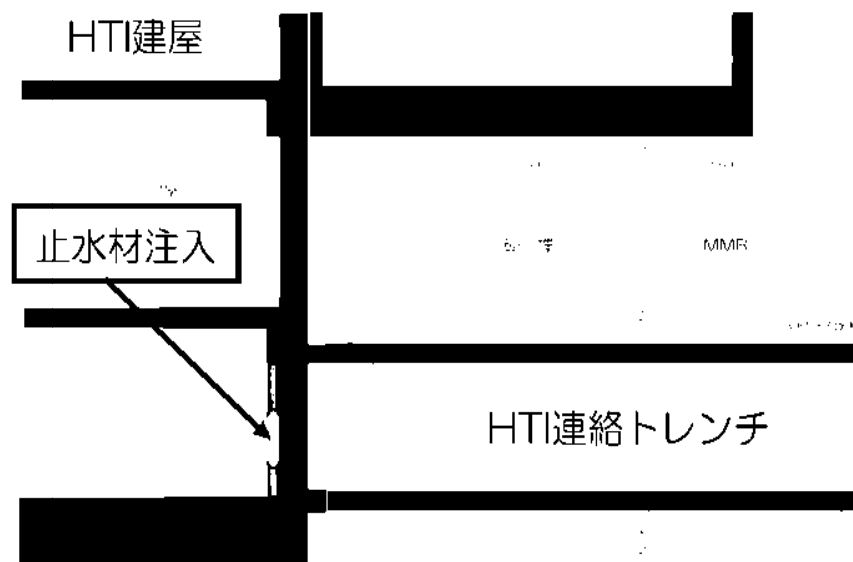
STEP1 地下水流入抑制 完了

セメント系地盤改良によりHTI連絡トレンチの
エキスパンションジョイント部を閉塞



STEP2 建屋止水 完了

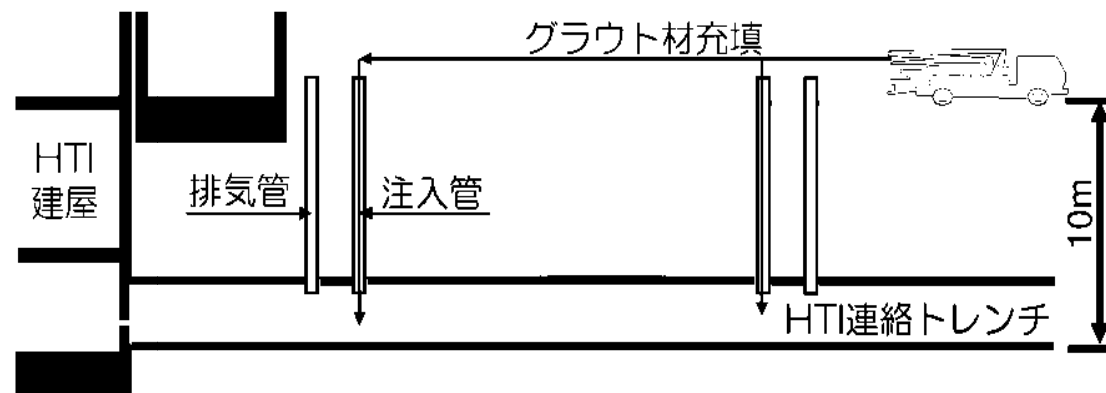
HTI建屋内より止水材を注入し、界面を閉塞



STEP3 トレンチ閉塞 今後実施予定

トレンチ内の溜まり水を移送，HTI連絡トレン
チ・集合ダクト内をグラウト等で充填閉塞

グラウト充填

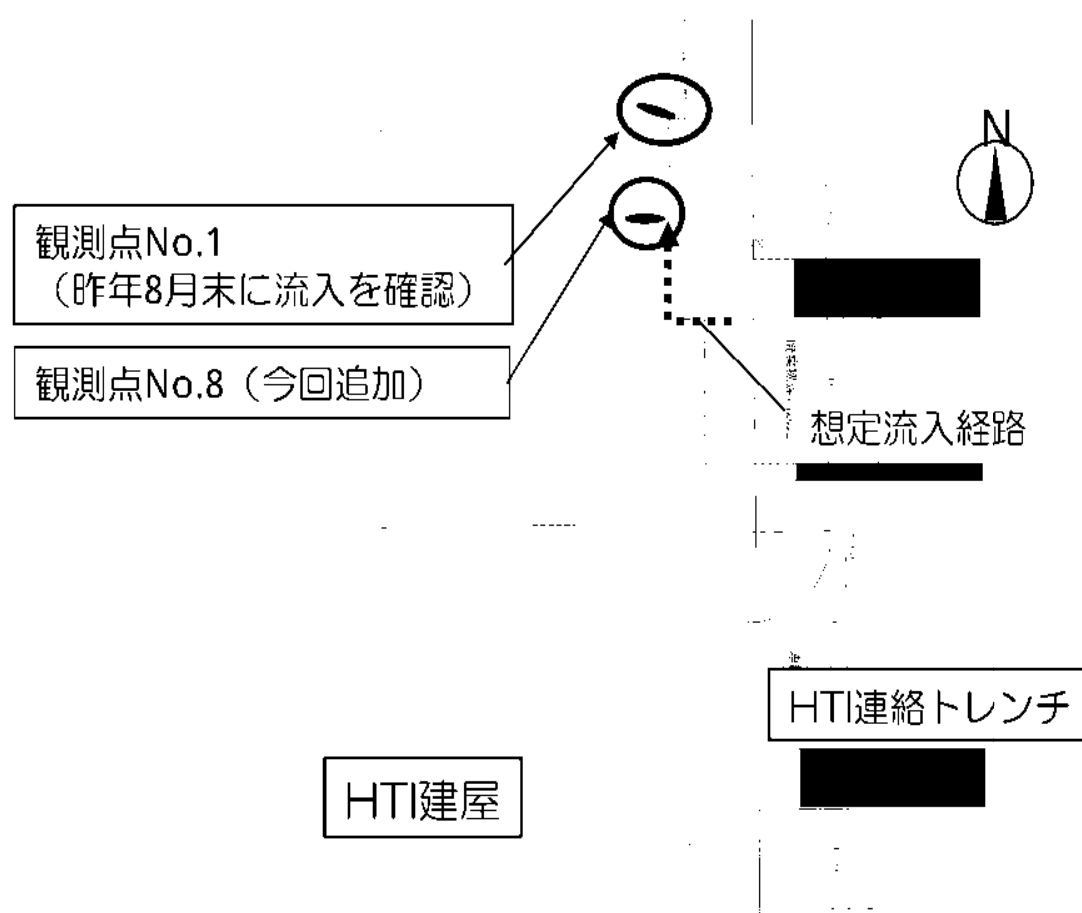


3. 地下水流入抑制効果の確認(流速測定)

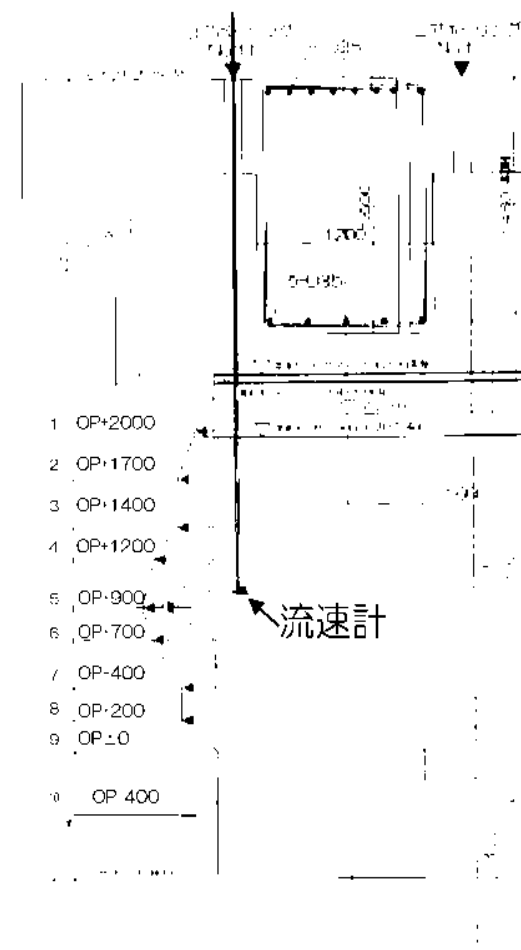
■HTI建屋内に流速計を設置し、地盤改良実施前後での流速の変化を検証した。

- ・昨年8月末に観測点No.1で北向きの流れが確認された。
- ・今回は観測点No.1に加えて新たに観測点No.8を追加し、流速計による測定を実施した。

(平面図, 断面イメージ図参照)



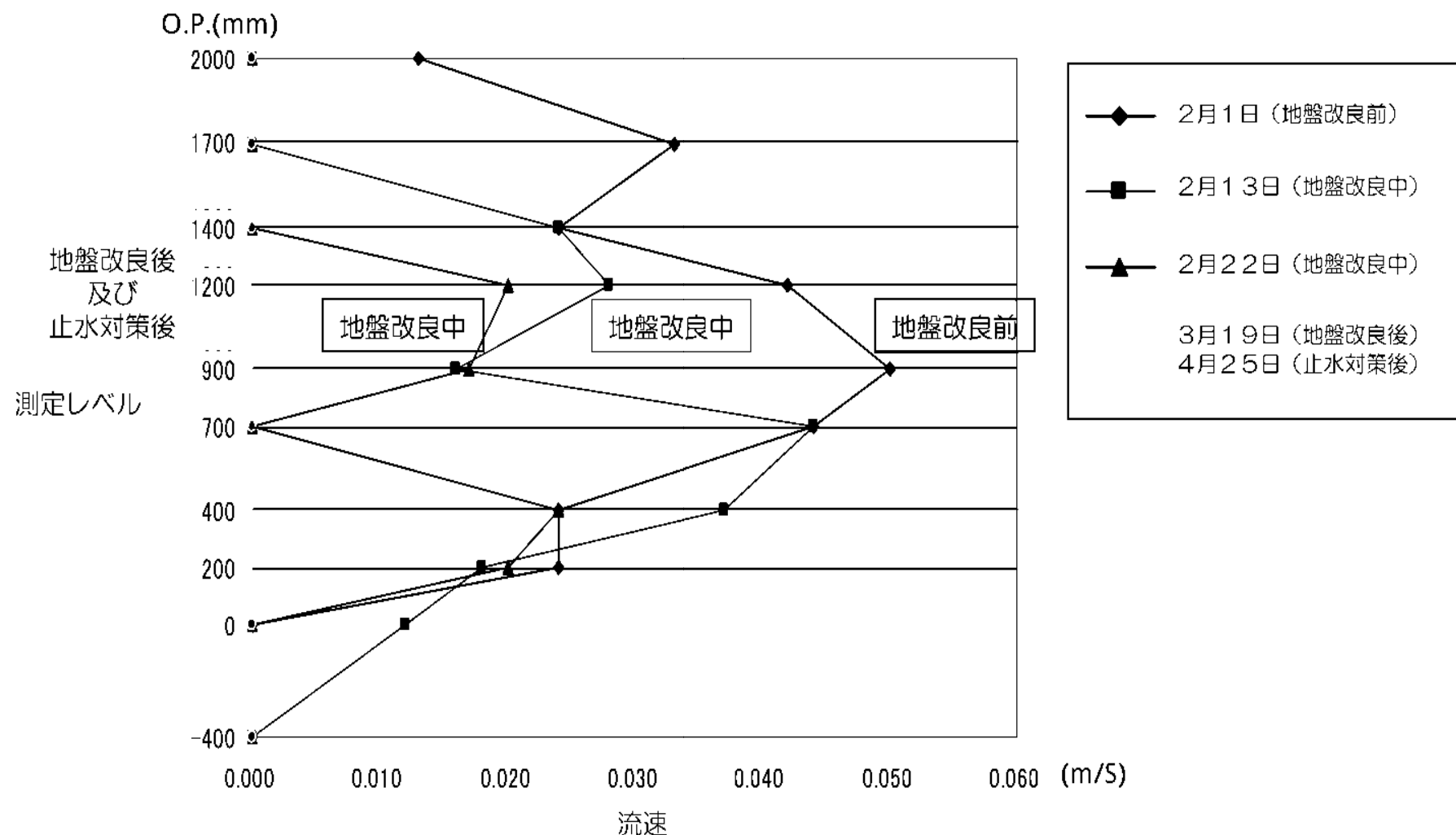
地下2階 トレンチ接続部 平面図



断面イメージ図

4. 地下水流入抑制効果の確認(流速測定)

■地盤改良工事の進捗に応じて流速が徐々に減少し、現在は「0」になっている。
 (※2月1日～2月22日はNo.1のデータ, 3月19日～4月25日はNo.1, 8のデータ)



流速測定結果

5-1. 地下水流入抑制効果の確認(流入量の推定)

■ HTI建屋への地下水流入量の推定

効果の確認方法は、HTI建屋への滞留水移送および水処理を行っていない期間の建屋水位上昇量から、地下水流入量を算出。

止水対策前のHTI建屋への地下水流入量は約50～140t/日（平均で約100t/日）

→ 1回目3/10～12：止水対策中（地盤改良のみ完了）は約16t/日。

→ 2回目4/21～24：止水対策後（地盤改良+HTI建屋止水処理完了）は約14t/日。

上述の通り地下水流入量の幅はあるものの、季節・降雨量がほぼ同等の2013年3月（止水対策前）と2014年3・4月（止水対策中・後）を比較すると、流入量は約80t/日減少している。

No	日付	HTI流入量	降雨量※1	備考
①	2012.9.28～29	約143 t/日	105.0 mm/週	止水対策前
②	2012.11.21～22	約 97 t/日	10.5 mm/週	止水対策前
③	2013.1.17～18	約123 t/日	29.0 mm/週	止水対策前
④	<u>2013.3.17～18</u>	<u>約98 t/日</u>	0.0 mm/週	止水対策前
⑤	2013.12.15～16	約47 t/日	1.5 mm/週	止水対策前
⑥	<u>2014.3.10～12</u>	<u>約16 t/日</u>	0.0 mm/週	止水対策中（地盤改良のみ完了）
⑦	<u>2014.4.21～24</u>	<u>約14 t/日</u>	1.5 mm/週	止水対策後（地盤改良+HTI建屋止水処理完了）

※1：上記日付の過去1週間の累積降雨量（浪江）

5-2. 地下水流入抑制効果の確認

■まとめ

HTⅠ建屋内への地下水流入量は、約98t/日から約14 t /日と大幅に減少した。
(2013年3月17日と2014年4月24日の比較)

HTⅠ連絡トレンチと建屋接続部からの地下水流入は、流速計により測定を継続しているが「0」である。(HTⅠ連絡トレンチからの地下水流入は概ね止まっていると想定)

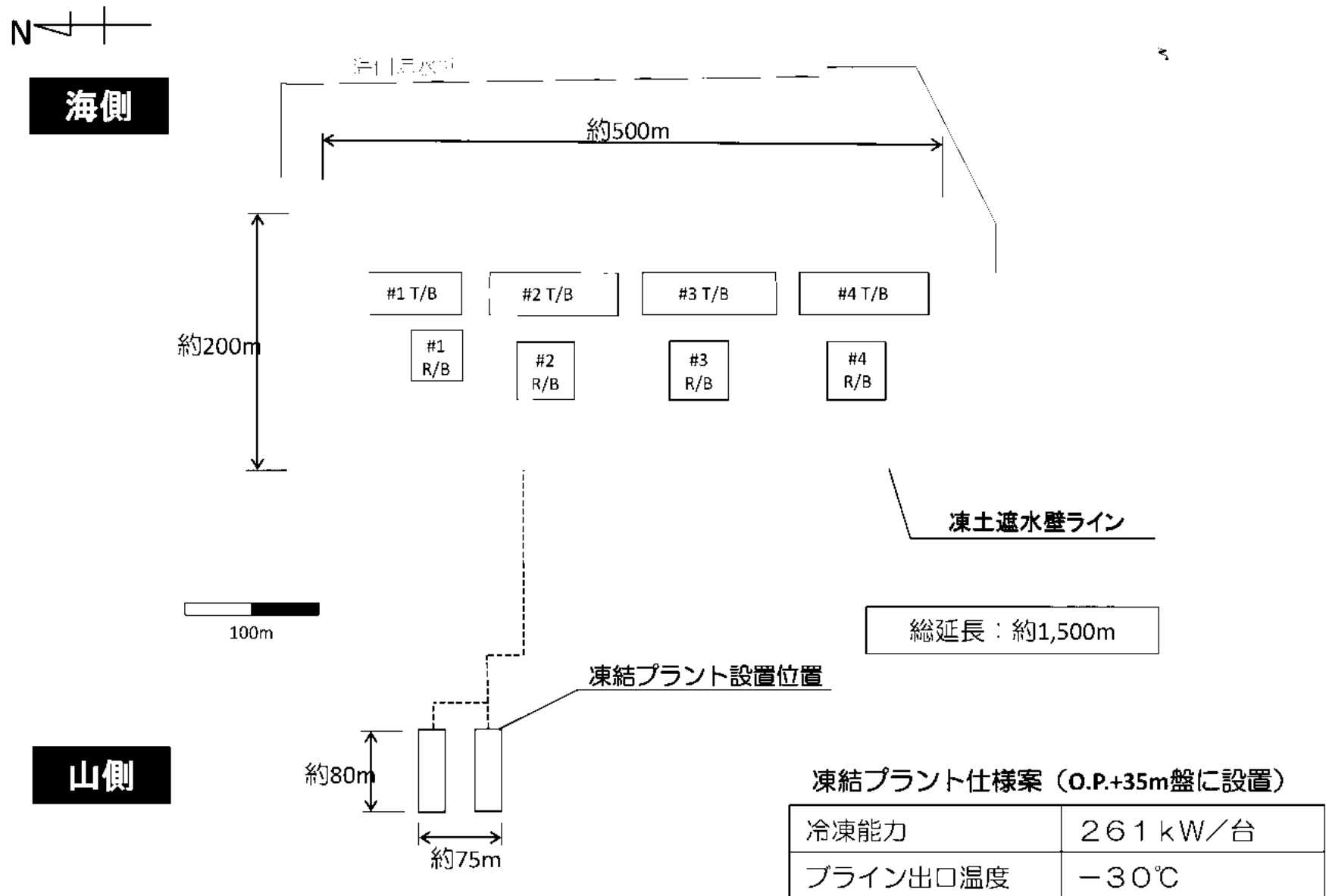
HTⅠ建屋への地下水流入量が「0 t /日」にならなかった要因として、地下外壁面や床面のコンクリート打ち継ぎ部等からの地下水の流入が考えられる。

なお、上記の地下水流入の止水対策としては、建屋内のドライアップ後に除染し、地下外壁面や床面などの補修を行うことになると考えている。

凍土方式遮水壁の概要について

平成26年5月19日
資源エネルギー庁
原子力発電所事故収束対応室

凍土方式の陸側遮水壁の配置イメージ



全体スケジュール

	平成25年度		平成26年度		平成27年度		平成28年度	平成29年度	平成30年度	平成31年度	平成32年度
	8月	10月	4月	10月	4月	10月					
実証試験	■										
基本設計		■									
詳細設計			■								
準備工		■	■								
本体工事			6月着工								
			凍結管設置、プラント設置等	■							
運用 造成					凍結開始	凍結完了					
					■						
維持							■	■	■	■	■

凍土方式遮水壁の成立性を検証する

4つの実証試験

実証試験 1

現地における凍土
方式遮水壁の成立性
(長期間供用前提)

実証試験 2

埋設物存在箇所の
施工技術の成立性

実証試験 3

高地下水流速下での
施工技術の成立性

実証試験 4

閉合区域内的の
地下水位コントロール
技術の成立性

小規模凍土壁(実証試験1)の凍結状況(1/2)

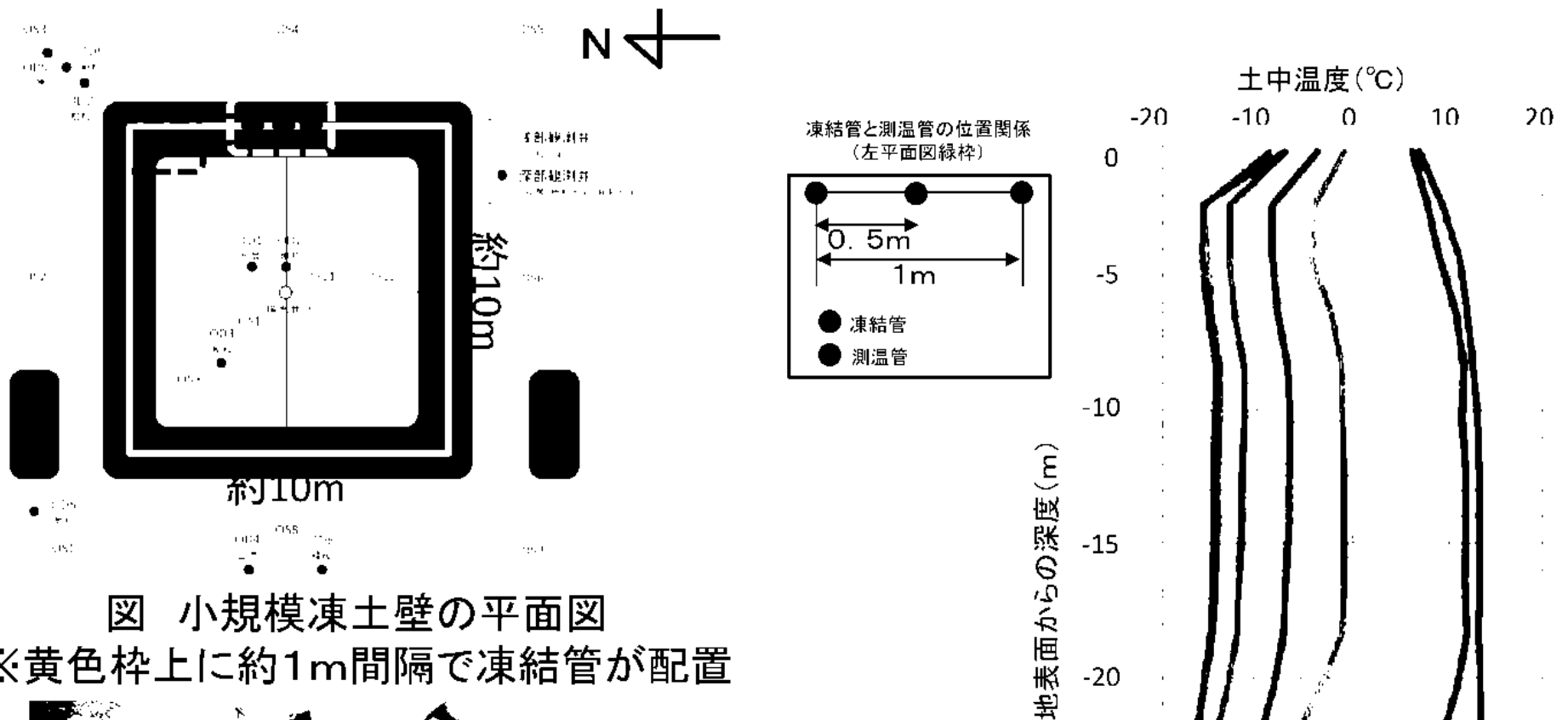
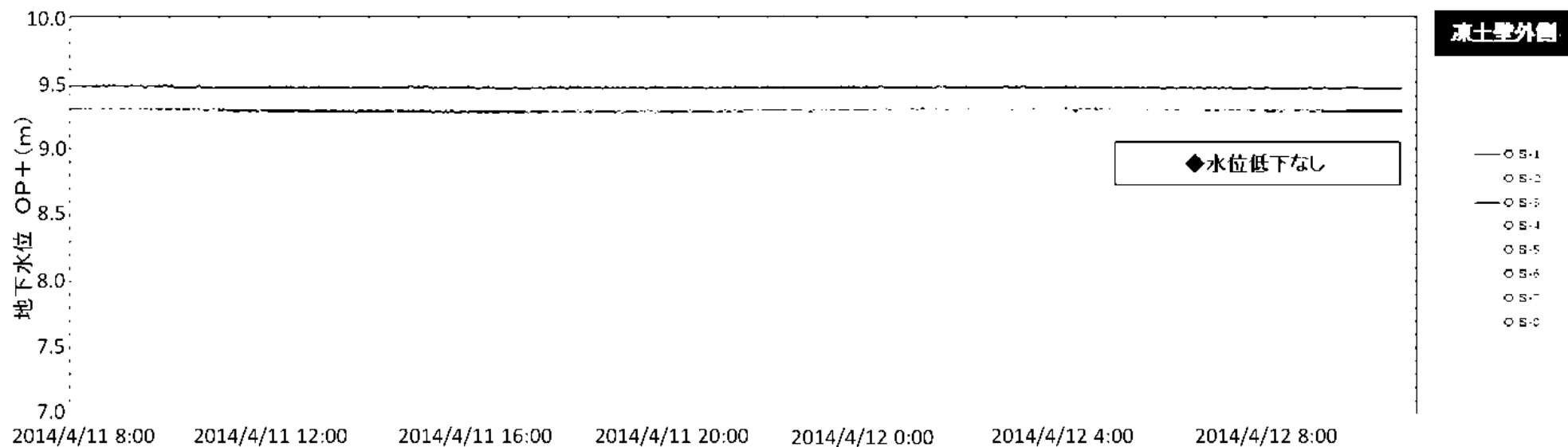
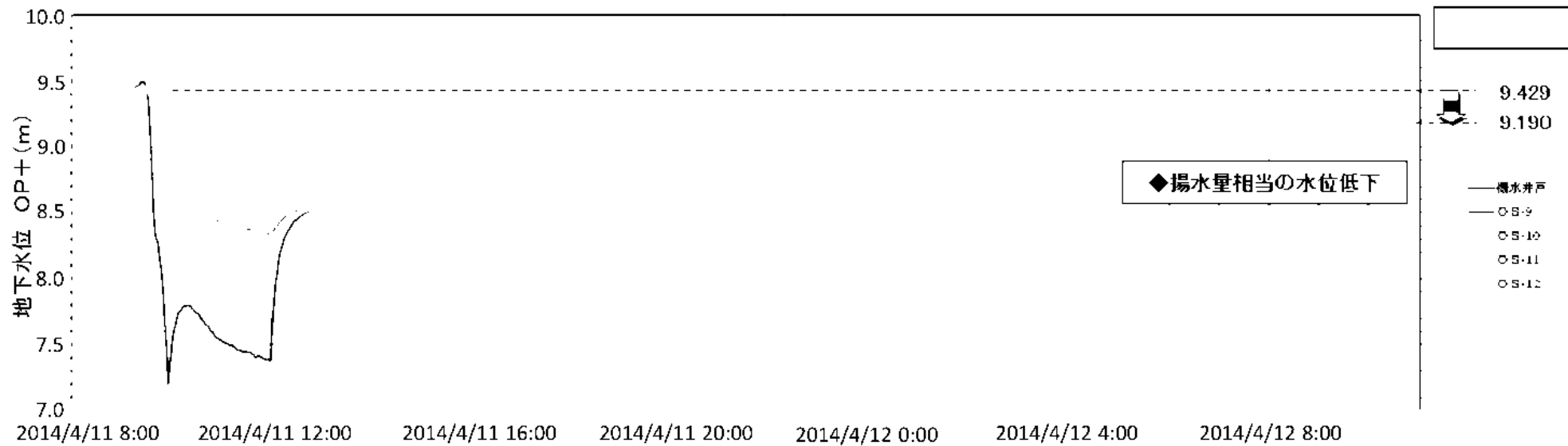


写真 凍結状況(上図、赤枠部分)

図 凍結管間(約1m)の中心点での温度分布

小規模凍土壁(実証試験1)の凍結状況(2/2)

◇揚水試験結果



凍土方式遮水壁による汚染水対策に関する東京電力(株)への質問事項

平成 26 年 4 月 25 日

原子力規制庁

1. 共通事項

- (1) 凍土方式遮水壁によって建屋への地下水流入量がどの程度抑制されるのか、その予測値を根拠となるデータとともに示すこと。その際、各々の対策の効果について、いくつかの想定をおいた感度分析を行うこと。（リチャージによる流入分（増加分）も考慮すること。）
- (2) 凍土方式遮水壁によらず、建屋周辺にあるサブドレンの稼働のみによっても同様に地下水水位を下げることは可能なのではないか。
- (3) 地盤沈下（不等沈下を含む。）が起きる可能性など、建屋の支持基盤等への影響をどのように評価したか、根拠となるデータとともに示すこと。

2. 水位管理

- (1) 以下の水位計測について具体的な方策（計測頻度、計測ポイント、精度等）を示し、それが水位の常時監視（局所的な水位変動に対する監視を含む。）を行う上で十分であることを示すこと。【審査の視点 1. ①、3. ①／②】
 - a) 建屋内の汚染水の水位
（雨水の流入、汚染水の移送停止等による局所的な水位上昇も含む。）
 - b) 建屋周辺の地下水の水位
 - c) 凍土方式遮水壁と海側遮水壁間の地下水の水位
- (2) 以下の水位制御について、設備の構成・容量、方法（局所的な水位変動に対する制御を含む。）、水位制御の範囲（平面的な広がりを含む。）、水位制御の能力（制御しうる水位変化量等を含む。）、時間応答性（特に、凍土方式遮水壁内側の 31 孔の注水井による注水と汲み上げによる地下水位制御性）、設備の運用・管理体制及び水位制御を可能とする技術的根拠（シミュレーション又は実証試験）を示すこと。なお、現在実測されている建屋毎の汚染水の水位差や地下水の水位差を前提として示すこと。【審査の視点 1. ③】
 - a) 建屋内の汚染水の水位
（雨水の流入、汚染水の移送停止等による局所的な水位上昇も含む。）
 - b) 建屋周辺の地下水の水位
 - c) 凍土方式遮水壁と海側遮水壁間の地下水の水位

- (3) 上記を踏まえ、建屋内の汚染水の水位は、建屋周辺の地下水の水位より低くすること及び建屋周辺の地下水の水位は、凍上方式遮水壁と海側遮水壁間の地下水の水位より低くすることについて、i) どの程度の水位差を設定し、ii) 降雨等の外的要因や機器の故障等の内的要因による水位変動をどの程度想定し、iii) それらの変動に対してどの程度の裕度を維持し制御できるのか、それぞれの値を根拠となるデータとともに示すこと。【審査の視点1. ③】
- (4) 山側の凍上方式遮水壁において、地下水の越流に関する評価・検討結果を根拠となるデータとともに示すこと。

3. 運用

- (1) 凍上方式遮水壁、海側遮水壁、地下水ドレン（地下水の汲み上げ）、サブドレン（地下水の汲み上げ）、リチャージ（地下への注水）、建屋内汚染水及びフエーシングを組み合わせた運用方策について、その運用開始時期を踏まえ、経時的に示すこと（それぞれの設備でどの順に運用を開始し、その間の水位管理を具体的にどう担保するのか。）。その際、安全確保上不可欠な設備は何があるのか。
- (2) 地下水ドレン及びサブドレンにより汲み上げた地下水の処理方法、処理済水の扱いを具体的に示すこと。【審査の視点1. ⑥】
- (3) 建屋周辺の地下水に含まれる放射性物質の計測について具体的な方策（計測頻度、サンプリングポイント等）を示し、それが監視（局所的な漏えいに対する監視を含む。）を行う上で十分であることを示すこと。【審査の視点1. ②】
- (4) 凍上の発生により他の設備へ悪影響を及ぼすことがないことを根拠となるデータとともに示すこと。
- (5) 凍上方式遮水壁の設置工事に際し、タービン建屋等に接続または近接している構造物（1号及び4号の海側トレンチを含む。）であって汚染水を内包しているもの、他の目的に使用されているものに対して掘削や凍結膨張等による影響をどう評価したか、データとともに示すこと。【審査の視点4.】
- (6) 凍上方式遮水壁外にある建屋（特に、プロセス主建屋、サイドバンカー建屋、焼却工建屋、高温焼却炉建屋）への影響（特に内包する滞留水への影響）について、根拠となるデータとともに示すこと。
- (7) 凍上の設置による排水路（特に、K排水路）への影響に関する評価・検討結果を根拠となるデータとともに示すこと。

- (8) 凍土方式遮水壁を完了させるにあたっての要件は何か。凍土方式遮水壁を解凍した場合の影響評価について根拠となるデータとともに示すこと。
- (9) 凍土方式遮水壁が終了した場合、凍土方式遮水壁の融解により地盤の性状変化等により不具合は生じないか、評価・検討結果を根拠となるデータとともに示すこと。

4. 異常時

- (1) 以下の異常が発生した場合の影響評価（時間的余裕の評価を含む。）及びその対応策について、具体的に示すこと。【審査の視点1. ④／⑤、2. ②】
- a) 凍土方式遮水壁の機能が喪失
 - b) 冷媒の漏えい
 - c) リチャージ設備の故障・停止
 - d) 建屋内汚染水の移送停止
 - e) 電源供給の停止
 - f) 建屋周辺、凍土方式遮水壁と海側遮水壁間の地下水位が想定を上回る変動

5. 設備の信頼性

- (1) 水圧や凍結による地盤の膨張圧による長期の加重等に対しての流動、特に地下水の圧力が大きくなると思われる深部の凍土方式遮水壁のクリープ変形による凍結管等への影響はないか、評価・検討結果を根拠となるデータとともに示すこと。また、運用開始後は、凍土方式遮水壁の絶対変形量や凍土方式遮水壁の形成領域のモニタリング等が必要と考えるが行う予定はあるか。
- (2) 水位を計測・監視する機器の単一故障の発生時や外部電源の停止時における監視機能及び信頼性の維持について、建物内の汚染水水位及び建屋周辺の地下水位の常時監視を維持するための具体的な方策を示すこと。【審査の視点2. ①】
- (3) 水位計、凍土方式遮水壁（冷凍管を含む。）、冷凍機、リチャージ装置、制御系、電源系等凍土方式遮水壁を構成するシステム全体の経年劣化に対する検査及び保守管理の方策について、具体的に示すこと。【審査の視点1. ⑧】

6. 自然現象等に対する考慮

- (1) 自然現象（降雨、竜巻、地震、津波等）に対する設計上の考慮について
 - a) 自然現象による地下水の変動等、凍上方式遮水壁の安定性を脅かす外的な要因に対しての具体的な方策及びその安定性が損なわれた場合の対処方法（その際の冷凍設備の機能障害を含む。）について具体的に示すこと。
また、原子炉建屋の凍上方式遮水壁外側で湧水が生じることで、周辺施設や地盤等に支障を生じることはないかを示すこと。
 - b) 想定する自然現象（地震動及び津波）に対しても建屋内の汚染水の漏えいを防止するための方策を示し、漏えいの防止をどのように維持するのか、具体的に示すこと。【審査の視点1. ⑦】
- (2) 「外部人為事象に対する設計上の考慮」について、どのような検討がなされたか示すこと。
- (3) 「火災に対する設計上の考慮」について、どのような検討がなされたか示すこと。また、冷媒の化学的特性を踏まえた性質を示すこと。

7. その他

- (1) 止水スケジュール（建物のドライアップ）の見通しを示すこと。

以 上

Norton, Charles

From: Tateiwa, Kenji <tateiwa.kenji@tepcoco.jp>
Sent: Thursday, May 22, 2014 8:19 PM
To: Tateiwa, Kenji
Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, May 23 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, May 23, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time
(Next call will be on **Thu, May 29** at 3 pm.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. On-Site Coordination Meeting on Decommissioning & Contaminated Water Issues (5/19/2014)

(only in Japanese)

1-1. Status of Onsite Work Related to Contaminated Water Issues

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l140519_03-j.pdf

(page 3/79) Status of Units 2/3 Seawater Piping Trench, Facing Work, and Sea-Side Impermeable Wall Installation

(page 11/79) Groundwater Bypass Analysis Results

(page 20/79) Gradual Increase in Gross-beta and Tritium Concentration in Seawater Near Units 1-4 Intake Structures

(page 29/79) Heavy Rain Likely Caused Temporary Spike in Cs-137 Concentration in Seawater

(page 36/79) Status of ALPS

(page 43/79) Location of Water Leakage from Unit 3 Containment Vessel Identified

(video clip)

http://www.tepcoco.jp/en/news/library/archive-e.html?video_uuid=cju2gef7&catid=61785

(page 48/79) Inadvertent Transfer of Contaminated Water to Incinerator Building

(page 75/79) Augmented Field Management by TEPCO Personnel

1-2. Response to Issues Raised at the Meeting

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l140519_04-j.pdf

(page 4/47) Doubling the Tank Weirs

(page 11/47) New Tanks Installation

(page 20/47) Treatment of Rainwater Accumulated in Weirs

(page 28/47) Roof Installation Over Tank Farms

(page 35/47) Discharge Route of Rainwater Ditch

(page 41/47) Groundwater Ingress Reduction Effect at HTI Building

1-3. Progress Status of Frozen-Soil Wall

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l140519_05-j.pdf

(photos)

<http://photo.tepcoco.jp/en/date/2014/201405-e/140521-01e.html>

(video clip)

http://www.tepcoco.jp/tepconews/library/archive-j.html?video_uuid=m7ge19ib&catid=61699

2. Bypassed Groundwater Released to the Sea (5/21/2014)

http://www.tepcoco.jp/en/press/corp-com/release/2014/1236566_5892.html

(photos and video clips)

<http://photo.tepcoco.jp/en/date/2014/201405-e/140521-02e.html>

3. 50+% Fuel Bundles Safely Transferred from Unit 4 Spent Fuel Pool (5/19/2014)

<http://www.tepco.co.jp/en/decommission/index-e.html>

4. Visit to Fukushima by Caroline Kennedy, US Ambassador to Japan (5/14/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1236413_5892.html

5. Rebuttal on Asahi Shimbun (and NY Times) Article Unfairly Criticizing Fukushima Workers (5/22/2014)

(The text below should be posted on the following website shortly.)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/index_ho-e.html

Tokyo, May 22, 2014 - Tokyo Electric Power Company (TEPCO) released a statement in response to The Asahi Shimbun's article on May 20, **"90% of TEPCO workers defied orders, fled Fukushima plant in 2011"**, asserting that the company does not consider the temporary evacuation of employees in the aftermath of the accident in March 2011 to be inobservance of Yoshida's instructions.

TEPCO's stance towards The Asahi Shimbun's article

<http://ajw.asahi.com/article/0311disaster/fukushima/AJ201405200031> is as follows.

-Our recognition is that the former Fukushima Daiichi site superintendent Yoshida's instruction was that the employees evacuate to low dose areas inside the site, and if no suitable area exists, to Fukushima Daini.

-Therefore, we do not consider the temporary evacuation of employees to Fukushima Daini to be inobservance of Yoshida's instructions.

President Hirose was called to the Diet on May 21, and was questioned by one of the assembly members about the facts at the time of the accident. His statement is as below.

-As I confirmed via the related persons, the former site superintendent's instruction meant "If there were no areas inside the Fukushima Daiichi site where the radiation dose is low, consider Fukushima Daini as an evacuation destination."

-Looking back at that time, our recognition is that Yoshida's instruction was not given upon knowing the exact radiation levels inside Fukushima Daiichi, but instead, he meant "Evacuate temporarily to anywhere safe". As a consequence, they were at least able to evacuate temporarily in a safe manner.

-In fact, the necessary workforce stayed at Fukushima Daiichi to respond to the accident, and even some of those who temporarily evacuated to Fukushima Daini came back to Fukushima Daiichi after a few hours' break, and continued to work. I do not consider the evacuation to be inobservance of the site superintendent's instruction, and neither do I believe there was any delay in accident response at Fukushima Daiichi due to the temporary evacuation of 90% of site workers to Fukushima Daini. Our investigation report does not even discuss the destination of the temporary evacuation, which indicates that it was not the main issue then.

-Presently, as is well known, workers at Fukushima Daiichi are struggling to improve the situation there. A considerable number of workers who stayed at Fukushima in the aftermath of the accident still continue to work at the site, where the working environment remains severe. Considering the sentiments of those workers, my regret is that the coverage saying "90% of workers defied orders" would negatively affect their morale.

-Our workers need to maintain a strong sense of mission and responsibility to continue their work without becoming demoralized.

-Here on, my determination as president is to make sure that does not happen and to enable them to work free of impediment towards the challenging decommissioning operation at Fukushima Daiichi.

** If you cannot display Japanese characters, please install the following font packs:*

<http://www.adobe.com/support/downloads/detail.jsp?ftpID=4881>

(Feel free to forward this email to your colleagues or have them contact me to be added to the distribution list.)

(Let me know if there is a need to call in from outside the U.S. I will check the availability of call-in numbers in other countries.)

All the best,
Kenji

Kenji Tateiwa
Manager, Nuclear Power Programs
Tokyo Electric Power Company
Washington Office
2121 K Street, NW Suite 910
Washington, DC 20037
tel: +1-202-457-0790 (ext.)116
mobile: (b)(6)

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji
To: Tateiwa, Kenji
Sent: Thursday, May 08, 2014 10:02 PM
Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, May 9 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for today's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, May 9, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time
(**No call next week.** Next call will be on **Fri, May 23** at 3 pm.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. Contaminated Water Committee (4/28/2014)

(only in Japanese)

1-1. Preventive and Multi-layered Additional Measures

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_03-j.pdf

1-2. Status Report of Land-side Impermeable Wall (Frozen Soil Wall) Task Force

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_04-j.pdf

1-3. Status Report of ALPS Task Force

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_05-j.pdf

1-4. Issues List of Tritium Task Force

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_06-j.pdf

1-5. Status of Contaminated Water Countermeasures

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_07-j.pdf

1-6. Additional Measures to Stop Groundwater Ingress

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_08-j.pdf

1-7. Mitigating Risk due to Implementation of "Facing"

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_09-j.pdf

1-8. Addition and Replacement Plan of Contaminated Water Storage Tanks

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_10-j.pdf

1-9. Additional Public Offering of Projects for FY2013

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_11-j.pdf

1-10. Application Status of Technology Offered Related to Contaminated Water Issues

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_12-j.pdf

1-11. Recent Issues at 1F and Actions Taken

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140428_13-j.pdf

2. Dose Rate and Gamma Camera Investigation Plan for Units 1-3 Reactor Buildings Upper Floors (4/28/2014)

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140428_06-j.pdf

3. Gamma Camera Investigation Plan for Units 1-3 Reactor Buildings First Floor (5/8/2014)

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140508_07-j.pdf

4. Visual Inspection Results of Unit 4 Fuels (5/1/2014)

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2014/201405-e/140501-01e.html>

5. IRID Workshop for R&D on Innovative Approach for Fuel Debris Retrieval (4/25/2014)

http://irid.or.jp/fd/?page_id=352

5-1. Current status at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

<http://irid.or.jp/debris/S1-1E.pdf>

5-2. Status of R&D for Fuel Debris Retrieval

<http://irid.or.jp/debris/S1-2E.pdf>

5-3. Innovative Approach for Fuel Debris Retrieval, Results of Request for Information (RFI)

<http://irid.or.jp/debris/S2-1E.pdf>

5-4. Project Scheme for Decommissioning and Contaminated Water Management and RFP Schedule

<http://irid.or.jp/debris/S2-2E.pdf>

6. Cooperation Statement with Sellafield Ltd. (5/2/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1236097_5892.html

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140502_01-e.pdf

7. Nuclear Safety Reform Plan Progress Report (FY2013 Q4) (5/1/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1236098_5892.html

7-1. Overview

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu14_e/images/140501e0101.pdf

7-2. Attachment-1 (only in Japanese: 16.4 MB)

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140501j0102.pdf

7-3. Attachment-2 (only in Japanese: 881 KB)

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140501j0103.pdf

All the best,
Kenji

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Friday, April 25, 2014 12:12 AM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, April 25 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for today's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, April 25, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No call next week. Next call will be on **Fri, May 9** at 3 pm.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. J-NRA Contaminated Water Working Group (4/11/2014)

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140411_04-j.pdf

(page 4/153) Groundwater contamination monitoring data

(page 16/153) Seawater contamination monitoring data

(page 31/153) Groundwater flow simulation results

(page 106/153) Options of installing roof on tank farms

(page 135/153) Correction of beta-rich specimen due to "counting loss effect"

2 Working-level Meeting of Decommissioning & Contaminated Water Issues Team (4/24/2014)

(only in Japanese)

2-1. Plant Status

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140424_04-j.pdf

(page 6/8) Weekly trend of contaminated water storage status

2-2. Summary Status of Decommissioning Roadmap

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140424_06-j.pdf

(page 2/19) Unit 4 spent fuel pool: 726/1533 fuel bundles transferred

(page 7/19) Seawater contamination inside the port

(page 8/19) Seawater contamination outside the port

(page 15/19) Unit 1 status

(page 16/19) Unit 2 status

(page 17/19) Unit 3 status

(page 18/19) Circulating cooling water system and groundwater control system

(English translation of Decommissioning Roadmap as of 3/27/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140327_01-e.pdf

2-3. Status of Individual Projects

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140424_07-j.pdf

(page 9/325) Small-scale frozen soil wall

(page 11/325) Status of ALPS

(page 42/325) Status of groundwater bypass system

(page 61/325) Testing Sr-capture performance of apatite and zeolite

(page 76/325) Inadvertent transfer of contaminated water to a radwaste building

(page 93/325) Slightly contaminated water leakage from a temporary storage plastic tank

(page 104/325) Tank storage capacity expansion plan

(page 120/325) Revision of subdrain system restoration plan

(page 136/325) Onsite dose reduction measures

(page 222/325) Unit 3 SPF rubble removal status
(page 268/325) Unit 3 MSIV room inspection
(page 282/325) Suppression chamber inspection plan
(page 300/325) Remote decontamination technology development

All the best,
Kenji

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Thursday, April 10, 2014 9:27 PM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, April 11 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, April 11, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(**No call next week.** Next call will be on **Fri, April 25** at 3 pm.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. On-Site Coordination Meeting on Decommissioning & Contaminated Water Issues (4/7/2014)

(only in Japanese)

1-1. Status of Onsite Work Related to Contaminated Water Issues

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l140407_03-j.pdf

(page 12/64) Contaminated water treatment in Units 2/3 seawater piping trench

(page 34/64) Radioactivity in groundwater bypass wells

(page 40/64) Status of ALPS

1-2. Response to Issues Raised at the Meeting

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l140407_04-j.pdf

(page 4/59) Addition of second layer of wier around tank farms

(page 8/59) Installation of additional tanks

(page 24/59) Groundwater/tritium migration simulation near Unit 1 intake structure

(page 40/59) Water-proofing measures at HTI building

(page 45/59) Installation of subdrain water processing system

1-3. Mid-to-long Term Plan for Solid Waste Storage

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l140407_05-j.pdf

2. Fukushima Prefecture Safety Monitoring Council on Decommissioning (4/9/2014)

(only in Japanese)

2-1. Status of ALPS

<http://www.tepco.co.jp/news/2014/images/140409a.pdf>

2-2. Status of Groundwater Bypass System

<http://www.tepco.co.jp/news/2014/images/140409b.pdf>

3. Groundwater Bypass System to Commence Operation (4/9/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1235426_5892.html

3-1. Photos

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2014/201404-e/140409-01e.html>

3-2. Video Clip

<http://photo.tepco.co.jp/en/date/2014/201404-e/140404-01e.html>

4. Establishment of the Fukushima Daiich Decontamination & Decommissioning Engineering Company (4/4/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1235345_5892.html

4-1. Overview of D&D Engineering Company

http://www.tepco.co.jp/en/decommision/team/images/FukushimaDaiichiDandD_01.pdf

4-2. Action Plan of D&D Engineering Company

http://www.tepco.co.jp/en/decommision/team/images/FukushimaDaiichiDandD_02.pdf

4-3. Video Message from Naohiro Masuda, Chief Decommissioning Officer

<http://www.tepco.co.jp/en/news/library/archive-e.html>

All the best,
Kenji

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Friday, April 04, 2014 1:37 AM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, April 4 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, April 4, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(Next call will be on **Fri, April 11** at 3 pm.)

[call-in information] (Please record your name and organization when joining the call.)

call number: 718-354-1184

passcode: (b)(6)

[Major topics]

1. NRA Special Nuclear Facility Oversight & Evaluation Group (3/31/2014)

(only in Japanese)

1-1. Overview of ALPS System and Issues

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0019_05.pdf

1-2. Overview of Sub-drain System

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0019_06.pdf

1-3. Overview of Frozen Soil Wall System

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0019_08.pdf

2. Development of the "FY2014 TEPCO Group Action Plan" (3/31/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1235151_5892.html

"FY2014 TEPCO Group Action Plan"

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140331j0201.pdf

(page 6/26) Cooperation in developing the "Innovation Coast"

(page 7/26) Tackling contaminated water issues

(page 8/26) Consistently achieving decommissioning roadmap targets
(page 9/26) Enhancing equipment reliability at Fukushima Daiichi
(page 10/26) Nuclear safety at TEPCO
(page 11/26) Safety measures at Kashiwazaki Kariwa

3. Contract worker dies in on-site excavation work accident (2/28/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1235120_5892.html

Reference material

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140328_08-e.pdf

4. TEPCO's Response to Fukushima Fishermen's Association's Requests Related to Groundwater Bypass System (4/4/2014)

(only in Japanese)

<http://www.tepco.co.jp/news/2014/images/140404a.pdf>

All the best,
Kenji

福島第一原子力発電所1号機 S/C（圧力抑制室）上部調査結果について

平成26年5月27日
東京電力株式会社



東京電力

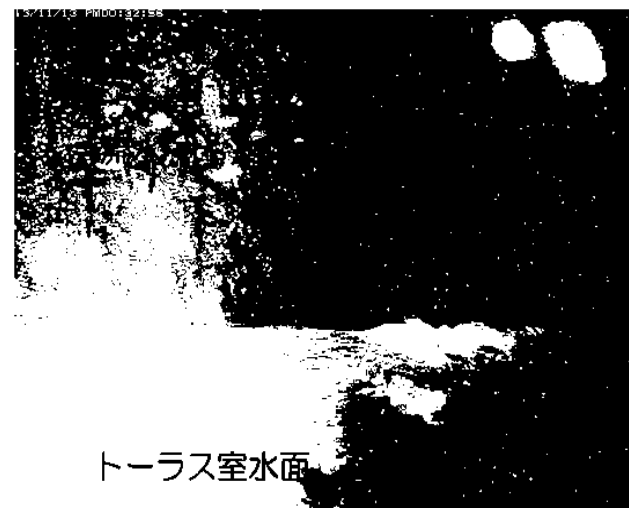
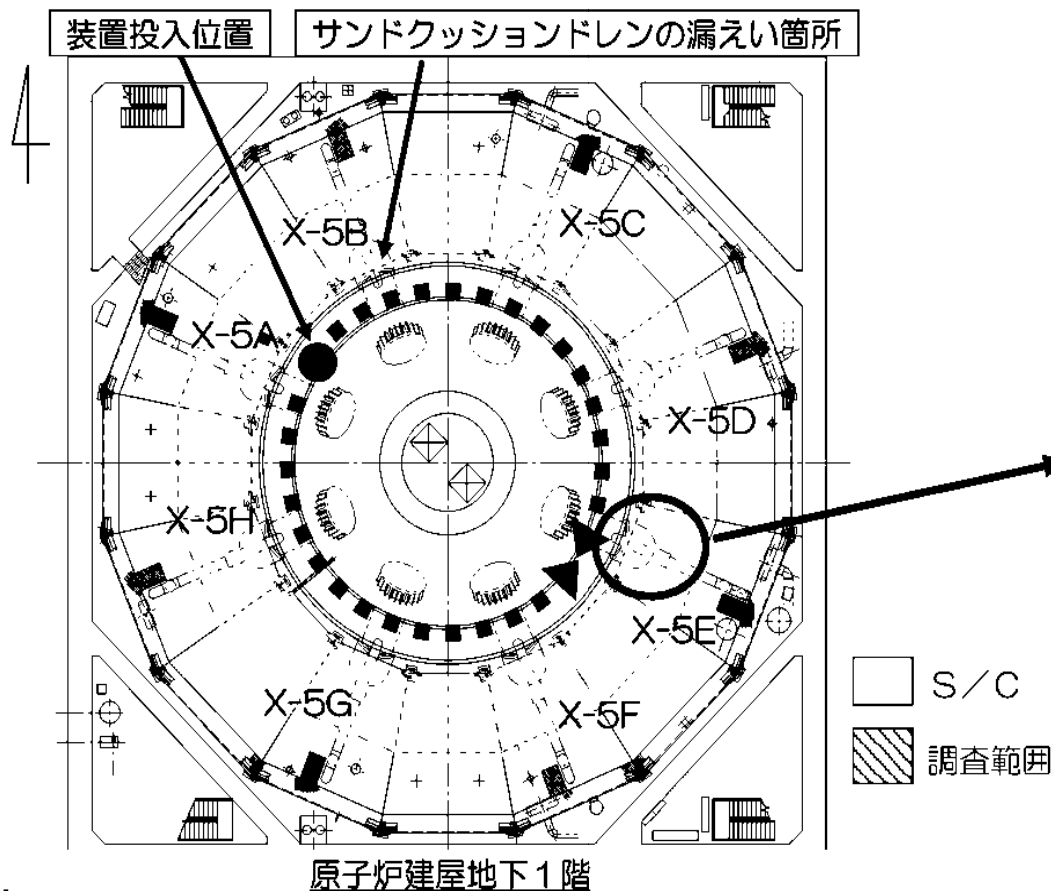
IRID

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。

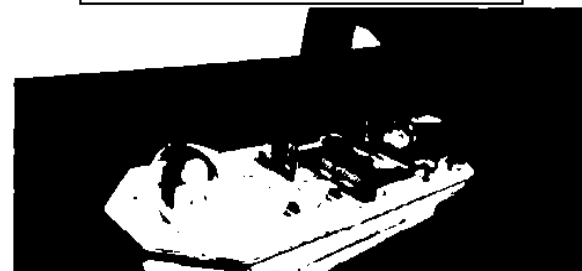
H25年11月の水上ボートによるS/C内周側調査について

H25年11月 PCVベント管下部調査として、S/Cの内周側の漏えいの有無を確認。
S/C上部（X-5E近傍、南東）から流水を確認。
サンドクッションドレン（X-5B近傍、北西）からの流水を確認。

S/C上部（X-5E近傍）漏えい箇所の特定を行う



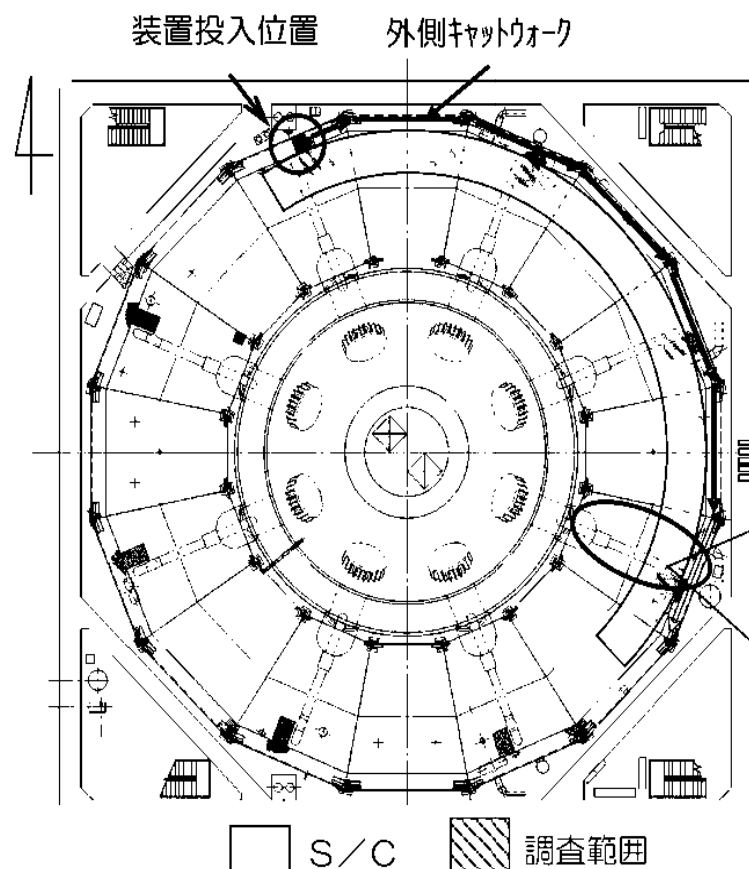
S/C内側の流水箇所



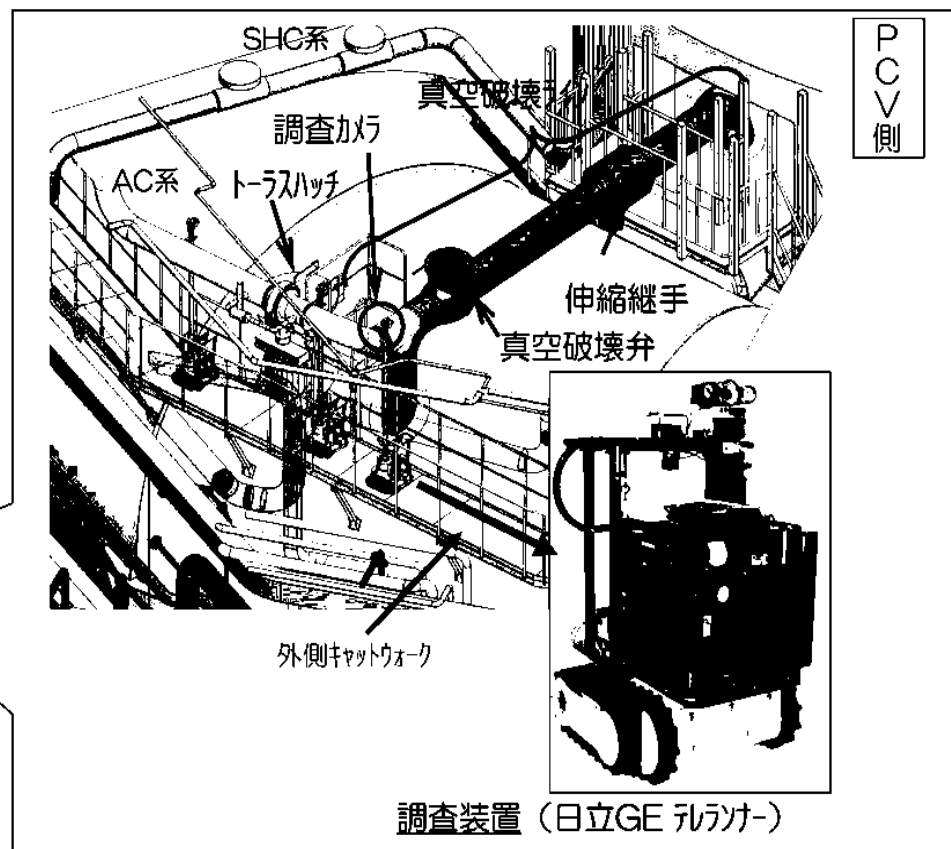
調査概要

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)中のS/C上部調査装置を北西エリア穿孔箇所より投入し、外側キャットウォークから、調査を行った。

- S/C上部 (X-5E近傍) の漏えい箇所の特定
- S/C上部外周側の確認 * 5月27日 北側外周を実施



原子炉建屋地下1階



S/C上部調査イメージ図

調査結果

S/C上部（X-5E近傍）の状況

真空破壊ラインの伸縮継手カバーのPCV側と反PCV側からの漏えいが確認された。

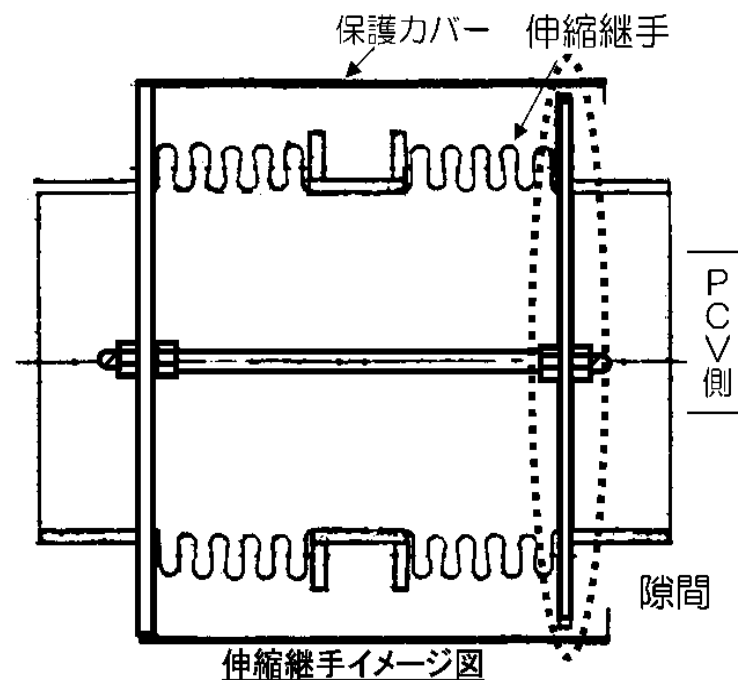
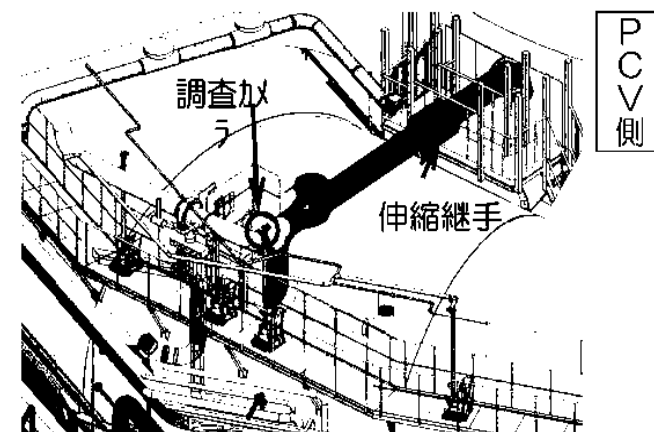
伸縮継手（PCV側）



伸縮継手保護カバー（外径：約800mm）



この範囲から漏えいを確認

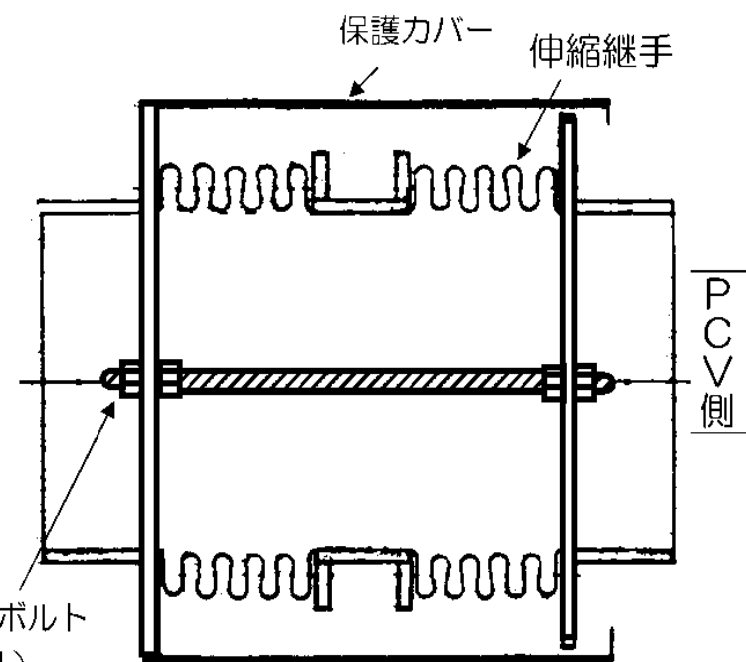
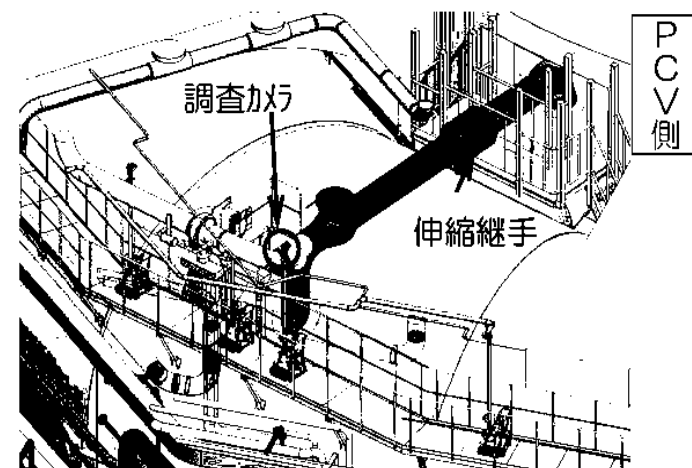


調査結果

伸縮継手（反PCV側）



漏えい箇所



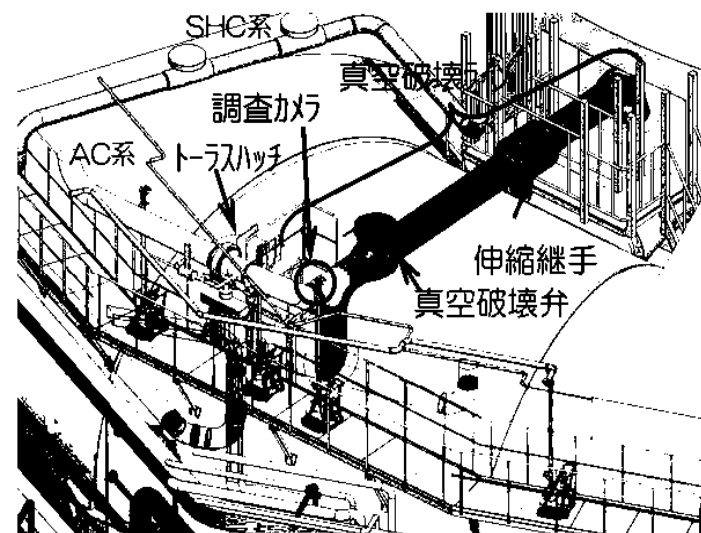
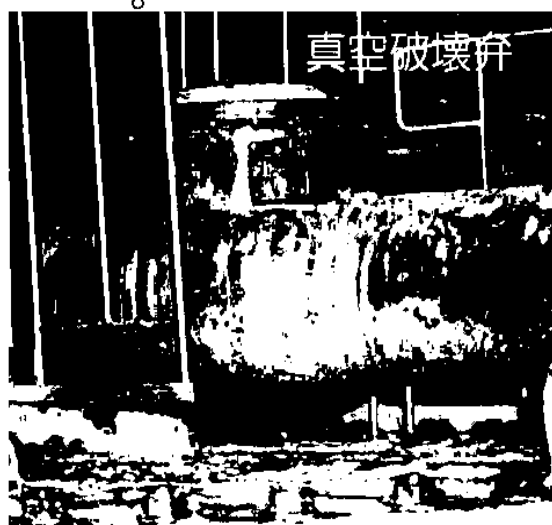
輸送時の固定用ボルト
（設置後取外）

伸縮継手イメージ図

調査結果

S/C上部（X-5E近傍）の状況

真空破壊弁・トーラスハッチ・SHC系配管・AC系配管に漏えいは確認されなかった



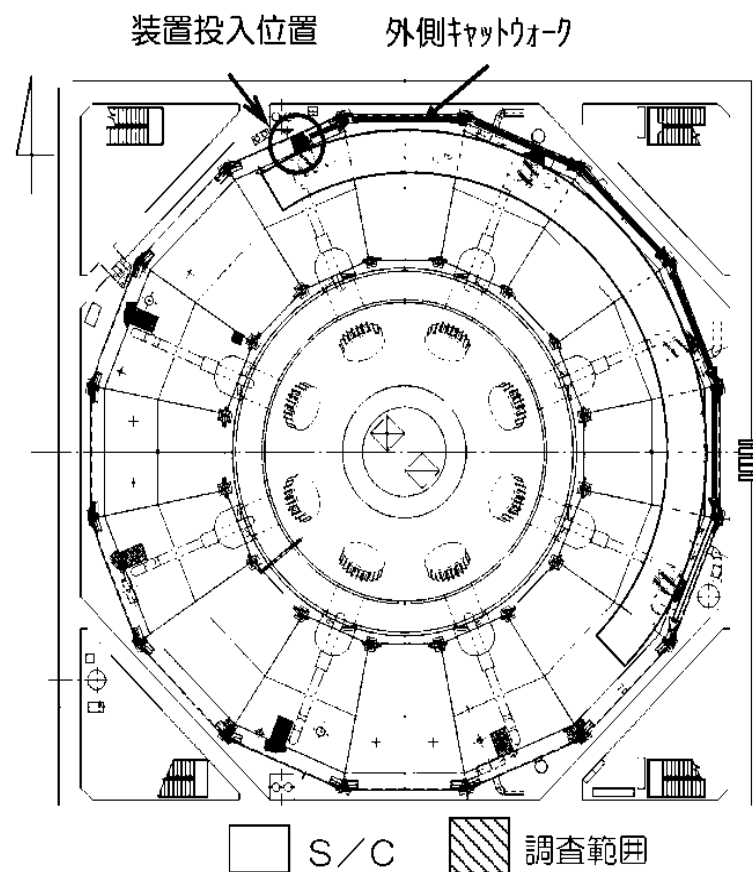
調査結果

S/C上部外周（北側）の状況

漏えい・機器の著しい損傷は確認されなかった。



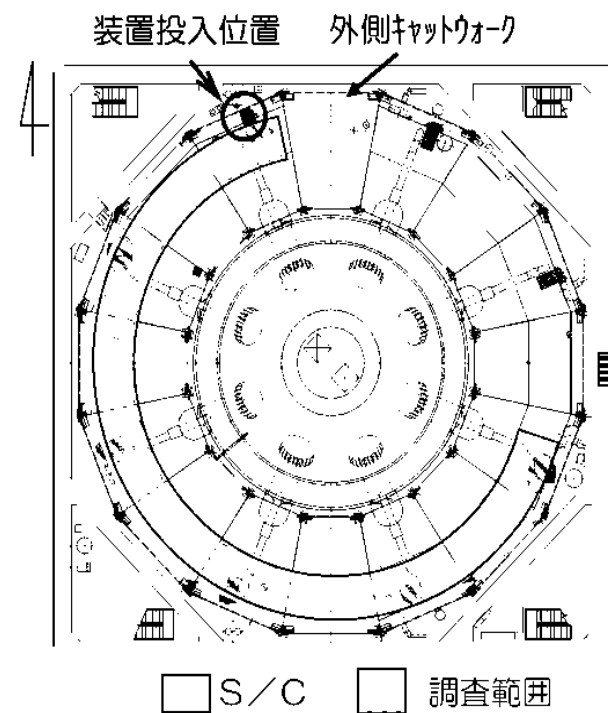
代表写真



今後の対応

明日はS/C上部外周（南側）の範囲について、調査を実施する。

	5月				
工程	穿孔作業				
	20～26			S/C上部調査	
				27	28 予備



論点整理

1. 地下水に関するもの

A. 全体の地下水の流れがどうなっているのかを示すこと。その際、現状と被圧地下水層が凍土方式遮水壁により遮断された場合の2ケースについて示すこと。

凍土方式遮水壁造成前後の地下水流動予測について

平成26年5月26日

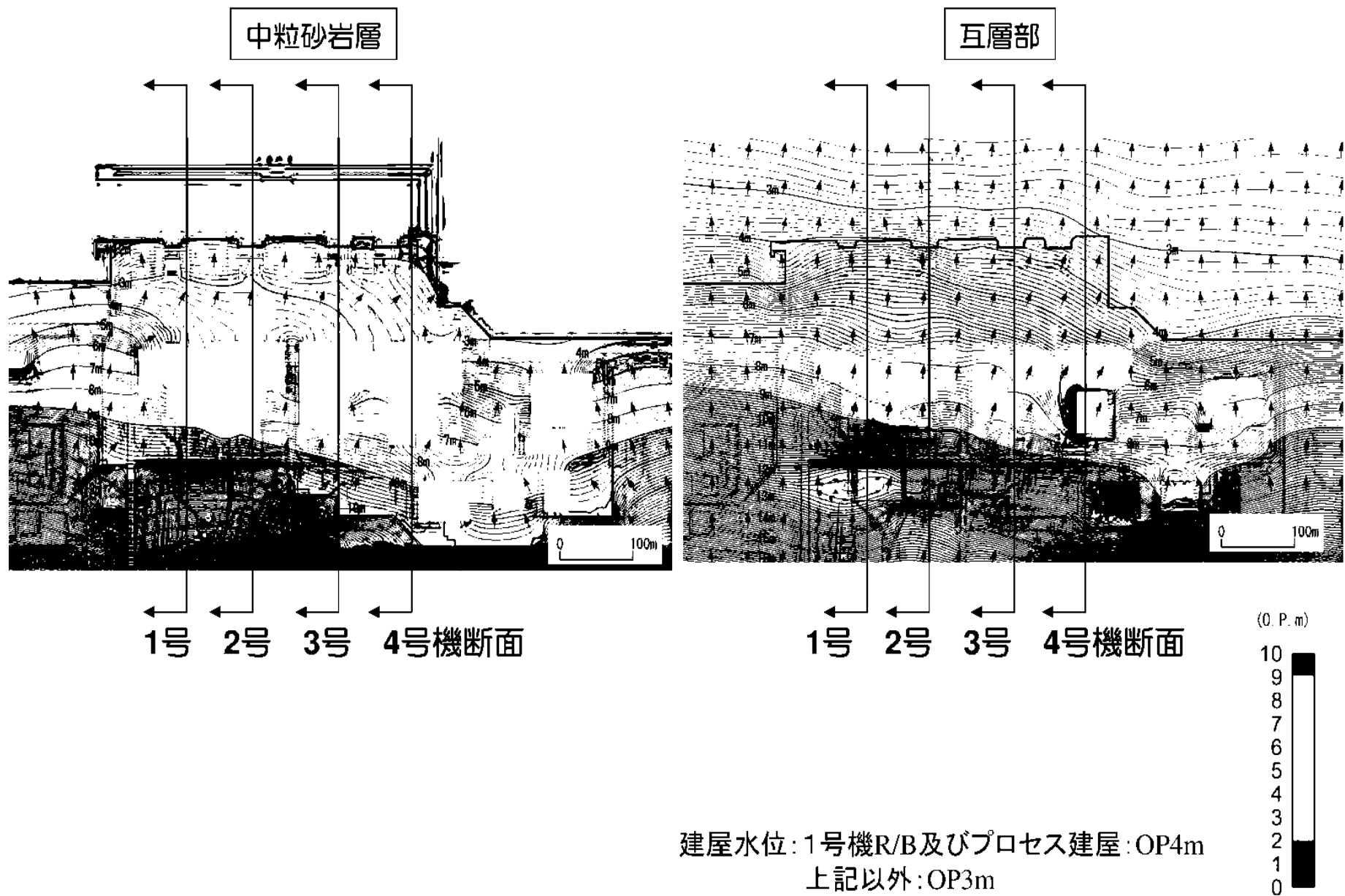
東京電力株式会社

ケース	降雨 浸透 率	対策工					建屋流入量		海 域 へ の 流 出 量	汲み上げ量			
		4m盤対策	地下 水パイ パス	海側遮 水壁	サブド レン	凍土遮 水壁	合計	1-4号 機建屋		地下水 パイパス	地下水ド レン・ ウェルポ イント	サブド レン	汲み上げ総量 （建屋流入含 む）
m ³ /日													
無対策	55%	—	—	—	—	—	400	310	290	—	—	—	400
凍土 造成後	55%	○	—	—	—	○	160	30	100	—	10	—	170

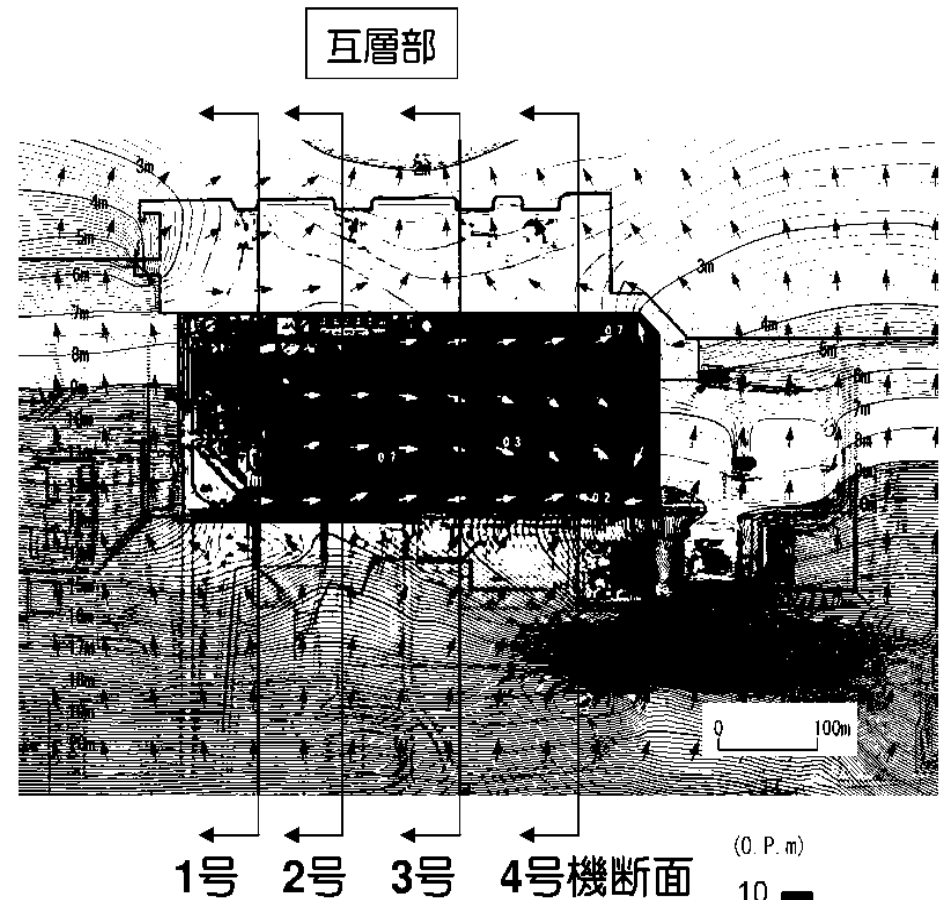
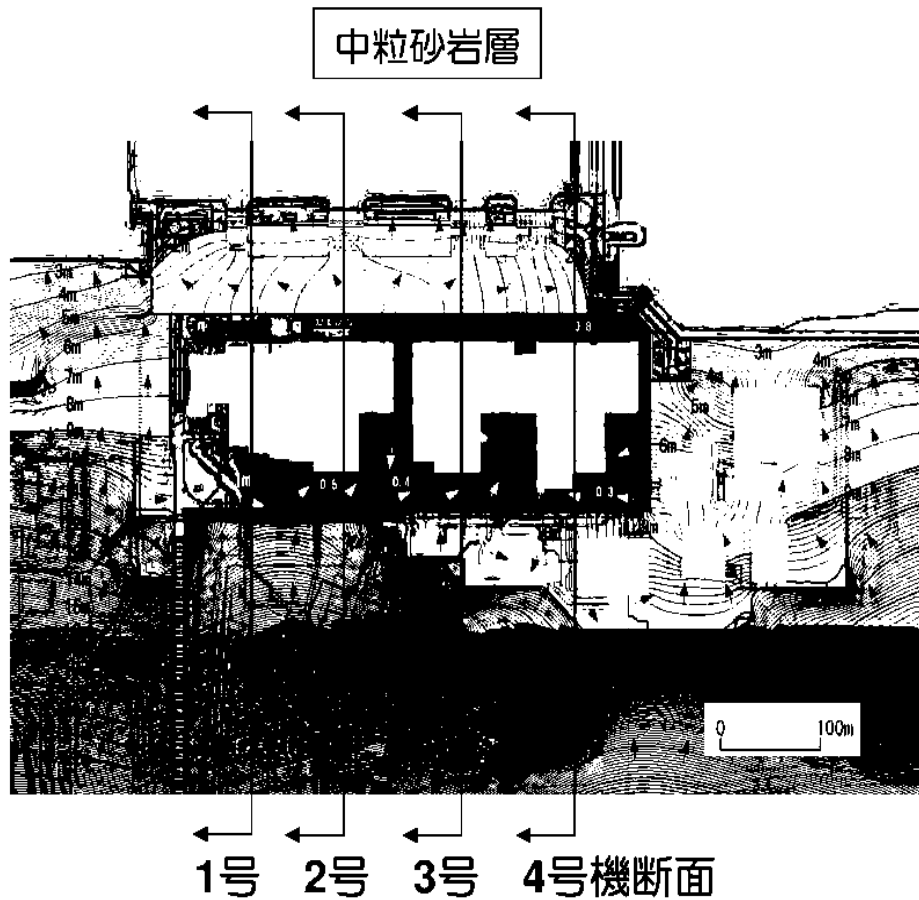
建屋内の水位条件

	1号機	2～4号機	プロセス	HTI （高温焼却炉）
無対策	原子炉建屋：O.P.+4m タービン建屋：O.P.+3m	全建屋： O.P.+3m	O.P.+4m	O.P.+3m
凍土造成後	○ドライアップ 1号：原子炉建屋：O.P.-1.23m，タービン建屋：O.P.+1.9m 2号：原子炉建屋：O.P.-2.06m，タービン建屋：O.P.-0.3m 3号：原子炉建屋：O.P.-2.06m，タービン建屋：O.P.-0.3m 4号：原子炉建屋：O.P.-2.06m，タービン建屋：O.P.-0.3m			

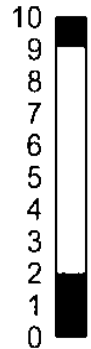
無対策 地下水分布と流向平面図



凍土造成後 地下水分布と流向平面図

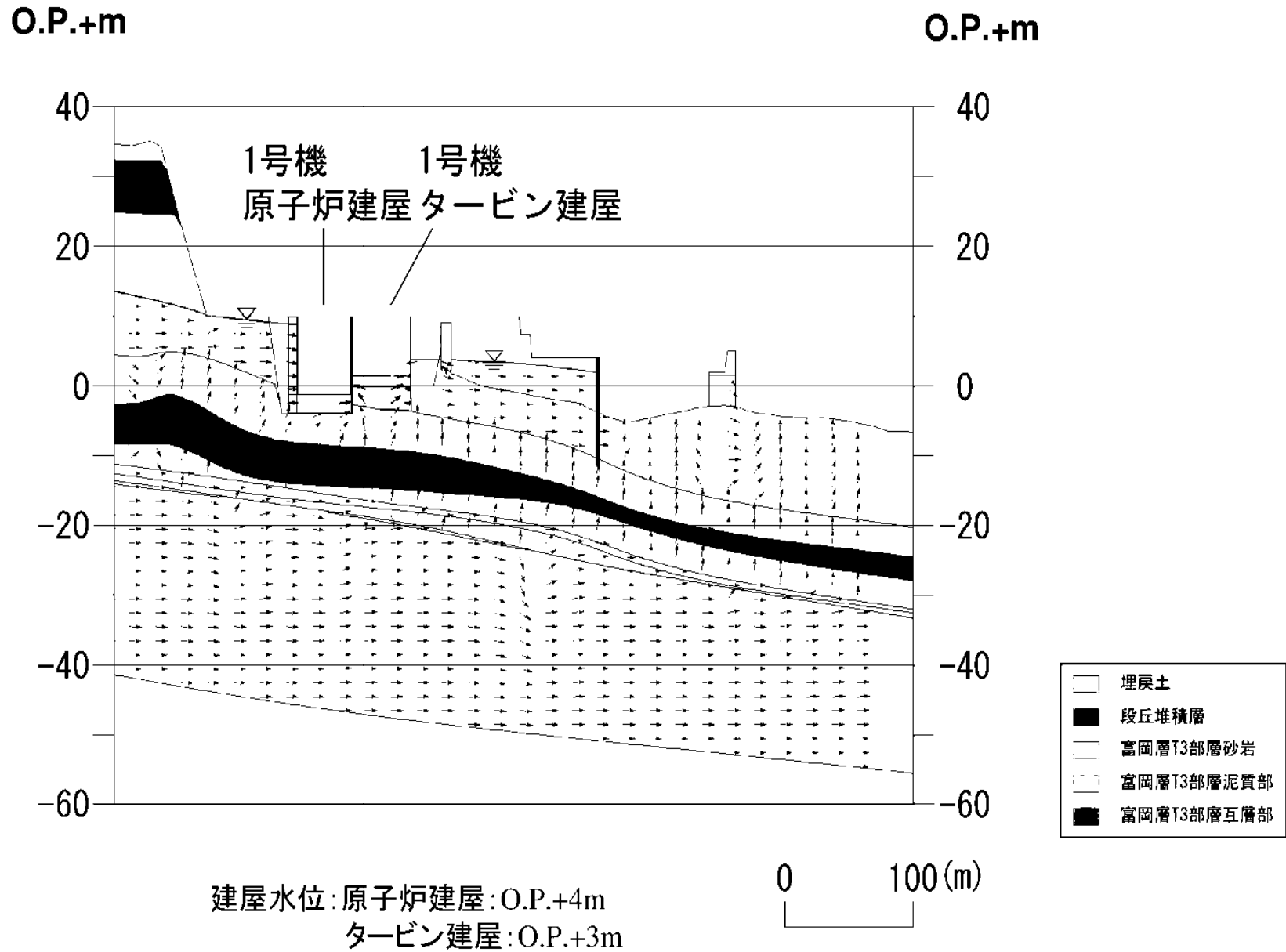


(O. P. m)

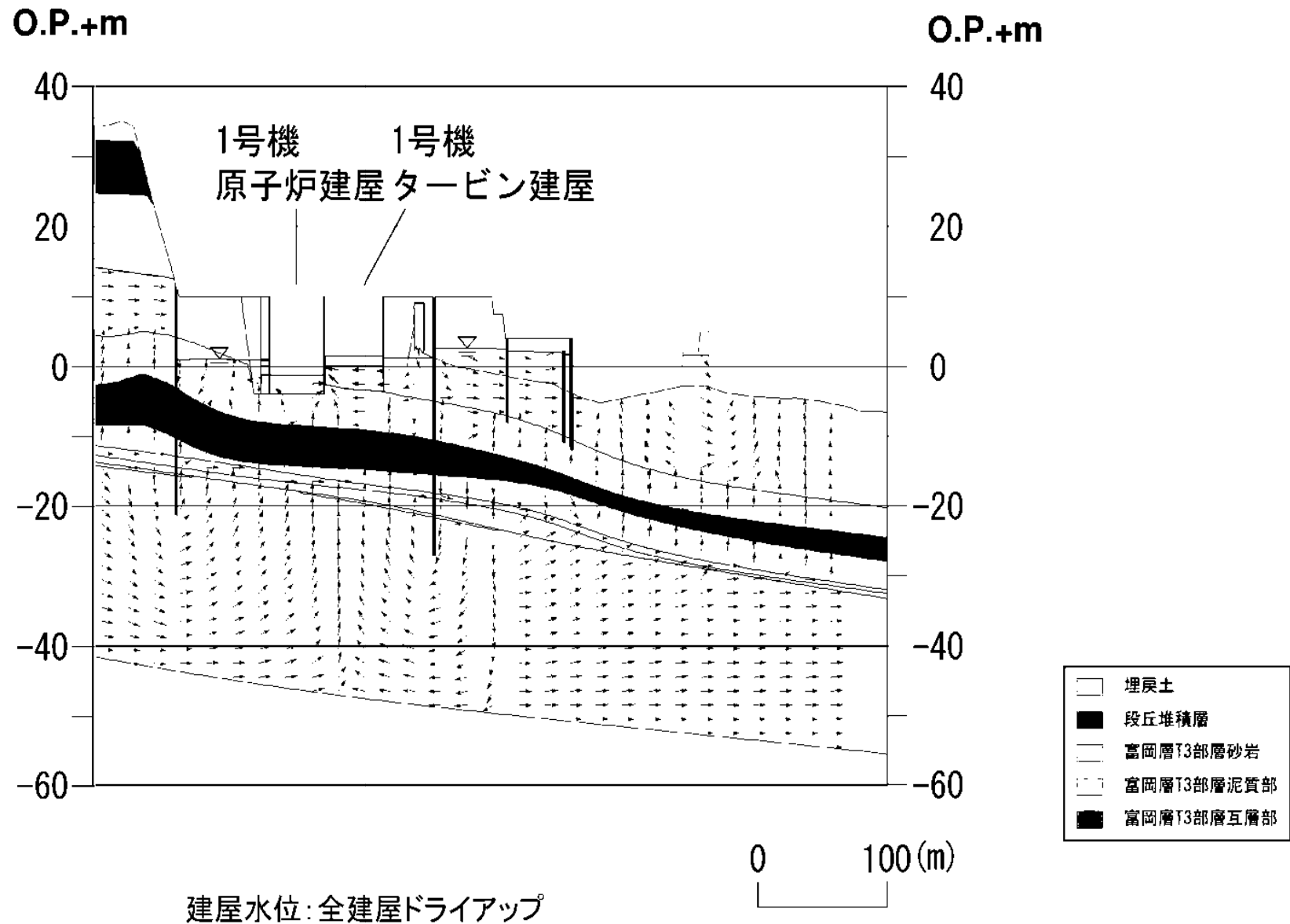


建屋水位:ドライアップ

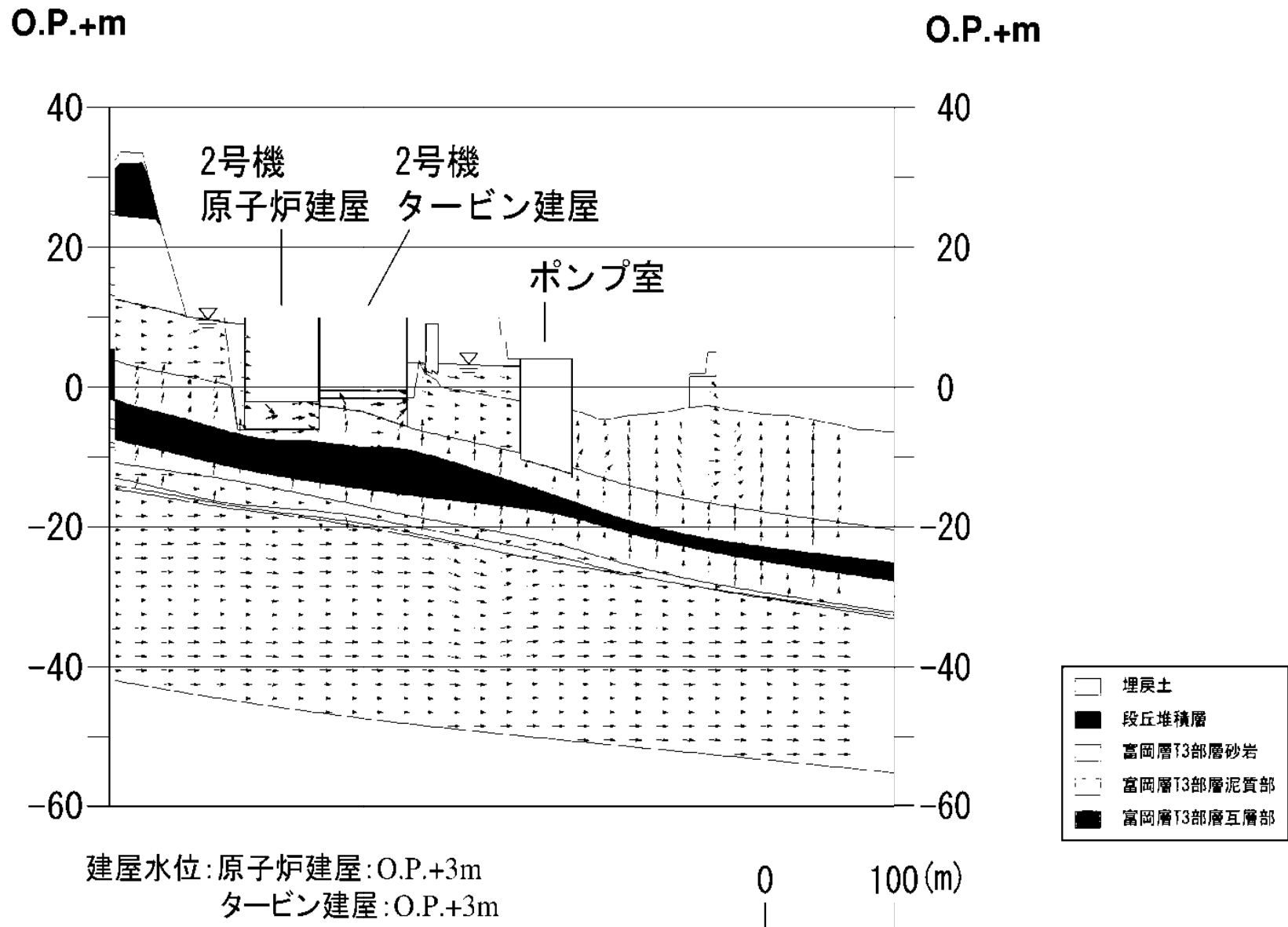
無対策 1号機 流向断面図



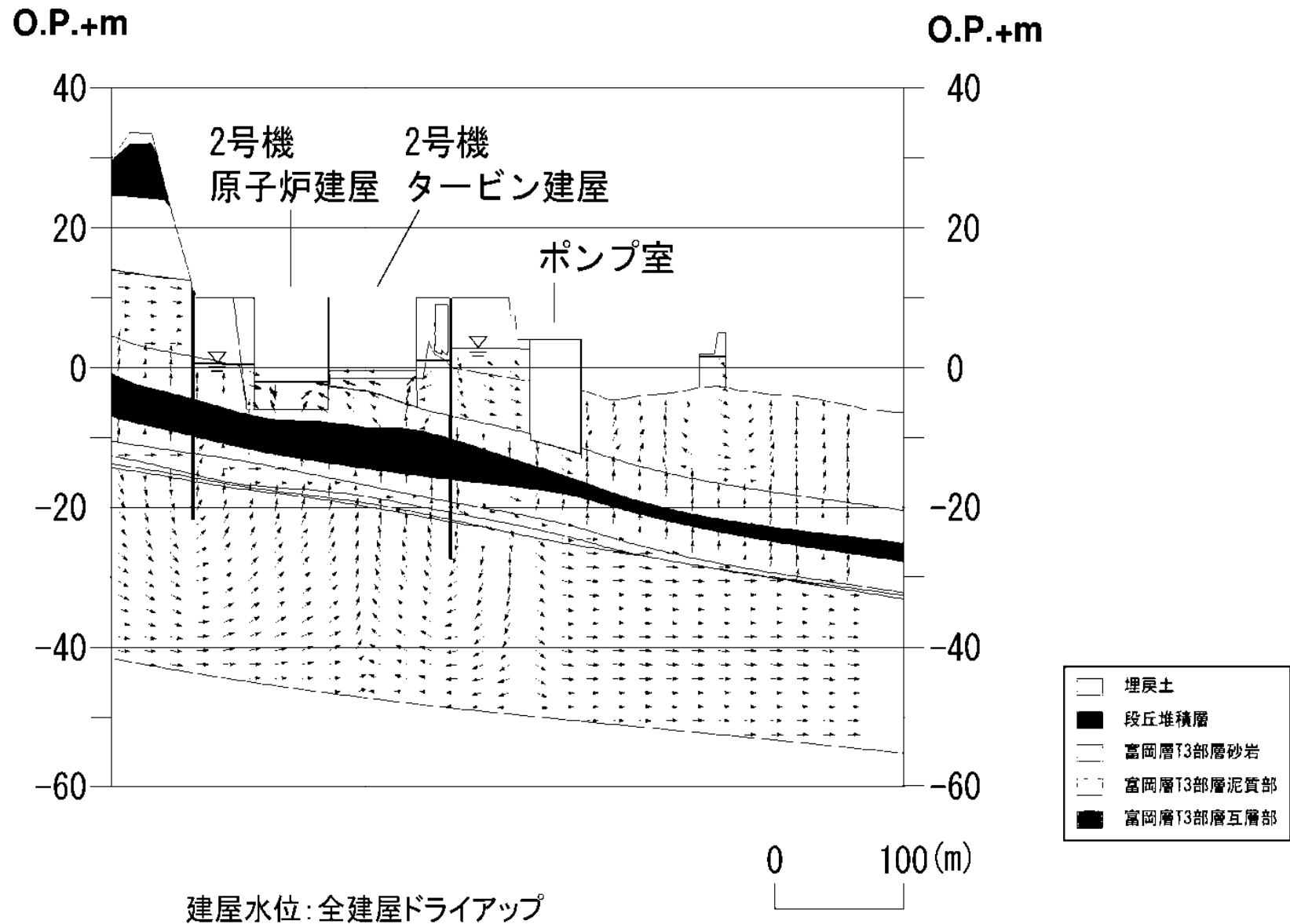
凍土造成後 1号機 流向断面図



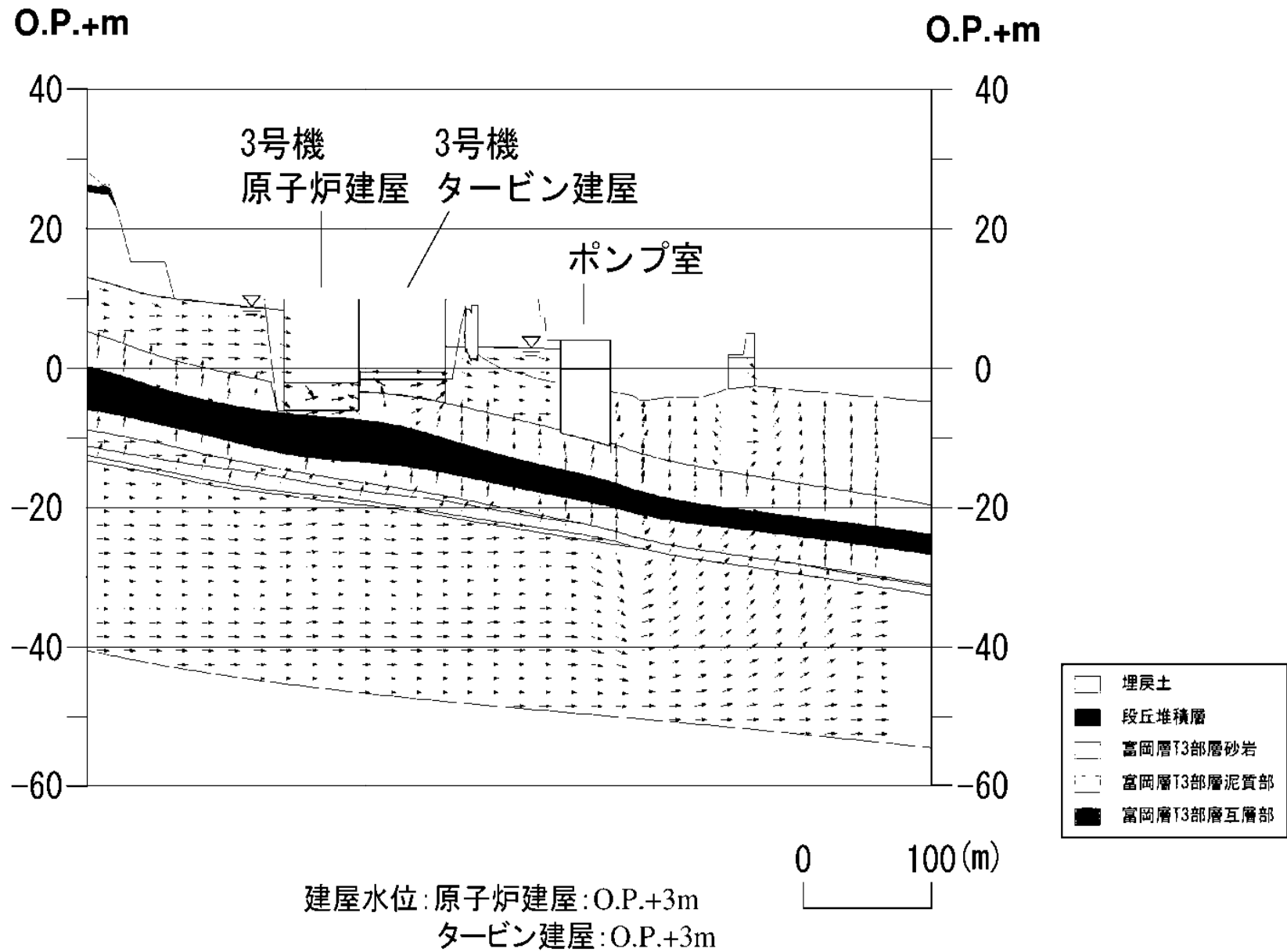
無対策 2号機 流向断面図



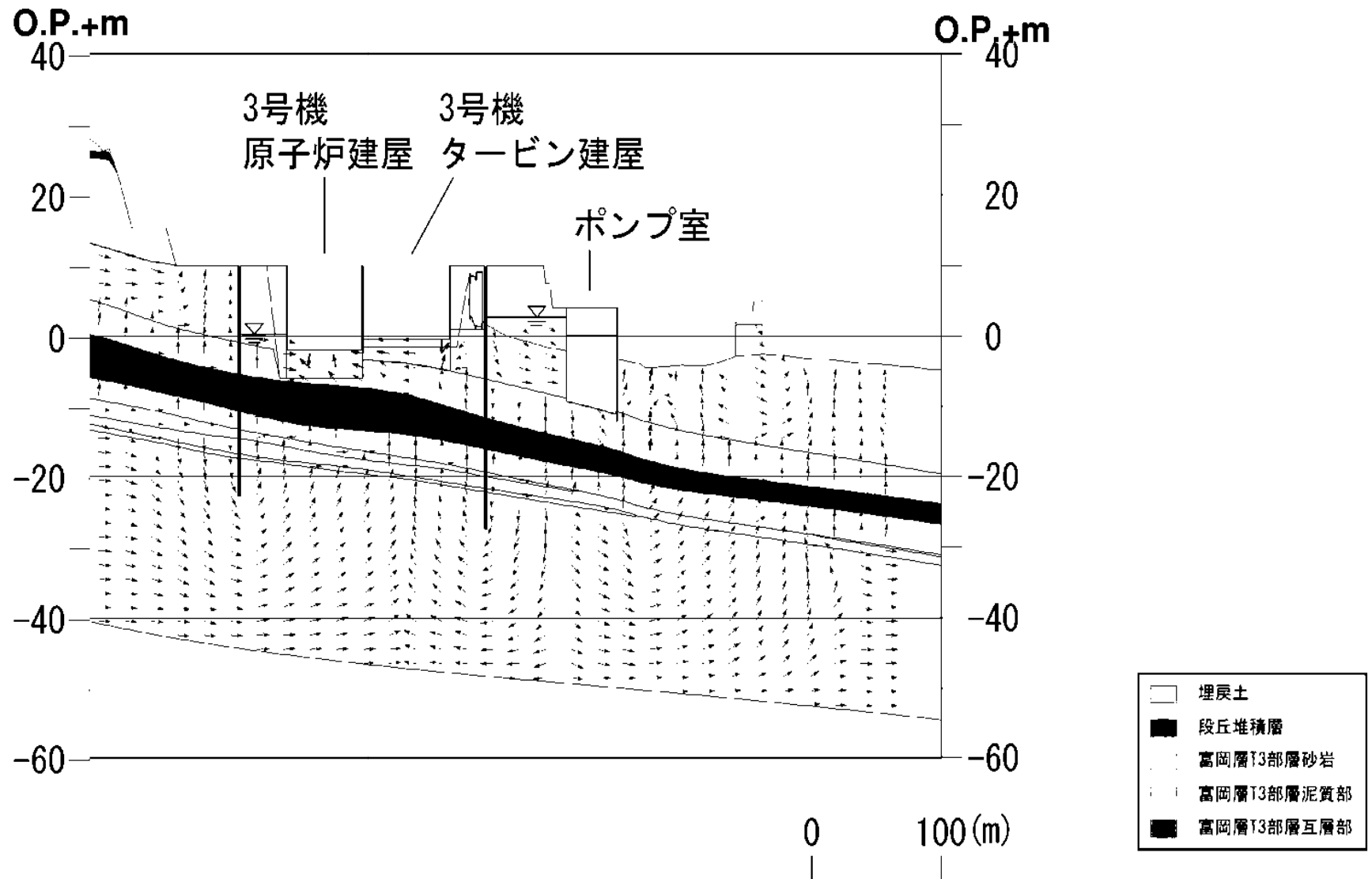
凍土造成後 2号機 流向断面図



無対策 3号機 流向断面図

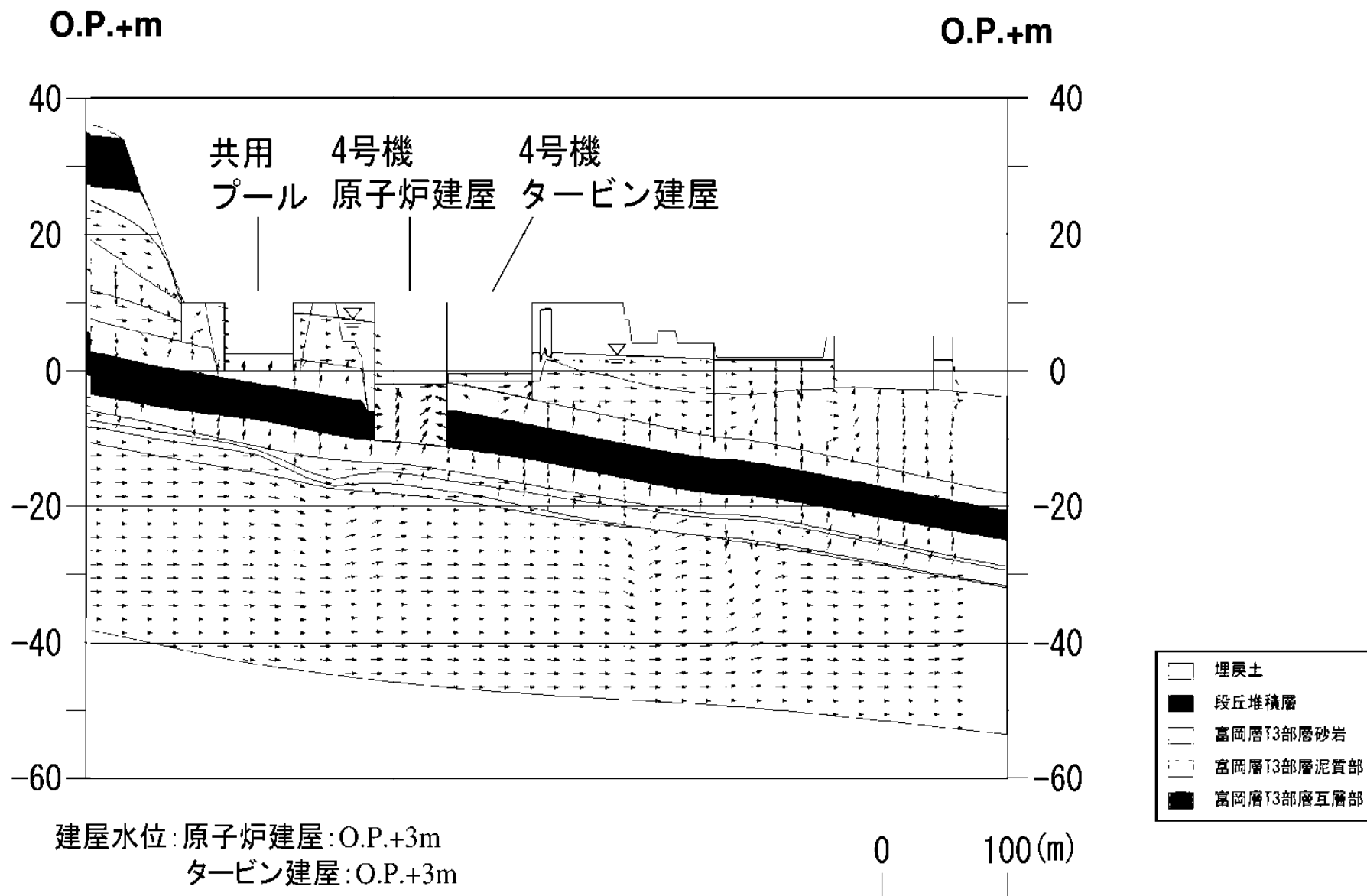


凍土造成後 3号機 流向断面図

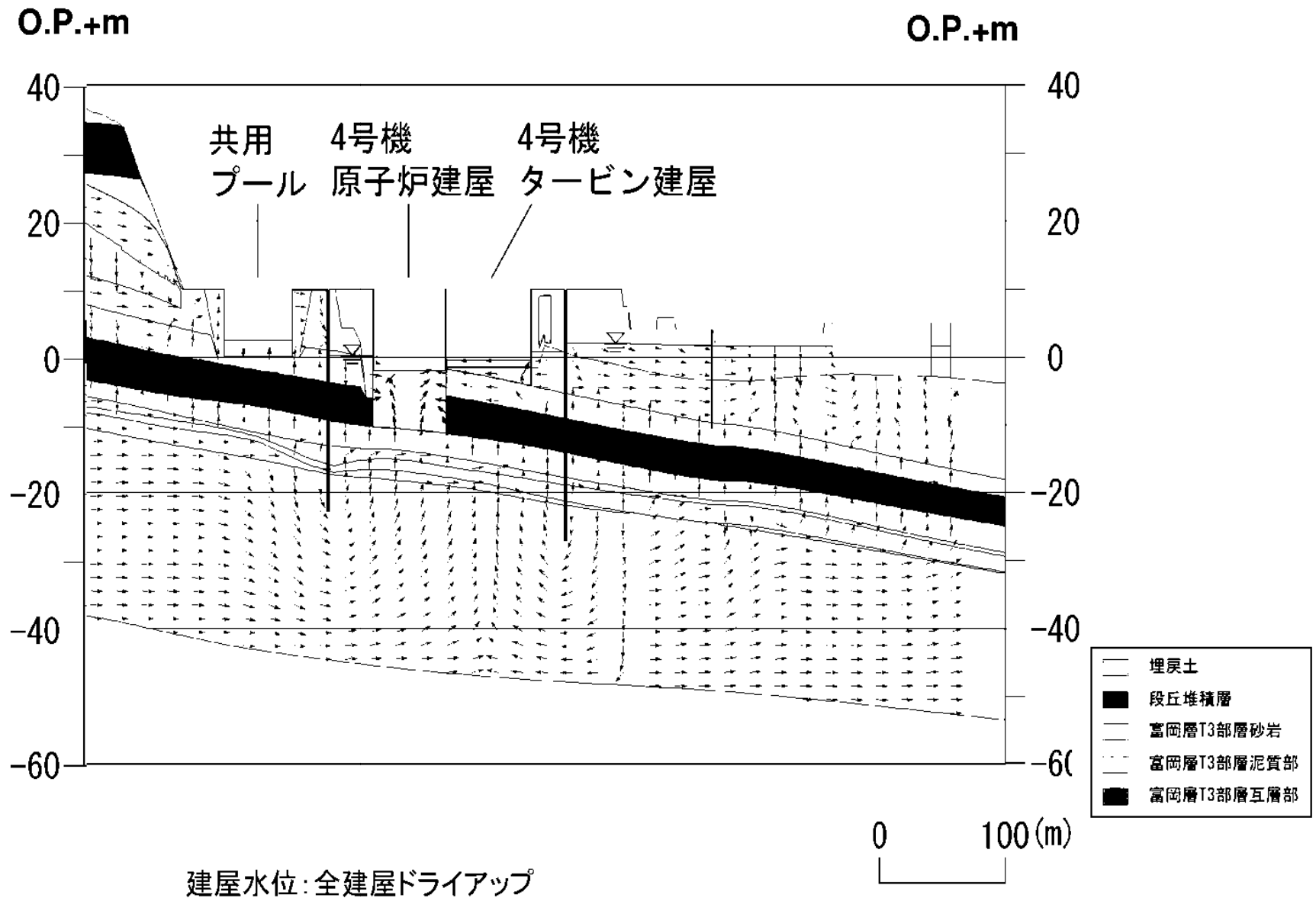


建屋水位: 全建屋ドライアップ

無対策 4号機 流向断面図



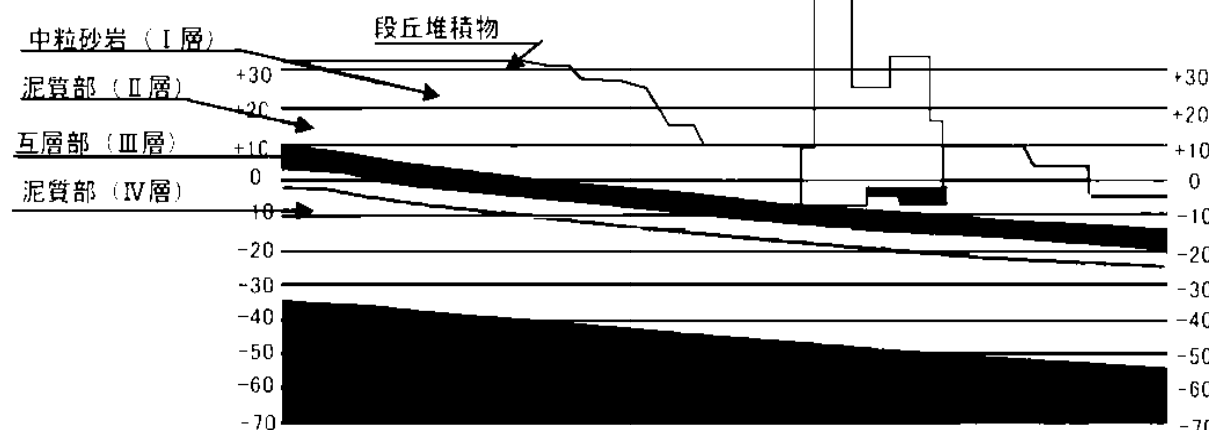
凍土造成後 4号機 流向断面図



参考資料

福島第一原子力発電所敷地周辺の地層層序

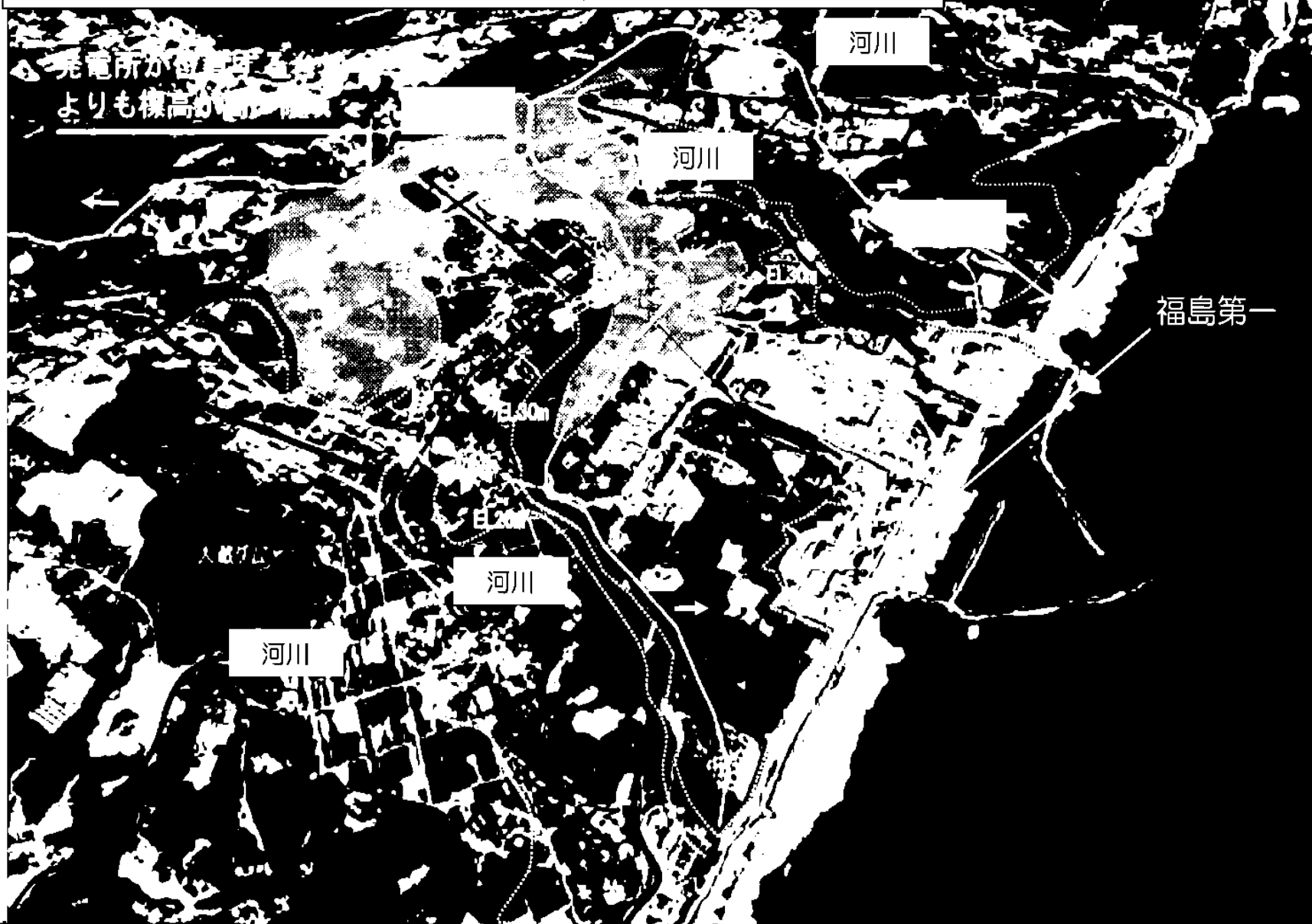
地質時代	地 層 名	主な岩相・層相
第四紀	沖 積 層	暗緑灰色～褐色の粘土及び砂、未固結
	段 丘 堆 積 物	黄褐色の砂礫及び砂、半固結
新第三紀	富岡層	T3部層 砂質泥岩～泥岩 軽石粒、凝灰岩を挟在 上部に砂岩を挟在
		T2部層 泥質砂岩 軽石粒、凝灰岩を挟在
		T1部層 泥質砂岩 軽石粒、凝灰岩を多く挟在
	先富岡層	泥質砂岩～泥岩 軽石粒、スカルア粒、凝灰岩等を挟在
古第三紀	中新世	
	漸新世	



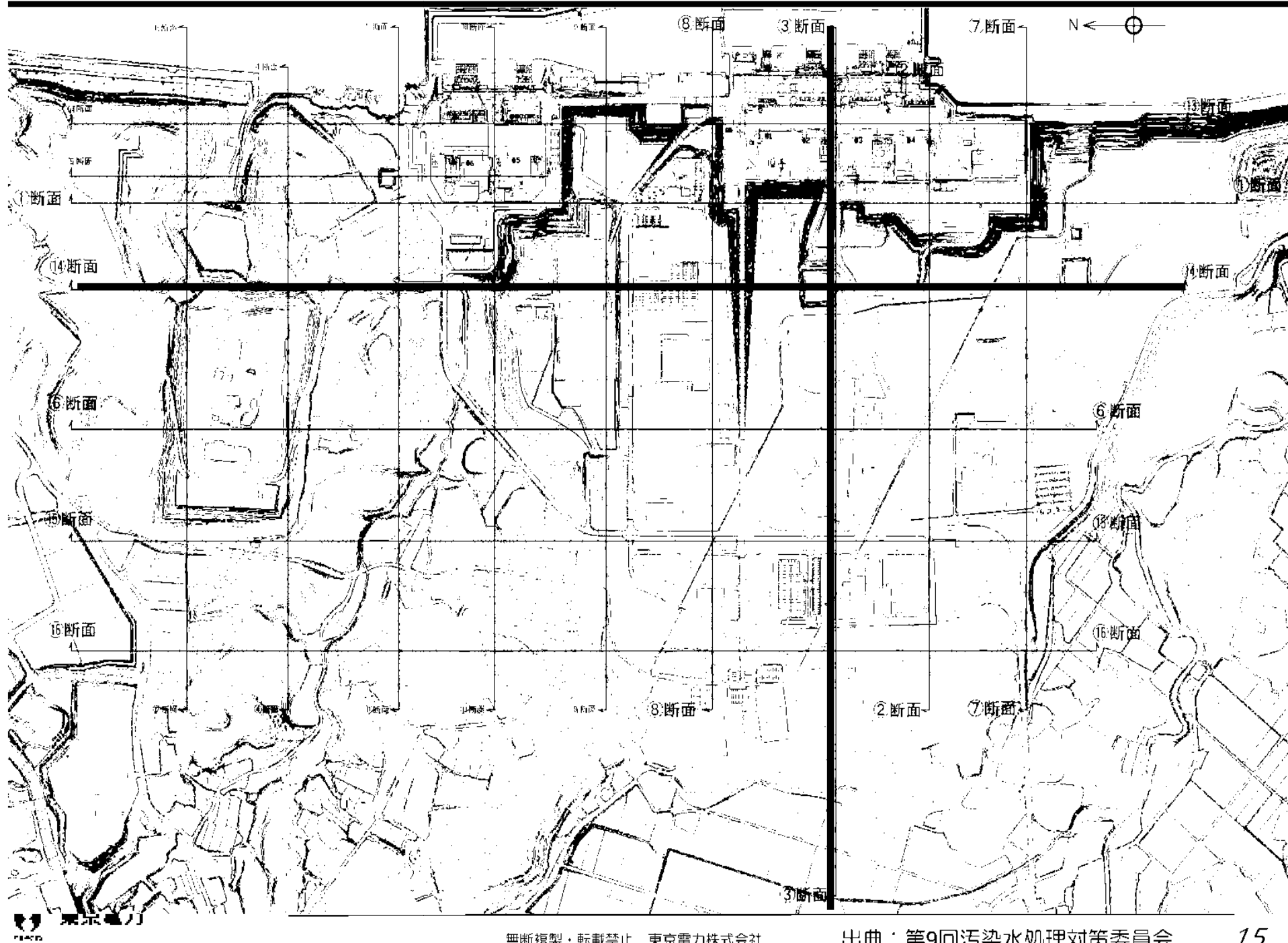
地層区分	層相	水理に関する既存の情報	
富岡層T3部層	中粒～粗粒の砂を主体とし径1～数cm程度の礫を含む	—	
富岡層T2部層	互層部	層厚は20m程度で塊状無層理の中粒砂岩を主体とする。層厚数mのシルト岩(泥質部)を挟在する	中粒砂岩 透水係数 2.11E-03～4.14E-03
	泥質部	層厚5～7m程度のシルト岩を主体とする泥質部	泥質部 透水係数 1.00E-06～1.18E-06
	互層部	層厚4～8m程度で、数cm～3m程度の間隔で砂質シルト岩と中粒砂岩が交互に分布する互層部となる	互層部 透水係数 2.37E-04～8.07E-03
	泥質部	層厚30m程度の無層理のシルト岩を主体とする泥質部からなり、2層の連続性のよい砂層(細粒砂岩・粗粒砂岩)を挟在する。粗粒砂岩層下部の泥質部は砂質を呈する箇所がある。 ・細粒砂岩:Ⅲ層の下端から3m程度から層厚2m程度をもって分布する ・粗粒砂岩:Ⅲ層の下端から7m程度から層厚1m程度をもって分布する	泥質部 透水係数 1.00E-06～1.18E-06 細粒砂岩 透水係数 1.00E-04～5.14E-03 粗粒砂岩 透水係数 6.20E-04～4.40E-03
富岡層T2部層	互層部	層厚50m程度の泥質部を主体とする層	
富岡層T1部層	互層部	層厚10m～30m程度の泥質部を主体とする層	

福島第一原子力発電所周辺の地形

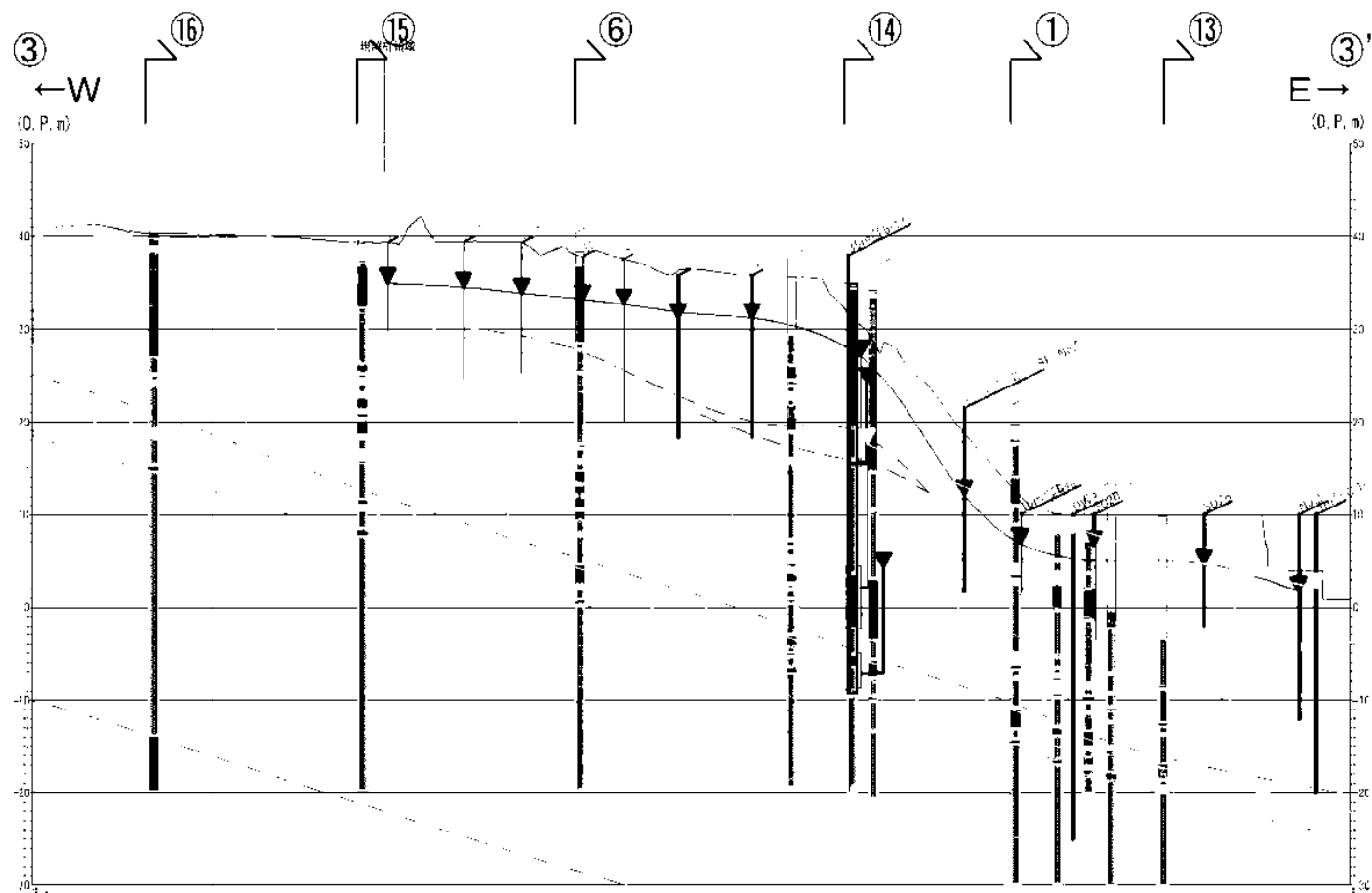
発電所の敷地は、周囲を川に挟まれた海拔35m程度の台地であり、海側を掘削し
海拔約10mの地盤に、発電所建屋を設置している。



断面配置図



地質断面図（断面③ 東西方向）



③-③' 断面

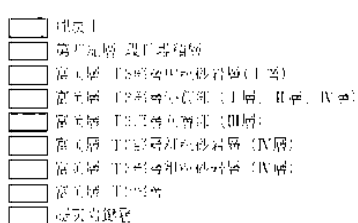
横：縦＝1：10

※ O.P. 10m 階の構造物近傍の埋め戻し土の分布は不明。

柱状図凡例

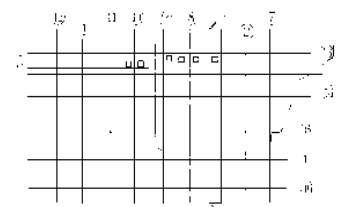
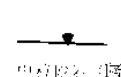


透視図凡例



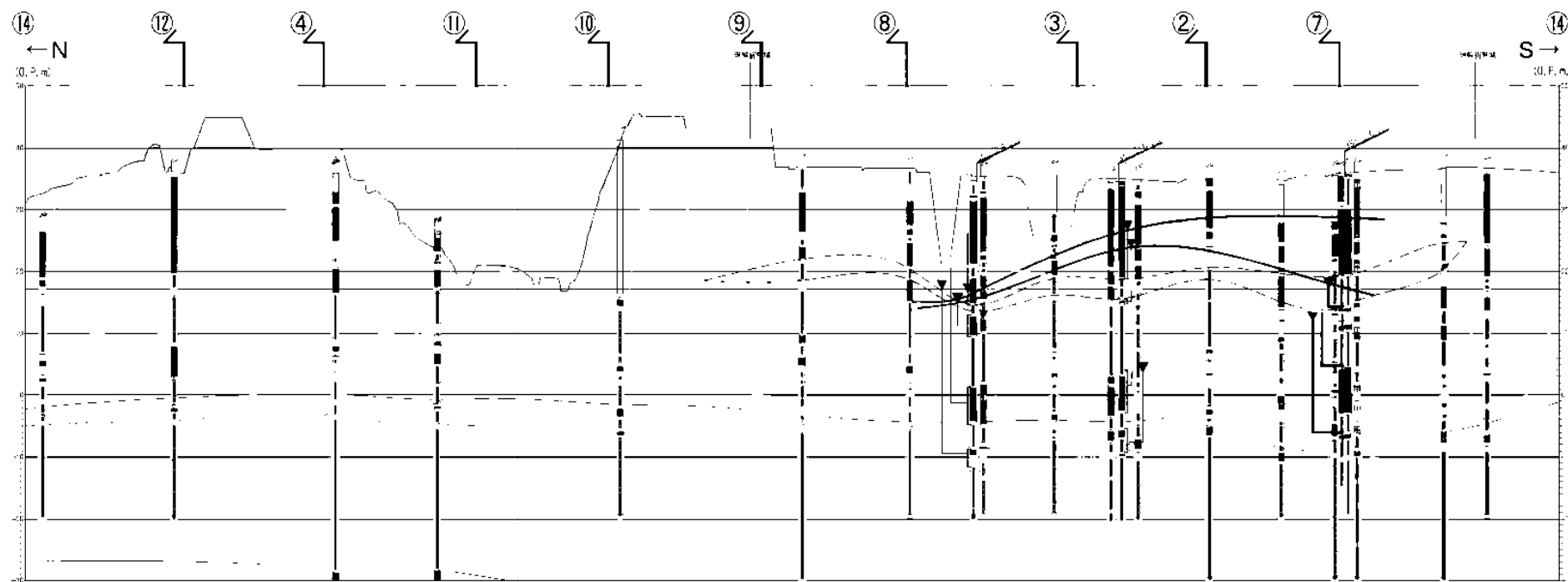
中核部(中核部)の位置
中核部(中核部)の位置

孔内水位と地下水水位線



断面位置

地質断面図（断面⑭ 南北方向）



⑭—⑭' 断面

横：縦＝1：10

柱状図凡例

- 埋戻土
- 粘土・シルト
- 砂
- 礫
- 泥岩
- 砂質泥岩
- 泥質砂岩
- 砂岩
- 凝灰岩
- 軽石

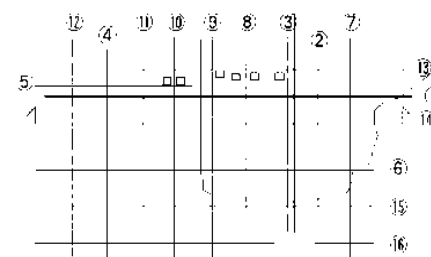
地質凡例

- 埋戻土
- 第四紀層 段立堆積層
- 富岡層 T3部層中粒砂岩層 (I層)
- 富岡層 T3部層泥質岩 (I層、II層、IV層)
- 富岡層 T3部層互層岩 (III層)
- 富岡層 T3部層細粒砂岩層 (IV層)
- 富岡層 T3部層粗粒砂岩層 (IV層)
- 富岡層 T2部層
- 凝灰岩層

中粒砂岩生力灰岩層
(規解モデル)

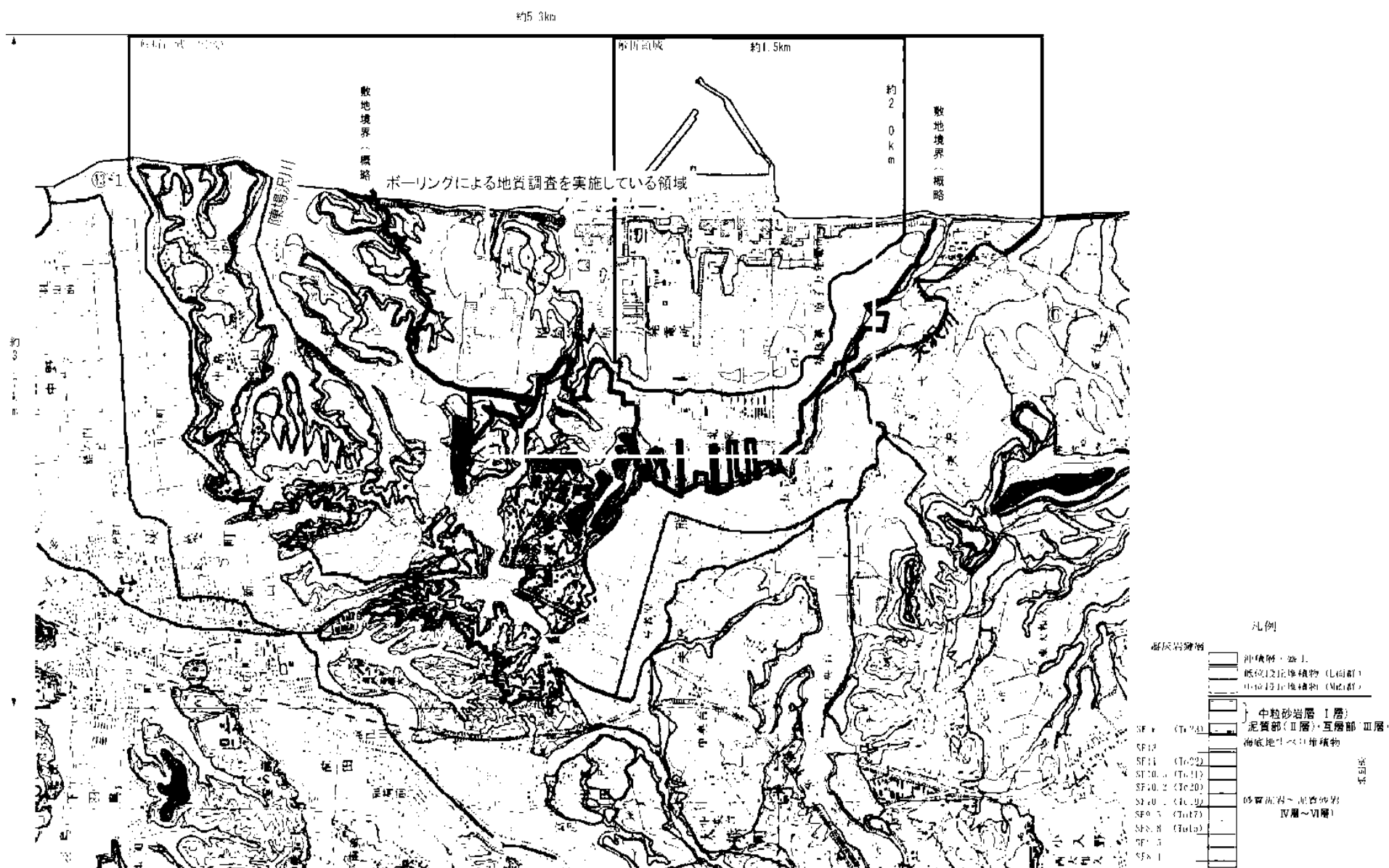
孔内水位と地下水位線

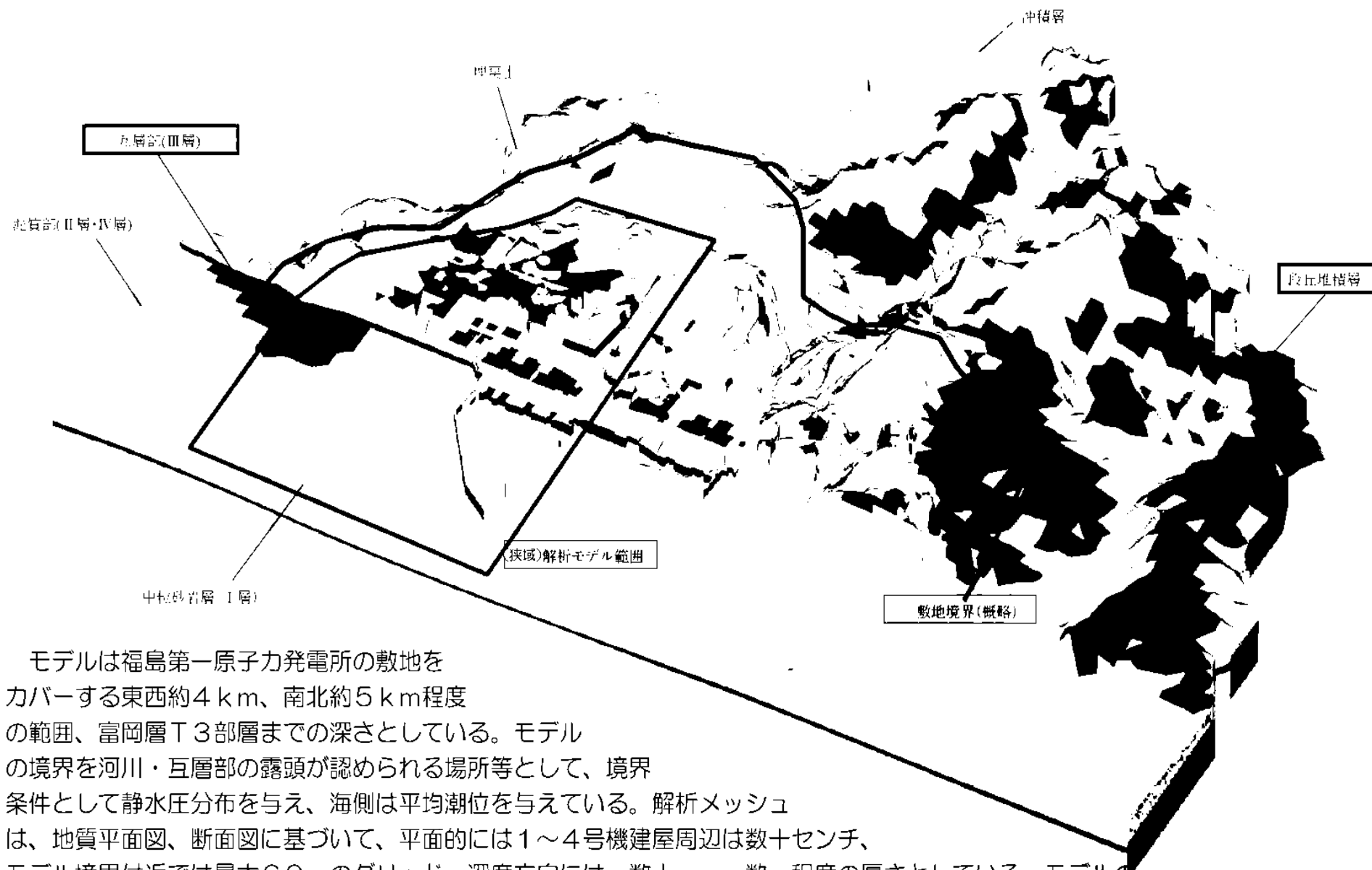
中粒砂岩 (I層)



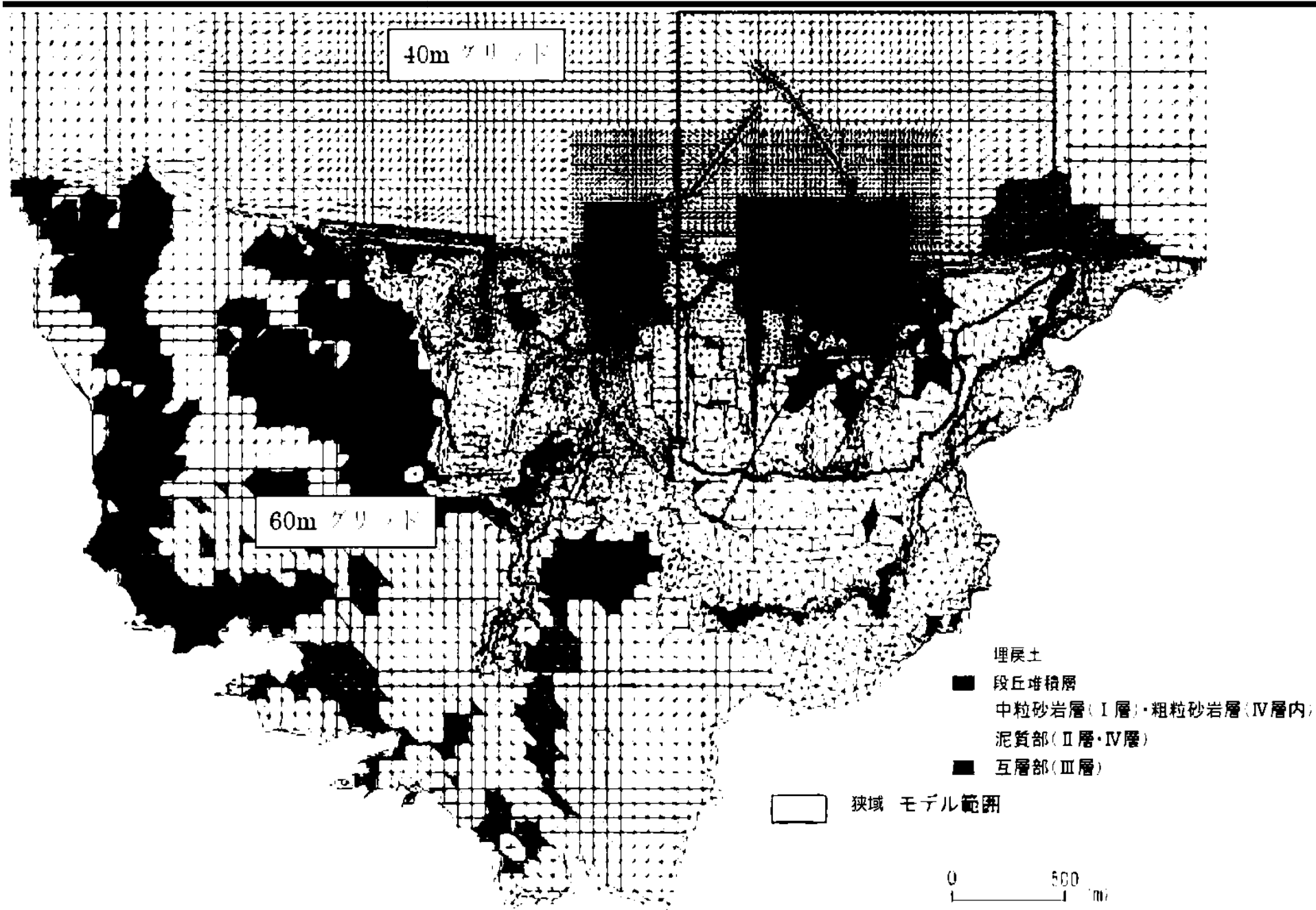
断面位置

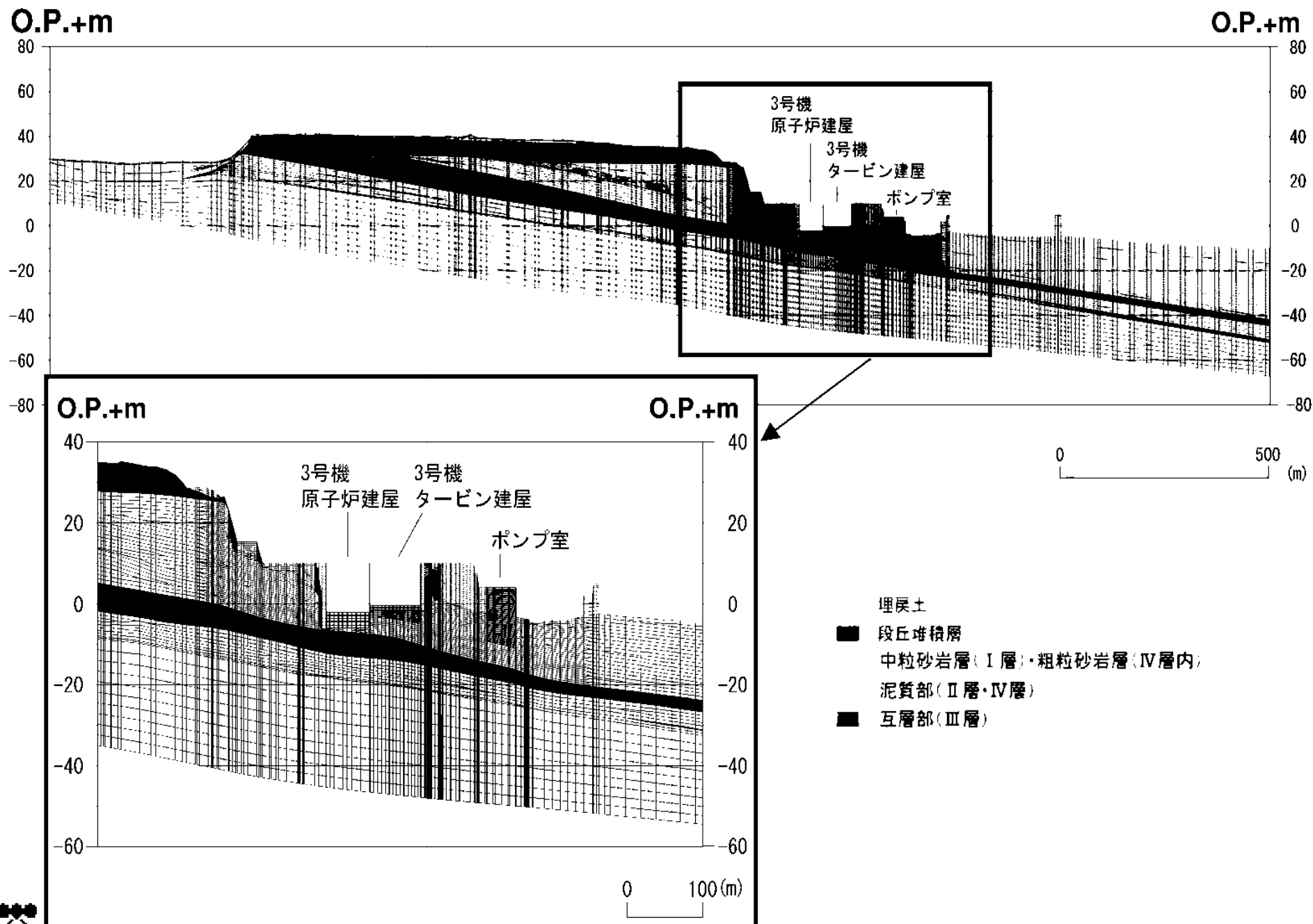
地表面の地質分布と解析モデル化領域





モデルは福島第一原子力発電所の敷地をカバーする東西約4 km、南北約5 km程度の範囲、富岡層T3部層までの深さとしている。モデルの境界を河川・互層部の露頭が認められる場所等として、境界条件として静水圧分布を与え、海側は平均潮位を与えている。解析メッシュは、地質平面図、断面図に基づいて、平面的には1～4号機建屋周辺は数十センチ、モデル境界付近では最大60mのグリッド、深度方向には、数十cm～数m程度の厚さとしている。モデルの節点数は約400万となっている。





東京電力

①降雨量：年平均降水量 1,545mm (1.3mm/日)

②降雨浸透率：55% (蒸発散量を地点蒸発理論値最大の年間700mm とした)

なお、発電所建屋については、表面排水がなされ建屋に降った雨は適切に排水されていると仮定して、雨を降らさない条件とした。

③地山ならびに構造物の透水係数

次頁に示すとおり。

④境界条件

海域：平均潮位の静水圧※

陸域：地表からの静水圧※

※：境界条件を静水圧、不透水の両者で解析した結果、差異のないことを確認した。

解析条件 2/2 物性値

地層区分		震災前		震災後		有効間隙率	備考
		透水係数[cm/sec]		透水係数[cm/sec]			
地層名	記号	水平	鉛直	水平	鉛直	(実流速換算時)	
盛土	bk	2.8E-03	2.8E-03	2.8E-03	2.8E-03	0.46	
段丘堆積物	tm	3.0E-03	3.0E-03	3.0E-03	3.0E-03	0.41	中粒砂岩層同様
沖積層	al	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03	0.41	文献値
中粒砂岩	ss1	3.0E-03	3.0E-03	3.0E-03	3.0E-03	0.41	
中粒砂岩(南側、上部)	ss3	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04	0.41	35m盤の号測線以南範囲
泥岩	m0	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	0.54	
中粒砂岩(南側、下部)	ss2	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04	0.41	
泥岩	m1	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	0.54	
互層	alt	1.0E-03	1.1E-06	1.0E-03	1.1E-06	0.41	異方性考慮
泥岩	m2	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	0.54	
細粒砂岩	fs	2.3E-03	2.3E-03	2.3E-03	2.3E-03	0.41	
泥岩	m3	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	0.54	
粗粒砂岩	cs	2.0E-03	2.0E-03	2.0E-03	2.0E-03	0.41	
泥岩	m4	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	1.1E-06	0.54	
建屋基礎およびMMR	-	1.0E-06	1.0E-06	1.0E-06	1.0E-06	0.30	コンクリート相当
建屋側壁	-	1.0E-06	1.0E-06	5.0E-06	5.0E-06	0.30	感度解析から設定 ^{※1}
既設矢板	-	1.0E-06	1.0E-06	1.0E-04	1.0E-04	0.30	感度解析から設定、施工幅0.8m ^{※2}
ポンプ室およびヒット	-	1.0E-06	1.0E-06	1.0E-06	1.0E-06	0.30	コンクリート相当
4m盤グラウチング	-	-	-	3.0E-05	3.0E-05	0.30	中粒砂岩層の1/100相当、施工幅2m
砕石	-	-	-	1.0E-01	1.0E-01	0.41	埋立部
鋼管矢板	-	-	-	1.0E-06	1.0E-06	0.30	海側バウンダリ、施工幅2m
凍土壁	-	-	-	0.0E+00	0.0E+00	-	施工幅2m

※1 建屋への流入量が400m³/日を再現できる透水係数

※2 地下水位(C-3、C-4、C-5)が再現できる透水係数

沖積層の透水係数については実測データがないため、日本の地盤を対象とした地下水データベース(梅田浩司、柳澤孝一、米田茂夫(1995):日本の地盤を対象とした透水係数データベースの作成,地下水学会誌,第37巻,第1号,1995)の第四紀更新世(平均値:1.2E-03 cm/sec)と第四紀完新世(平均値:5.6E-04 cm/sec)の透水係数の平均値(8.1E-4 cm/sec)から1E-3(cm/sec)と設定した。

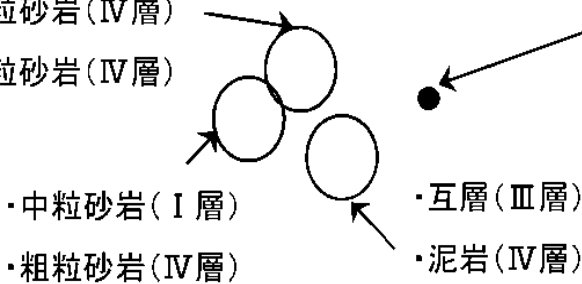
透水係数の設定根拠

震災前は、「BOR2,BOR4,BOR6」, 敷地北側, 埋戻土(a)で原位置透水試験、埋戻土(b)で室内透水試験を実施している。

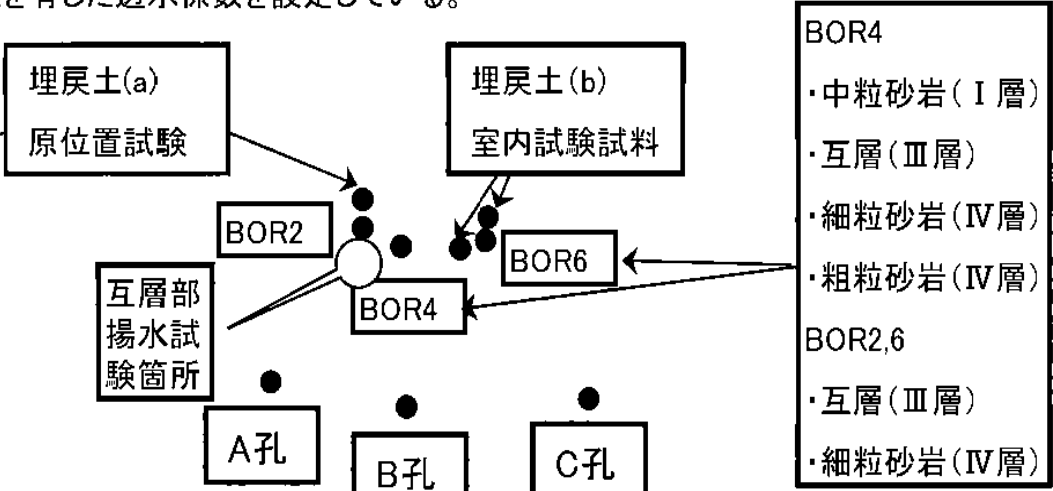
震災後はA孔, B孔, C孔で原位置透水試験を実施している。

「埋戻土, 中粒砂岩, 泥岩, 細粒砂岩, 粗粒砂岩」は水平・鉛直共に等方な透水係数で設定している。「互層部」の鉛直透水係数は泥岩の透水係数を流用し、水平・鉛直で異方性を有した透水係数を設定している。

- ・中粒砂岩 (I 層)
- ・互層 (III層)
- ・細粒砂岩 (IV層)
- ・粗粒砂岩 (IV層)

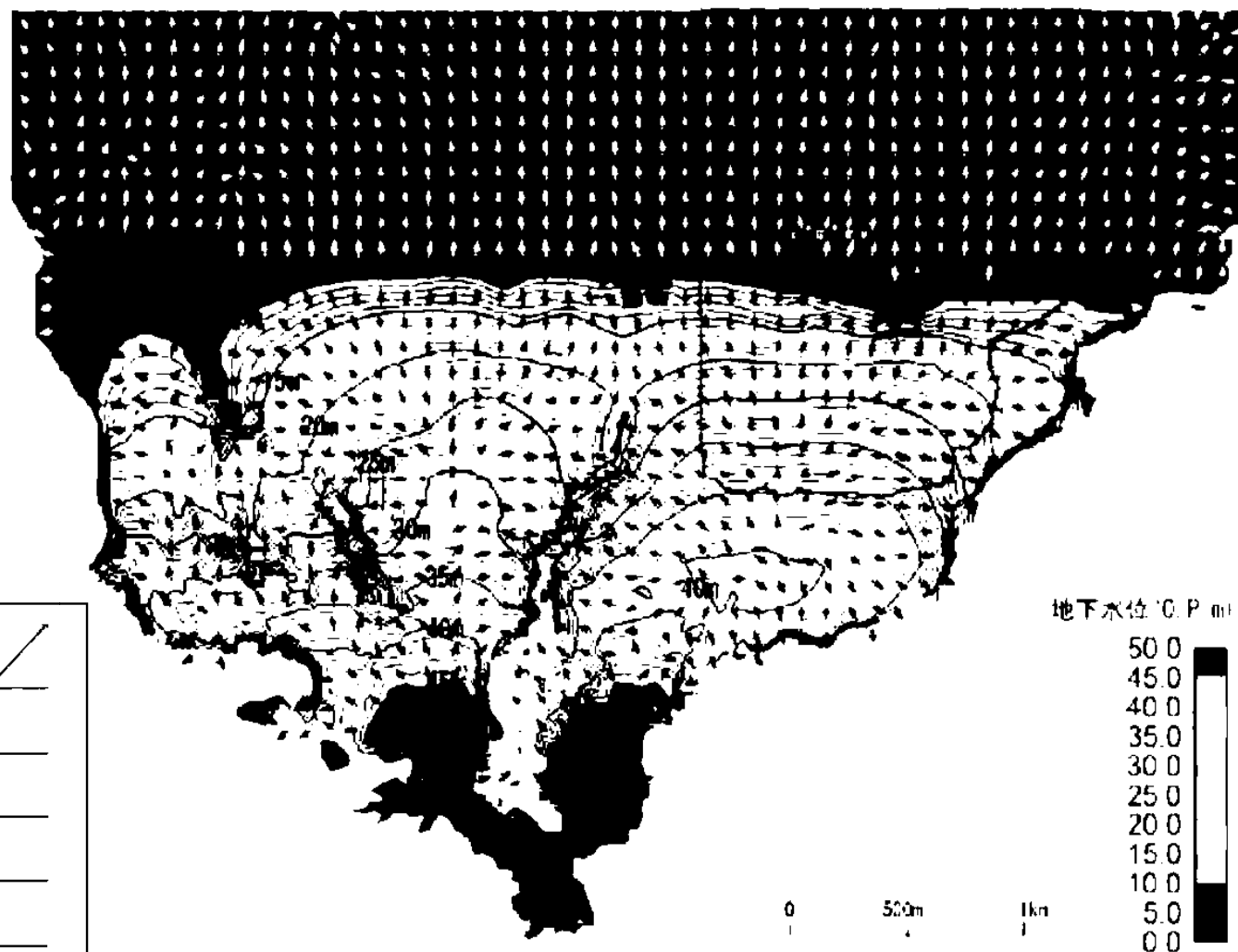
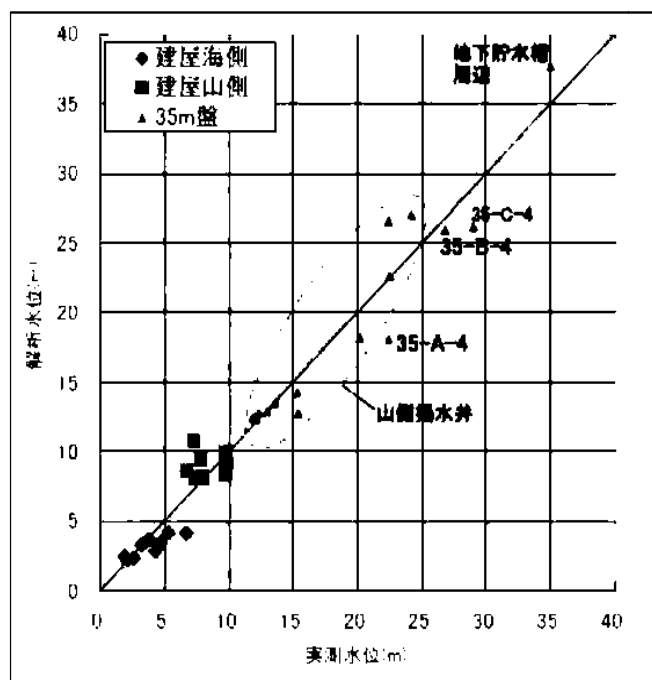


敷地北側



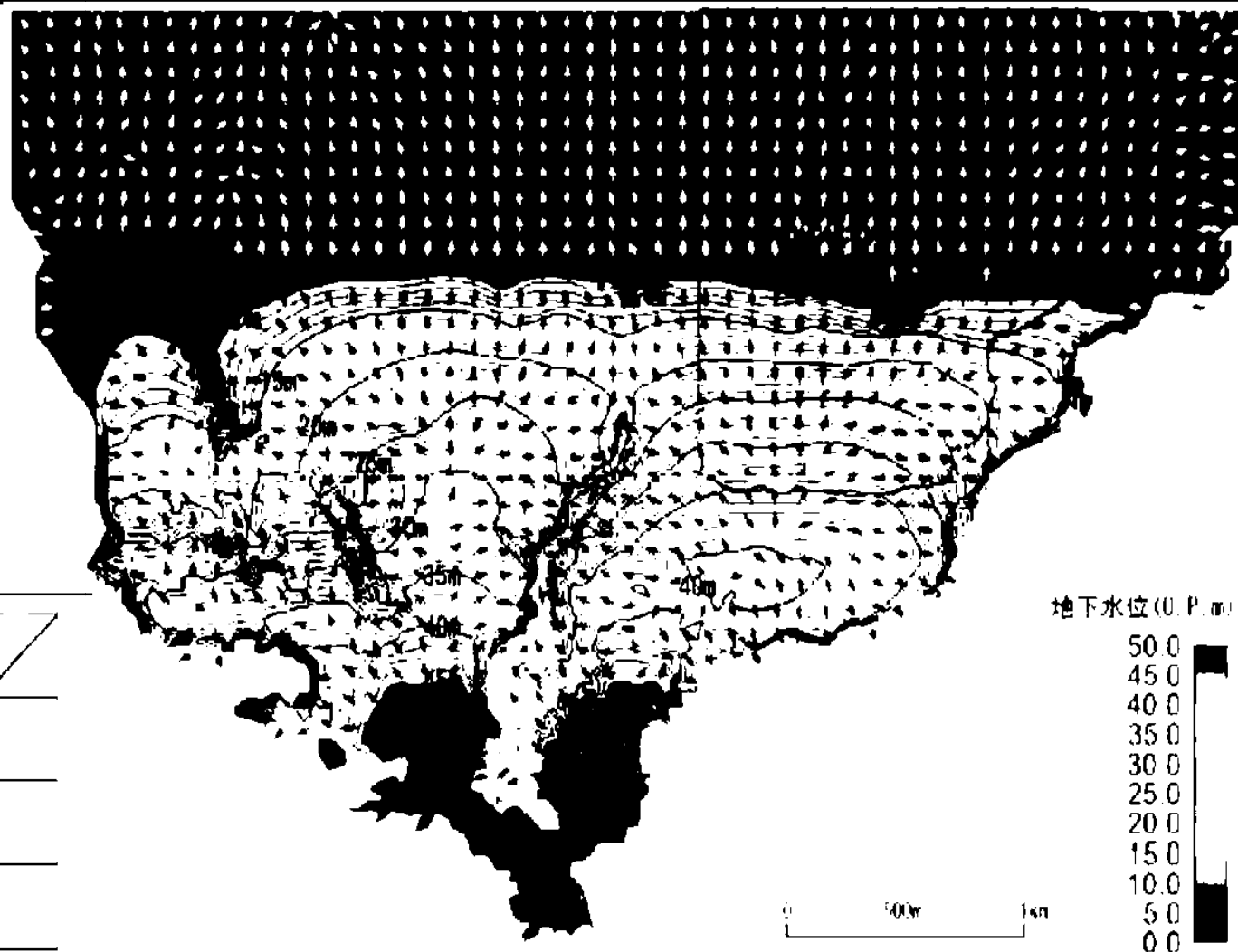
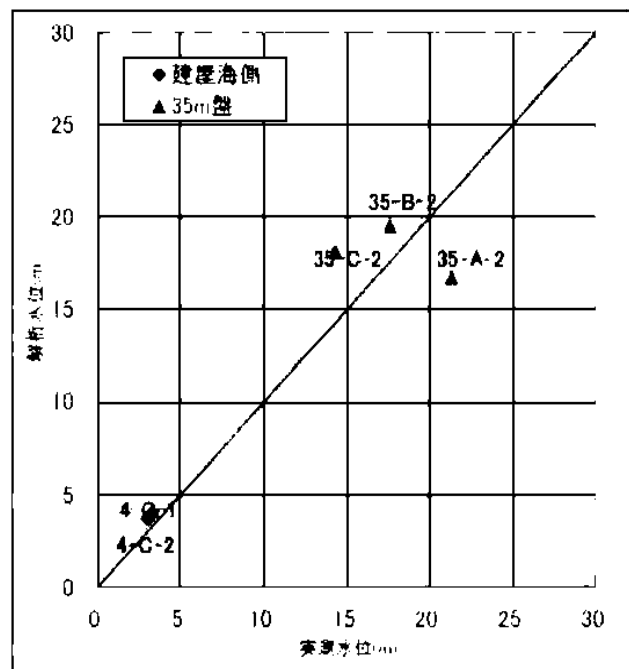
種類	埋め戻し土		中粒砂岩		泥岩		互層部			細粒砂岩		粗粒砂岩	
時期	震災前 原位置(a)		震災前試験	震災後試験	震災前試験	震災後試験	震災前 単孔試験	震災前 揚水試験	震災後試験	震災前試験	震災後試験	震災前試験	震災後試験
既往試験箇所	2.10E-04	3.98E-03		1.40E-03		6.60E-06	2.73E-03	3.00E-03	1.80E-03	5.14E-03	2.20E-03		1.60E-03
	2.50E-04	4.57E-03	2.11E-03	7.40E-03		4.60E-06	1.63E-03	6.30E-03	1.80E-03	1.97E-03	3.90E-04	2.38E-03	5.00E-04
		3.67E-03		1.90E-03		7.20E-06	1.38E-03	4.90E-03	1.40E-03	2.21E-03	2.00E-03		9.40E-04
今回試験箇所		2.03E-03		7.60E-03		2.60E-07							
		1.97E-03		4.70E-03		1.40E-05							
		1.70E-03				1.50E-06							
最大	2.5E-04	4.6E-03	4.1E-03	7.6E-03	1.2E-06	1.4E-05	2.7E-03	6.3E-03	1.8E-03	5.1E-03	2.2E-03	4.4E-03	1.6E-03
最小	2.1E-04	1.7E-03	2.1E-03	1.4E-03	1.0E-06	2.6E-07	2.4E-04	3.0E-03	1.4E-03	1.0E-03	3.9E-04	6.2E-04	5.0E-04
平均(対数)	2.3E-04	2.8E-03	3.0E-03	3.7E-03	1.1E-06	3.3E-06	1.0E-03	1.7E-03	1.7E-03	2.3E-03	1.2E-03	2.0E-03	9.1E-04
全体平均(対数)	1.5E-03		3.4E-03		2.5E-06		1.2E-03			1.8E-03		1.4E-03	
							1.3E-03						
設定値 (水平)	2.8E-03		3.0E-03		1.1E-06		1.0E-03			2.3E-03		2.0E-03	
設定値 (鉛直)	2.8E-03		3.0E-03		1.1E-06		1.1E-06			2.3E-03		2.0E-03	

解析モデルの妥当性；現況再現解析結果（中粒砂岩層）



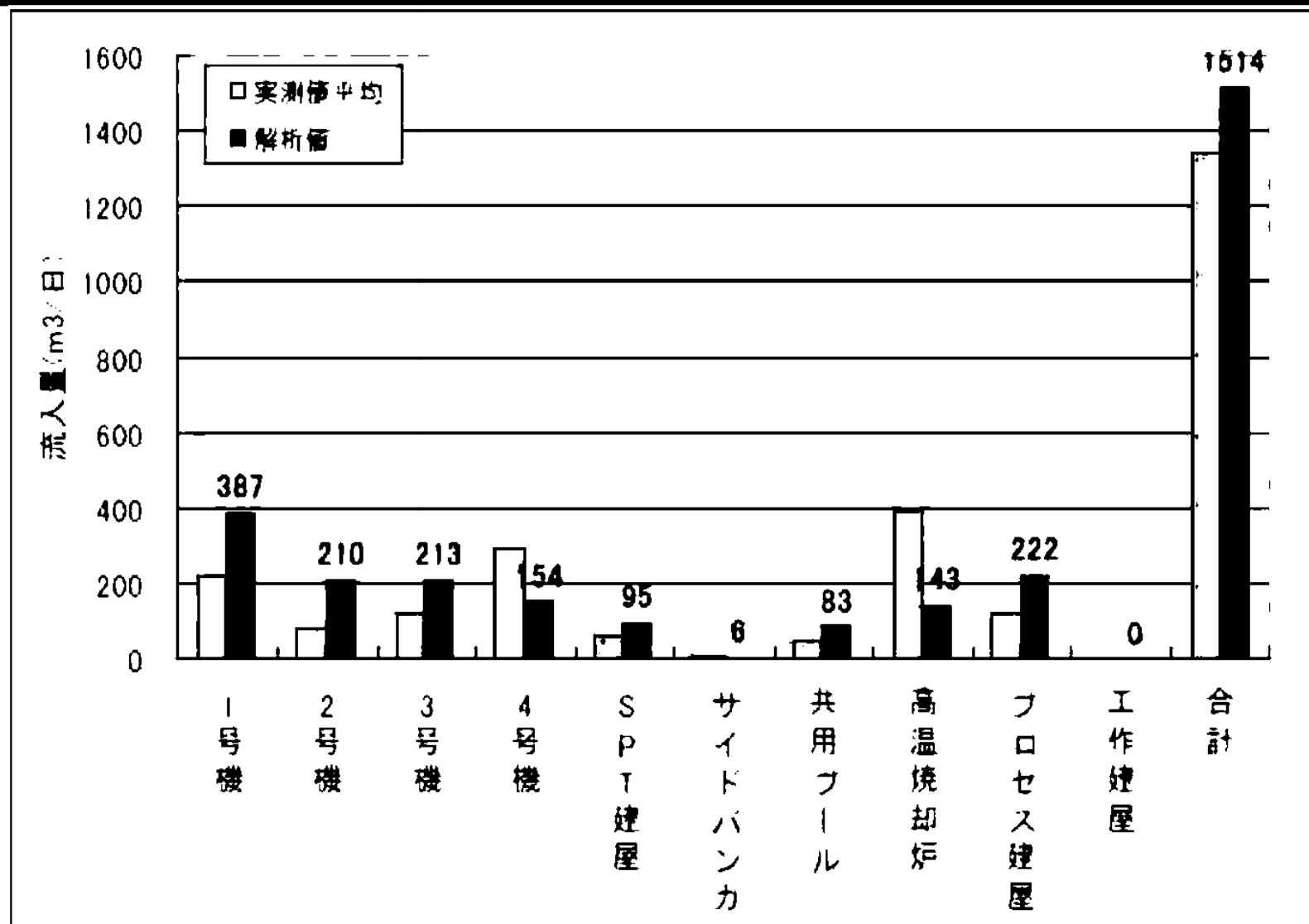
■ 現状計測している不圧地下水（中粒砂岩層（I層））の地下水位を概ね再現できている。

解析モデルの妥当性；現況再現解析結果（被圧（互層（Ⅲ層）））



■現状計測している被圧地下水（互層（Ⅲ層））の地下水位を概ね再現できている。

解析モデルの妥当性；震災前サブドレン流入量の比較

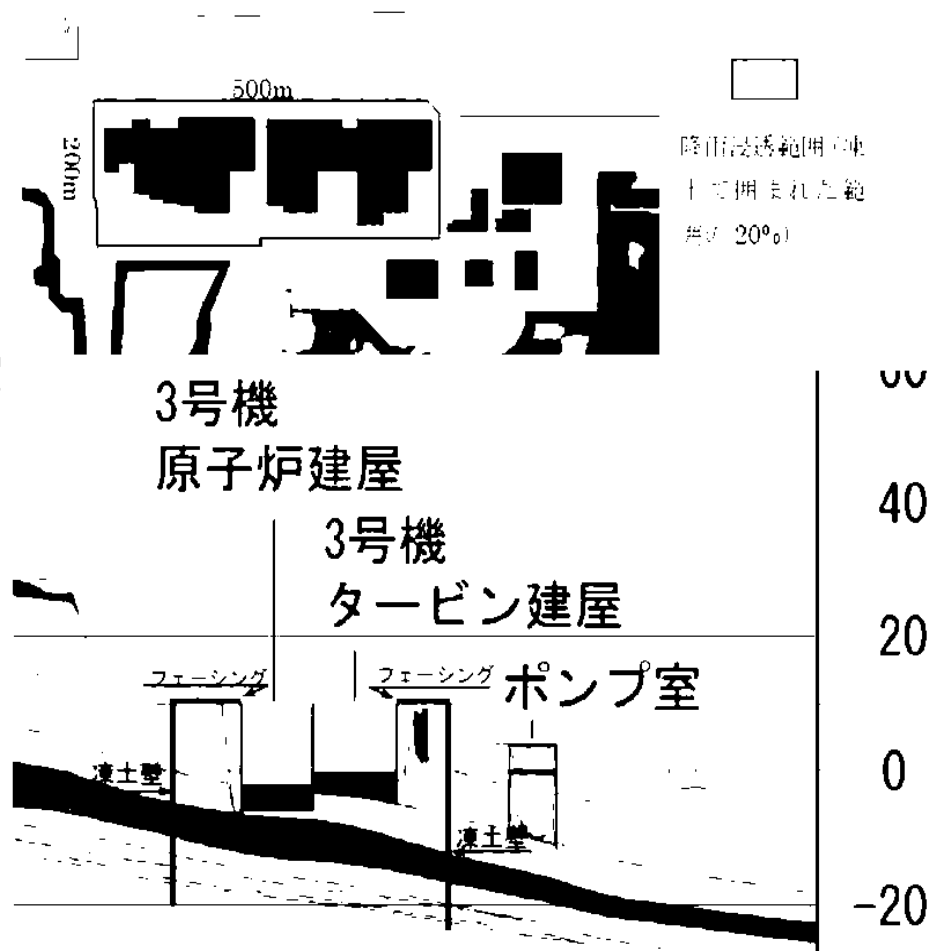


■震災前のサブドレン流入量は、解析モデルの方が全体的に多めに計算される結果となっている。

凍土遮水壁のモデル化について

■陸側遮水壁（凍土壁）は、右図に示すとおり。

- 凍土壁の範囲：1～4号機建屋を囲む範囲
（南北：約500m、東西：約200m）
- 凍土壁の幅：2m
- 凍土壁の透水係数：不透水
- フェーシングの範囲：
凍土壁で囲まれる全面積の80%と仮定



凍土方式遮水壁造成による地盤影響評価

平成26年5月26日

東京電力株式会社

鹿島建設株式会社

質問.

地盤沈下(不等沈下を含む。)が起きる可能性など、建屋の支持基盤等への影響をどのように評価したか、根拠となるデータとともに示すこと。

<回答>

1. 地盤沈下に関しては原子炉建屋とタービン建屋の不等沈下を評価した。保守的な条件から求める基礎底面の傾斜は最大1/10,000程度となり、各種基準に示される基礎地盤の傾斜の目安値1/2,000～1/500以下であることから、建屋基礎の安定上問題ないものと考えている。（「1. 建屋基礎地盤の沈下の評価」参照）
2. 建屋が設置されている支持地盤は、建屋建設前の原地盤はO.P.+35m程度の丘陵地であったこと、また新第三紀の地盤が形成された時代からの地層形成を考えると十分な圧密を受けていることから、支持力は建屋の荷重に対して十分な安全性を有しており、堅固な地盤である。
また、凍土壁造成により山側からの地下水流入が遮断されて、かつ、海側の凍土壁が存在しない場合においても、建屋周辺の下部透水層の標高は海水面より低いことから、下部透水層の水圧が海水面相当の水圧以下に低下することはなく、支持力に影響を与えない。（「2. 基礎地盤の支持力」参照）

1. 建屋基礎地盤の沈下量の評価

- ・凍土壁造成後の不等沈下について、建屋基礎の安定上問題ないか、下記の通り評価した。

1.1 建屋基礎地盤の沈下量の算定（保守的な条件）

地盤条件

- (1) 1～4号機建屋周辺の地質構造
- (2) 地盤の変形特性
 - ・砂質土
 - ・粘性土

荷重条件

- (3) 有効応力の考え方
- (4) 地盤の荷重履歴
 - ・上載荷重
 - ・地下水位

(5) 建屋基礎の沈下量の算定（一次元）

砂岩層の沈下量

+

泥質部の沈下量

→ 建屋基礎底面の傾斜

1.2 建屋基礎地盤の沈下量の評価

- ・基礎底面の傾斜が、①基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（平成25年6月 原子力規制委員会）および②建築基礎構造設計指針（日本建築学会）の目安値以下であることを確認する。

1.1 建屋基礎地盤の沈下量の算定（保守的な条件）

(1) 1～4号機建屋周辺の地質構造

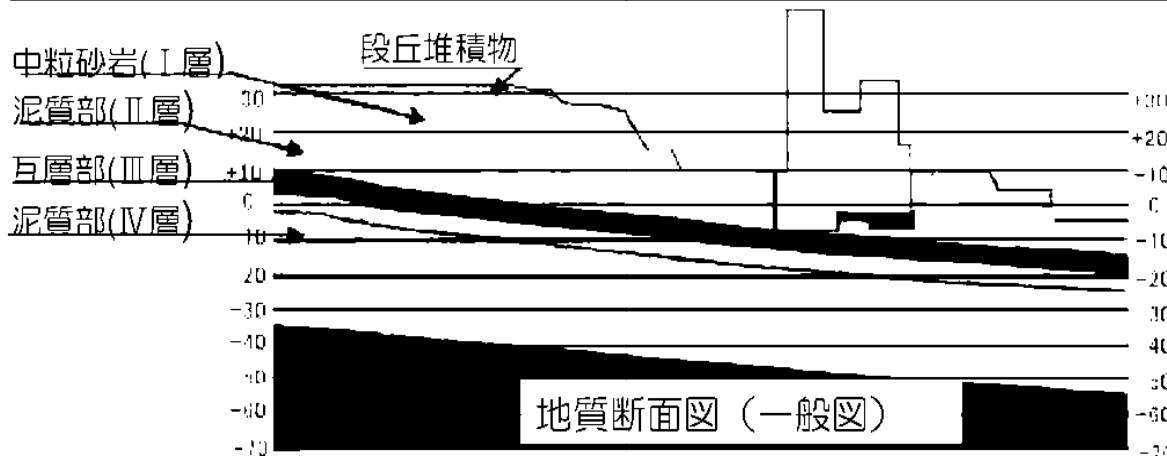
1.1(1) 1～4号機建屋周辺の地質構造

地層区分

地質時代		地層名	層 相
第四紀		沖積層	暗緑灰岩～褐色の粘土及び砂 未固結
		段丘堆積層	黄褐色の砂礫及び砂 半固結
新第三紀	鮮新世	富岡層	T3部層 砂質泥岩～泥岩 軽石粒、凝灰岩類を狭在 上部に砂岩を狭在
			T2部層 泥質砂岩 軽石粒、凝灰岩類を狭在
			T1部層 砂質泥岩 軽石粒、凝灰岩類を多く狭在
	中新世	先富岡層	泥質砂岩～泥岩 軽石粒、スコリア粒、凝灰岩類等を狭在
古第三紀	漸新世		

凍土壁施工で影響する地層

凍土壁施工範囲	富岡層 T3部層	I層	中粒砂岩層	R/B基礎部
		II層	泥質部※	
		III層	互層部	
		IV層	泥質部	

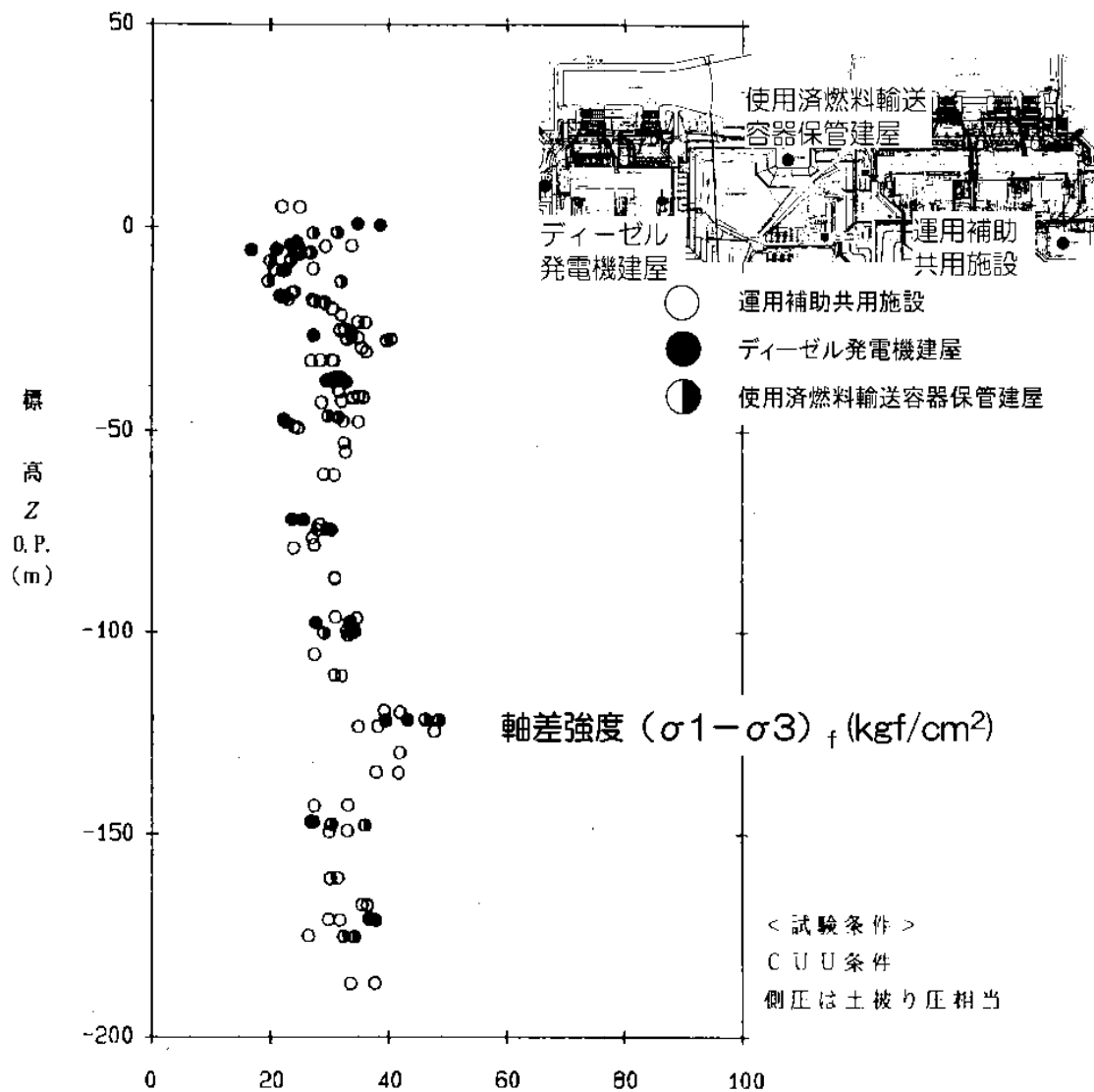


※後述する「第一泥質部」

1.1(1) 1～4号機建屋周辺の地質構造

運用補助共用施設基礎部における弾性波速度測定結果

■深度と強度の関係



軸差強度と標高の関係

(福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書) から抜粋

O.P.+(m)	S波速度		P波速度	
	0.0	0.5	1.0	1.5 2.0(km/s)
10.0				
0.0	0.45			1.74
-20.0	0.50			1.74
-40.0				
-60.0				
-80.0				
-100.0	0.56			1.80
-120.0	0.60			1.86
-140.0				
-160.0				
-180.0				
-200.0	0.70			1.90



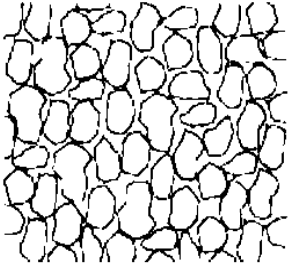
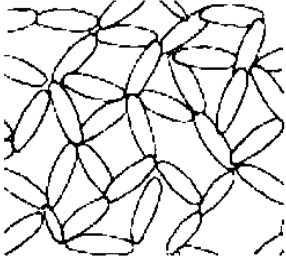
東京電力 鹿島

1.1 建屋基礎地盤の沈下量の算定（保守的な条件）

(2) 地盤の変形特性

1.1 (2) 地盤の変形特性

- 一般的な地盤を構成する土粒子は粒径や構造の違いにより「砂質土」と「粘性土」に分けられるが、これらは静的な荷重を受けた場合、変形の特徴が異なる。

	砂質土	粘性土
土の構造	 <p>粒径：0.075～2mm 構造：単粒構造 →水を通しやすい</p>	 <p>粒径：0.005mm以下 構造：蜂の巣構造 綿毛構造 →水を通しにくい</p>
透水性	大きい（間隙中の地下水が通りやすい）	小さい（間隙中の地下水が通りにくい）
圧縮に対する変形特性	間隙水が直ちに排水され、沈下が速やかに完了する（即時沈下）。ただし、密な砂の場合は沈下は無視される程度である※。	地下水が通りにくいため、排水と沈下に時間を要するがゆっくりと進む（圧密沈下）
建屋下の地層	互層部（砂岩）、細粒砂岩層、粗粒砂岩層 【→砂岩層】	泥質部、互層部（泥岩）【→泥質部】

※飽和した土は「土粒子」と「間隙水」からなり、個々の「土粒子」と「間隙水」は比較的非圧縮性であるため、圧力による変形は生じない。さらに密な砂質土は、土粒子の構造が変化しにくく、その分間隙水も排水しにくいため、沈下の量は無視される程度である

砂岩層の変形特性に対するスタンス

密な砂岩層の沈下は一般的に無視される程度しか生じないが、本資料では保守的に考えて砂岩層が沈下すると捉えて沈下量を計算する。

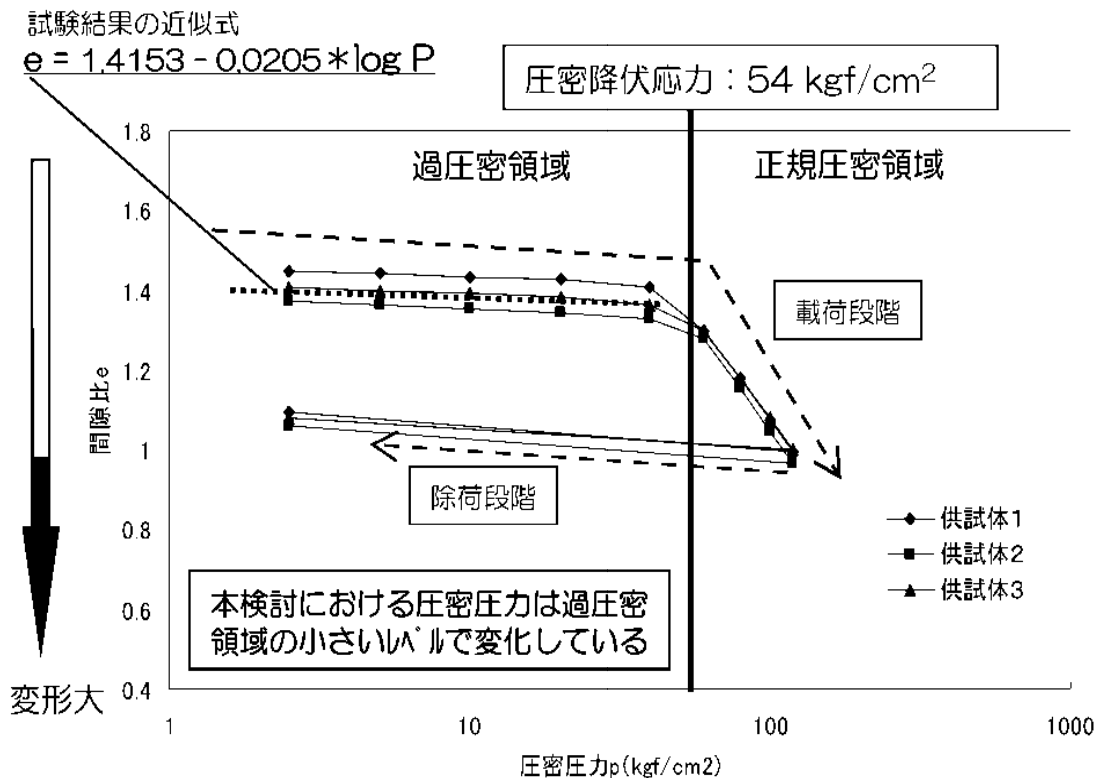
1.1 (2) 地盤の変形特性

■ 泥質部の変形特性（現地地盤の岩盤圧密試験結果）

- ・ 下記の現地地盤のサンプルを用いた試験結果をもとに、粘性土の沈下量を算出する。

・ 圧密降伏応力：54 kgf/cm²（過去に受けたことのある最大の圧縮応力）

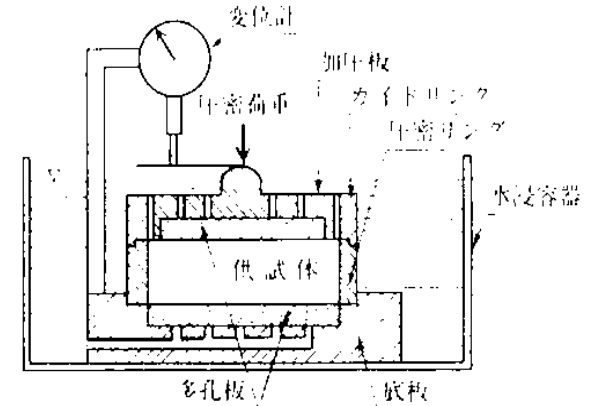
⇒ 建屋基礎地盤は、形成過程において相当（上載地盤と仮定すると300m程度）の圧縮応力を受けた地盤。



過圧密領域：圧密降伏応力よりも小さい圧縮力が作用しても圧縮変形も小さく、かつ、可逆的な変形。

正規圧密領域：圧密降伏応力より大きな圧縮力が加わると、大きな圧縮変形を生じ、かつ、非可逆的な変形

間隙比：土粒子体積に対する間隙水と空気の体積の比率



段階荷重による岩盤圧密試験（地盤工学会基準）
 細粒分を主体とした透水性の低い土を一次元的に、かつ、段階荷重によって排水を許しながら圧密し、圧縮性と圧密速度に関する定数を求める試験方法

福島第一発電所 建屋基礎底面地盤（第一泥質部）の圧密試験結果

第一泥質部より採取した供試体3体に対して段階荷重による圧密試験を実施。

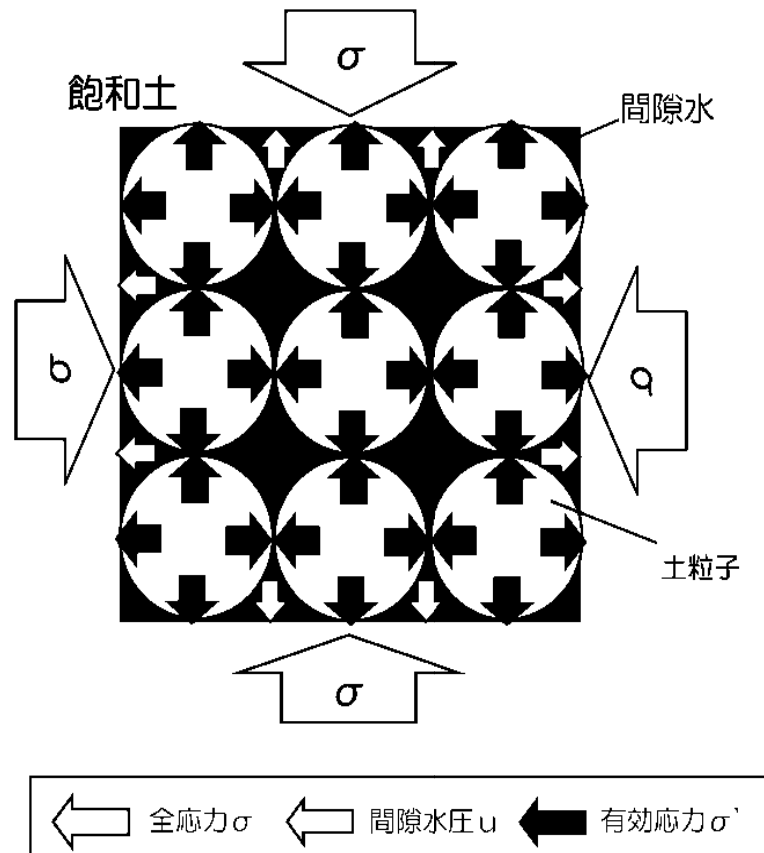
1.1 建屋基礎地盤の沈下量の算定（保守的な条件）

(3)有効応力の考え方

1.1 (3) 有効応力の考え方

■ 間隙水と土粒子の関係

- ・ 飽和した土は「土粒子」と「間隙水」で構成され、応力に対し「土粒子」と「間隙水」で負担している。



全応力 σ ; 飽和土にかかる外力
間隙水圧 u ; 間隙水が負担する水圧
有効応力 σ' ; 土粒子が負担する応力

$$\text{全応力 } \sigma = \text{有効応力 } \sigma' + \text{間隙水圧 } u$$

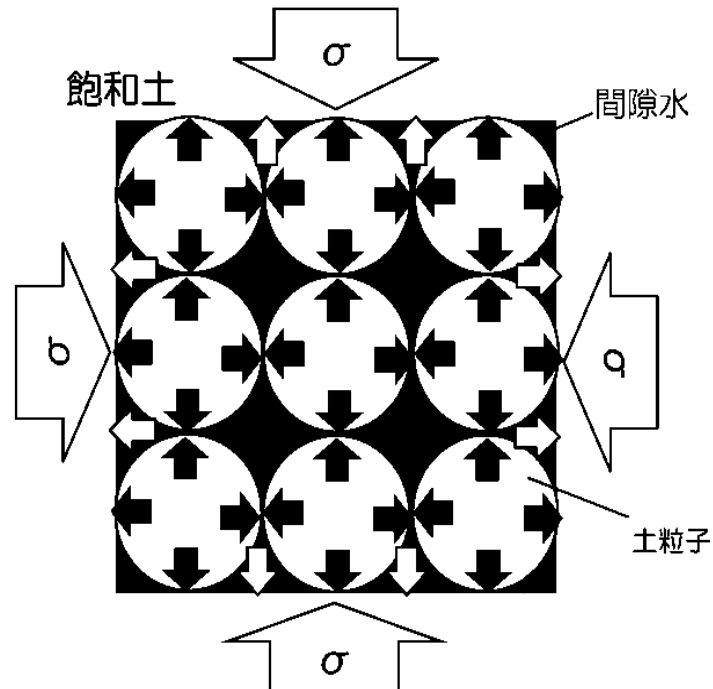
1.1 (3) 有効応力の考え方

■ 間隙水圧と有効応力の関係

全応力が一定の条件で、間隙水圧を変化させた場合、
間隙水圧の増分（減少分）と有効応力の減少分（増加分）は等しくなる。

変化前

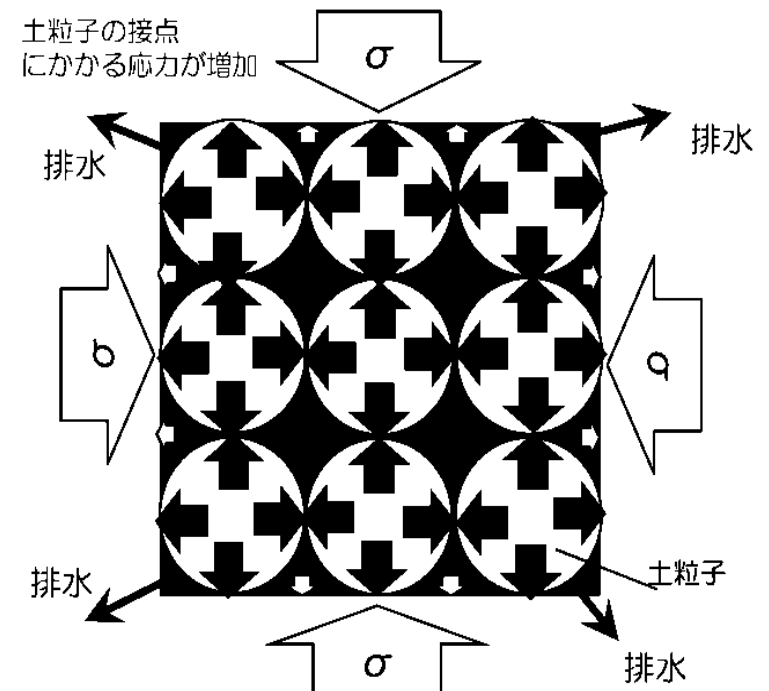
- ・ 応力に対し「土粒子」と「間隙水」で負担。



$$\text{有効応力 } \sigma' = \text{全応力 } \sigma - \text{間隙水圧 } u$$

間隙水圧の低下させた場合（全応力が一定）

- ・ 全応力が一定の条件下で、「間隙水圧」が低下すると、土粒子で負担する応力（有効応力）が増加



$$\text{有効応力 } (\sigma' + \Delta \sigma) = \text{全応力 } \sigma - (\text{間隙水圧 } u - \Delta u)$$

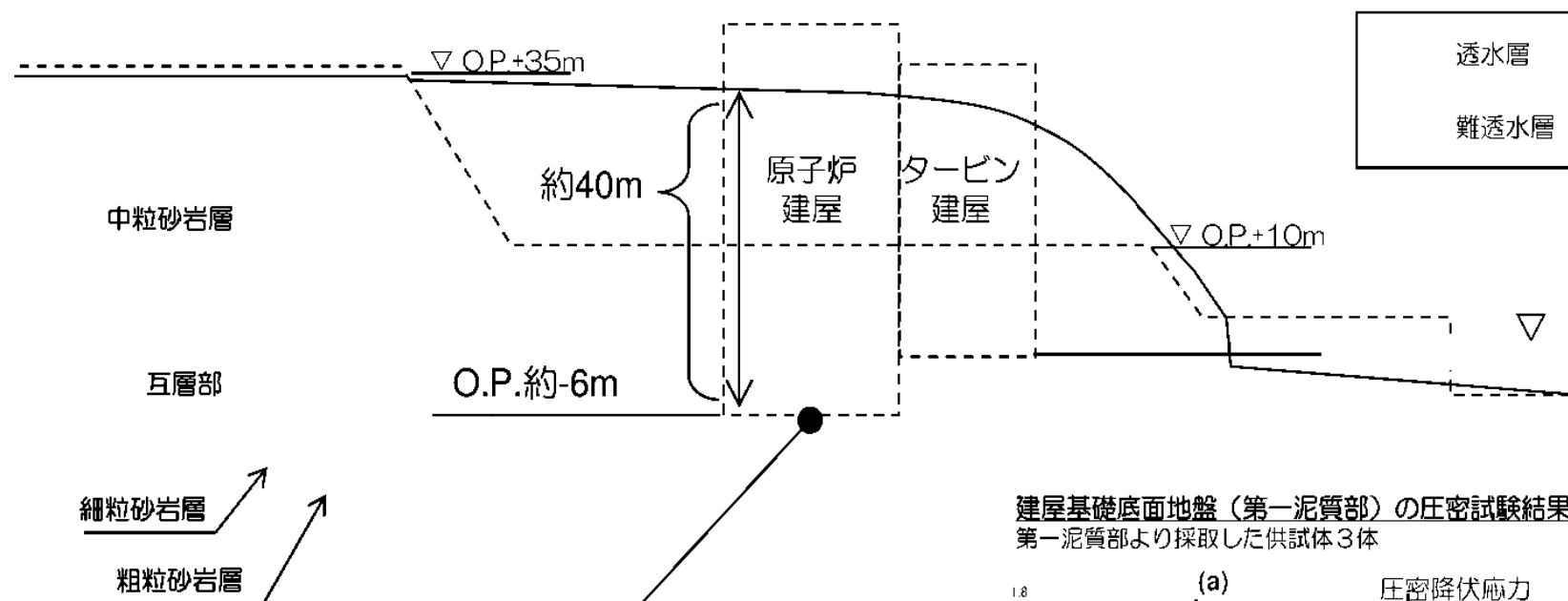
1.1 建屋基礎地盤の沈下量の算定（保守的な条件）

(4) 地盤の荷重履歴

1.1 (4) 地盤の荷重履歴

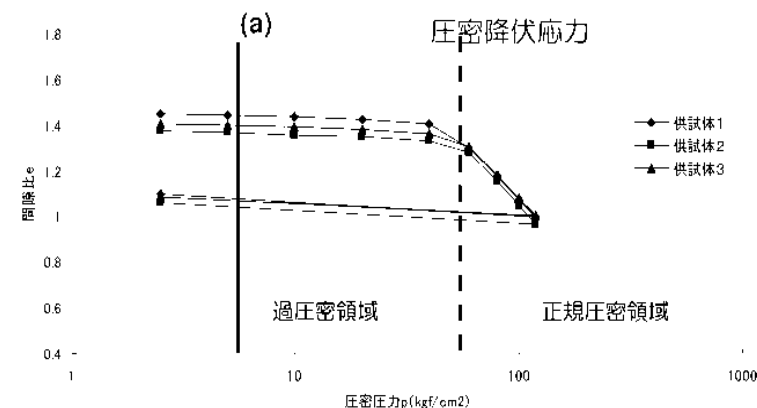
(a) 発電所建設前

- ・ 1～4号機建屋設置箇所は、造成前はO.P.+35m程度の丘陵地であった。
- ・ そのため、建屋基礎底面地盤には相当の上載荷重が作用していたこととなり、十分に圧縮・圧密していたことが想定される。



①全応力 σ	②間隙水圧 u	③有効応力 σ' (=①-②)
約7.2 kgf/cm ²	約1.8 kgf/cm ²	約5.4 kgf/cm ²
原子炉建屋基礎地盤付近での土被約40m、湿潤密度1.8g/cm ³ として想定	「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書」より当時の水位をO.P.+12m程度として想定	(①-②)より算出

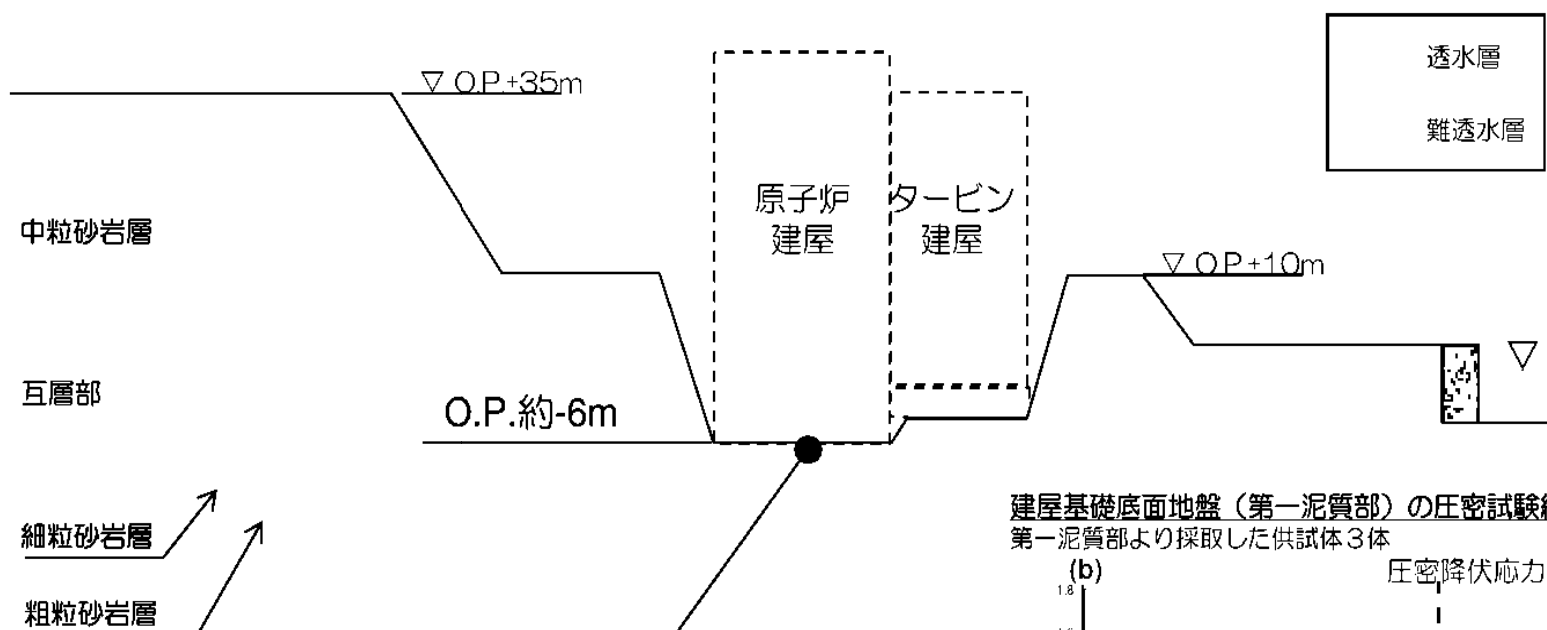
建屋基礎底面地盤（第一泥質部）の圧密試験結果
第一泥質部より採取した供試体3体



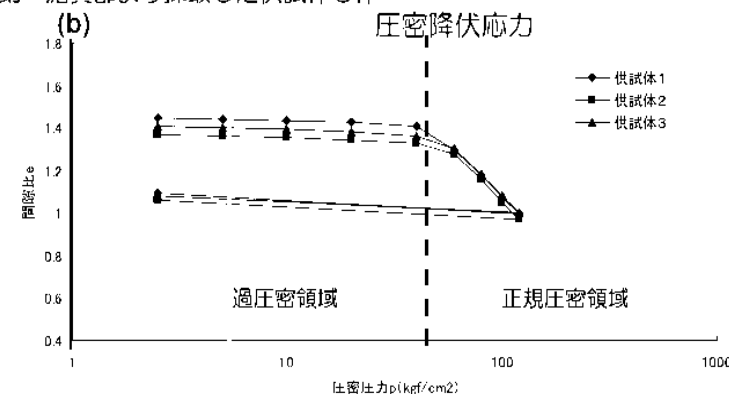
1.1 (4) 地盤の荷重履歴

(b) 発電所建設前（切土後）

- ・ 1～4号機建屋設置に当たっては、基盤となる岩盤面を露出させるため、O.P.-6～7m程度まで掘削し、その上に各建屋を構築した。
- ・ そのため、建屋基礎底面地盤は、上部地盤相当の上載荷重が除荷される。



建屋基礎底面地盤（第一泥質部）の圧密試験結果
第一泥質部より採取した供試体3体

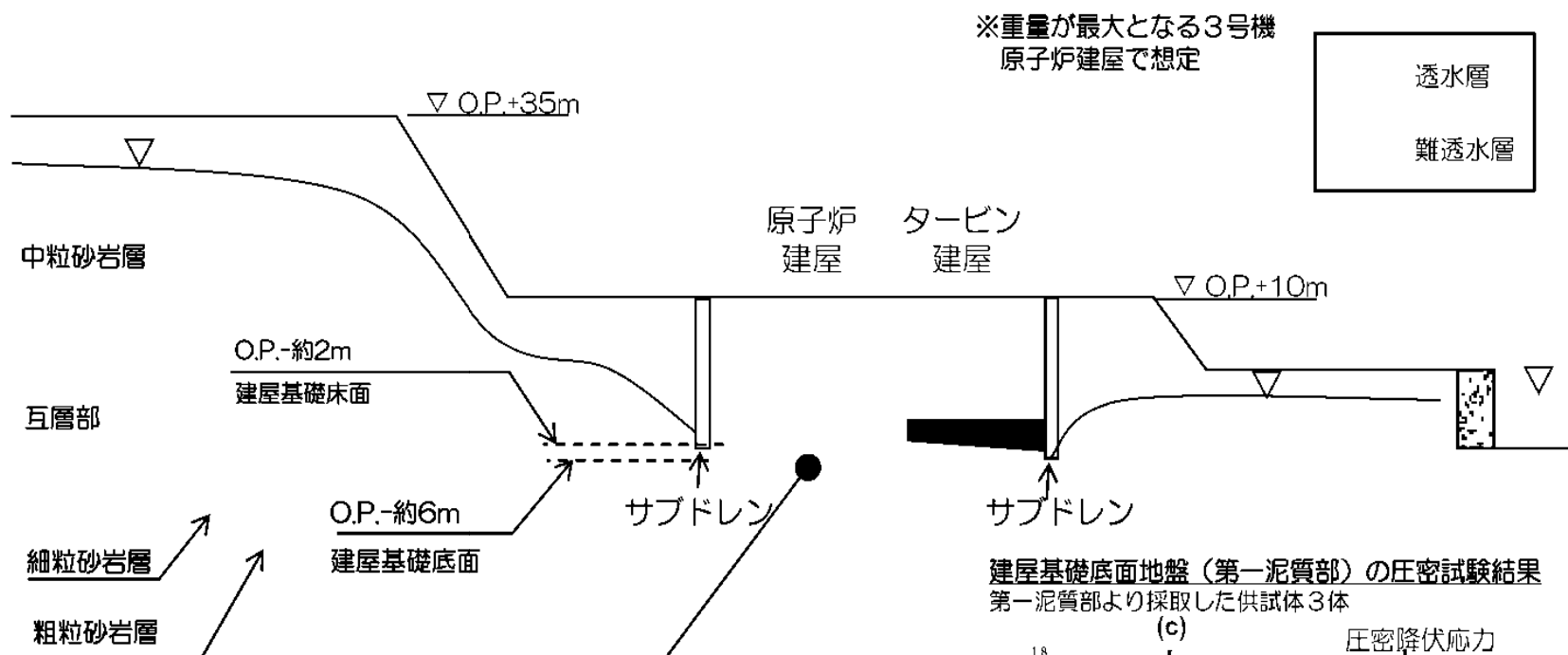


①全応力 σ	②間隙水圧 u	③有効応力 σ' (=①-②)
0 kgf/cm ²	0 kgf/cm ²	0 kgf/cm ²
・ 基盤となる岩盤面を露出させて、上載荷重が除荷されたためゼロとした。		

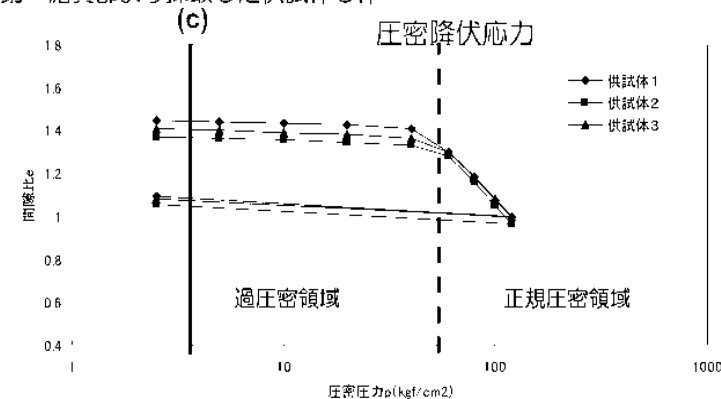
1.1 (4) 地盤の荷重履歴

(c) 運転時（震災前）

- ・ 建屋基礎底面地盤は、建屋・機器重量の上載荷重による圧縮力を受ける。
- ・ 運転中は、建屋周囲に配置したサブドレンにより、建屋周りの地下水位を原子炉建屋の床面付近まで低下させていた。



建屋基礎底面地盤（第一泥質部）の圧密試験結果
第一泥質部より採取した供試体3体

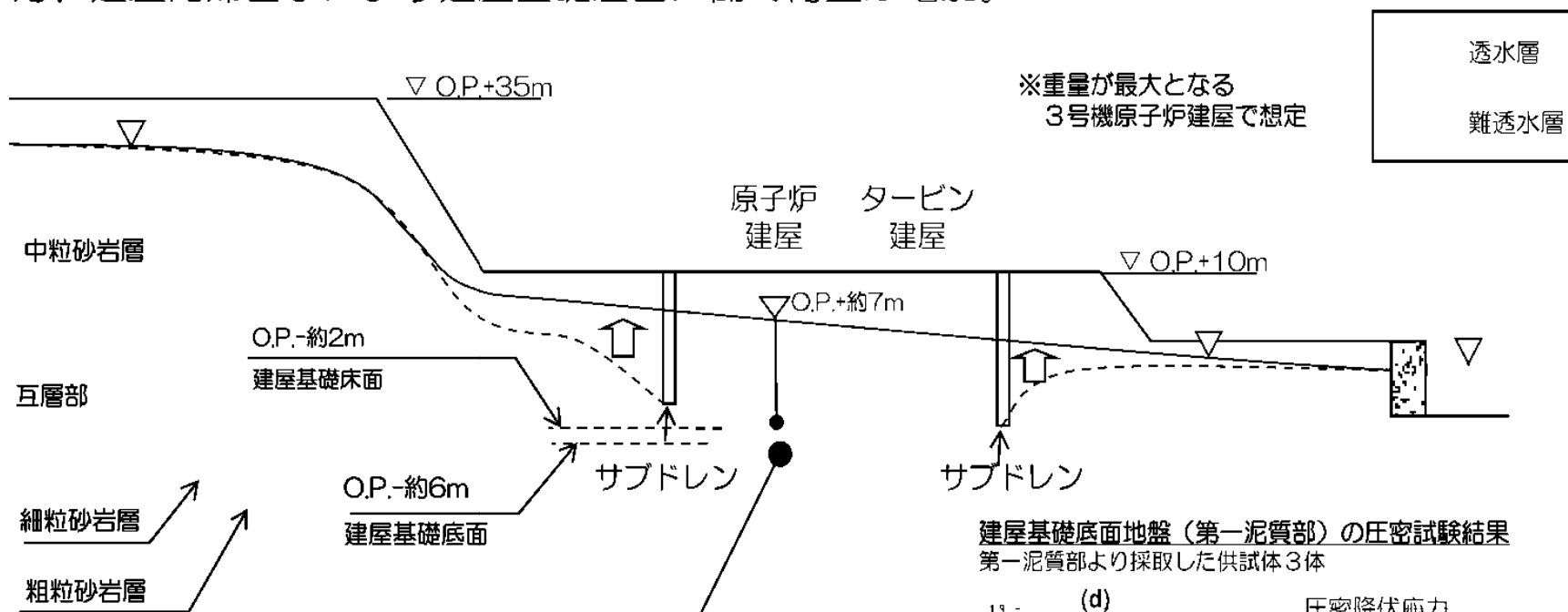


①全応力 σ	②間隙水圧 u	③有効応力 σ' (=①-②)
約4.1kgf/cm ²	約0.4kgf/cm ²	約3.7kgf/cm ²
重量が最大となる3号機原子炉建屋基礎底面の上載圧で想定	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地下水位を原子炉建屋の床面付近まで低下させた場合を想定 ・ 建屋基礎厚さ：4m 	(①-②) より算出

1.1(4)地盤の荷重履歴

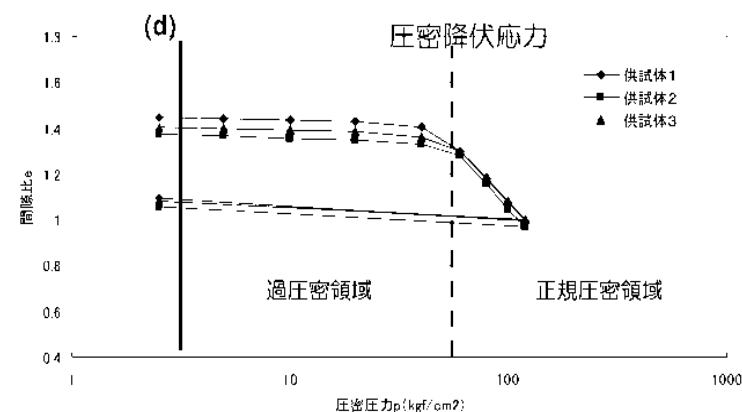
(d)震災後

- ・サブドレンが停止し、建屋周りの地下水位が上昇。
- ・地下水位が上昇したことにより、建屋基礎底面に働く地下水の揚圧力（浮力）が震災前より増加。
- ・一方、建屋内滞留水により建屋基礎底面に働く荷重が増加。



①全応力 σ	②間隙水圧 u	③有効応力 σ' (=①-②)
約4.5kgf/cm ²	約1.3kgf/cm ²	約3.2kgf/cm ²
重量が最大となる3号機原子炉建屋基礎底面の上載圧で想定（滞留水・カバ一等の荷重を考慮）	現状の地下水位より想定	((①-②)より算出)

建屋基礎底面地盤（第一泥質部）の圧密試験結果
第一泥質部より採取した供試体3体



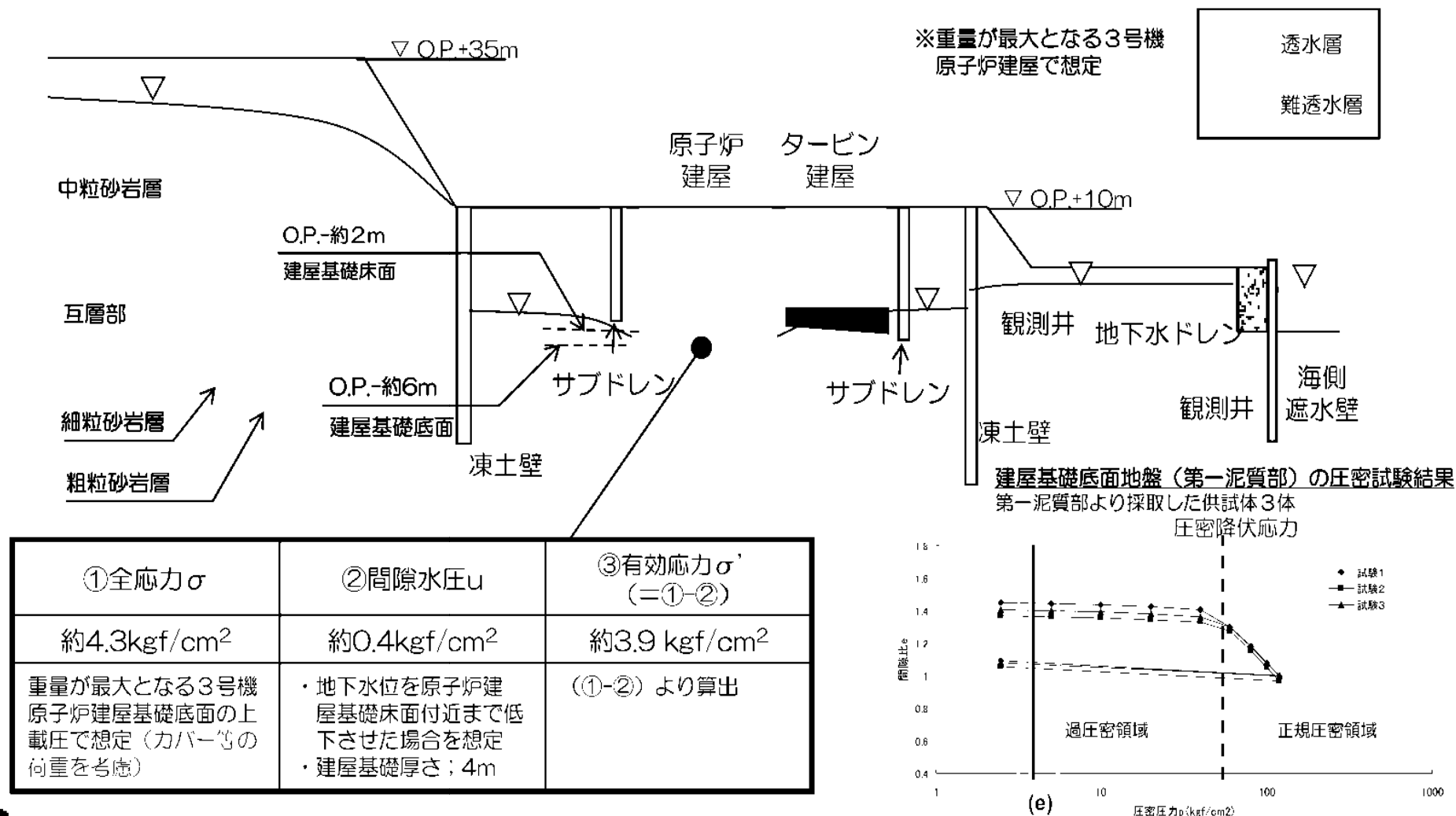
1.1 (4) 地盤の荷重履歴

論点整理 2.A.

論点整理 3.B.

(e) 凍土壁造成後

- ・ 凍土壁造成後、建屋水位を原子炉建屋基礎床面（O.P.+1～-2程度）付近まで低下し、滞留水分の荷重が低下。
- ・ 地下水位低下に伴い、建屋基礎底面に働く地下水の揚圧力（浮力）が凍土壁造成前よりも低下。



1.1(4)地盤の荷重履歴

■地盤の荷重履歴のまとめ

- ・ 建屋基礎地盤に作用する応力は、地盤沈下が顕著になる圧密降伏応力 (54kgf/cm^2) に対し、建屋設置後 (c) 運転時 (震災前) ~ (d) 震災後 ~ (e) 凍土壁造成後) は、 $3\sim 4\text{kgf/cm}^2$ 程度であり、十分な余裕がある。
- ・ 凍土壁造成後 (e) は、現状に対し建屋基礎地盤の有効応力が 1kgf/cm^2 程度増加することになるが、震災前も同様にサブドレンで水位低下させていたことから、震災前の状態 (c) と同程度となる。

1.1 建屋基礎地盤の沈下量の算定（保守的な条件での最大値）

(5) 沈下量の算定

1.1 (5) 沈下量の算定

沈下量の算定方法の概要

(d)震災後（現状）から(e)凍土壁造成後に至る建屋基礎地盤の沈下量を保守的に算定する。

○対象箇所

- ・ 1～4号機の原子炉建屋・タービン建屋について、建屋四隅の地点に地下水位・水圧の低下に伴い発生する基礎地盤の沈下量（32箇所）を試算。
（R/B:1～4号機×4箇所 および T/B:1～4号機×4箇所）

○計算方法

- ・ 試算位置において、砂岩層と泥質部の変形量を地層ごとに計算し、総和をその地点の地盤沈下量とした。
- ・ 各地層の扱いは以下の通りとした。
 - ┌ 砂岩層；互層（砂岩）、細粒砂岩層、粗粒砂岩層
 - └ 泥質部；泥質部、互層（泥岩）
- ・ 砂岩層は、弾性圧縮による変形量を一次元計算で算出。
- ・ 泥質部は、岩盤圧密試験の結果に基づいて変形量を一次元計算で算出。

1.1 (5) 沈下量の算定

■基礎地盤の沈下量試算方法

■ 現状及び地下水位低下後それぞれについて、以下の手順で試算位置における各地層の有効応力 σ' を算定し、有効応力増分 $\Delta\sigma'$ を算定。

- ① 各地層の上載荷重（建屋自重・上層地盤自重）から、地中の全応力 σ を算定。
- ② 地下水位設定より、深度を考慮して地中の間隙水圧 u を算定。
- ③ 上記より地中の有効応力 $\sigma' (= \sigma - u)$ を算定し、 $\Delta\sigma'$ を算定。

■ 各地層について、現状と地下水位低下後の有効応力増分 $\Delta\sigma'$ から、各地層のひずみ ε を算定。

・ 砂岩層； $\varepsilon = \Delta\sigma' / E_0$

※ ここに、 ΔE_0 ；初期変形係数

・ 泥質部； $\varepsilon = \Delta e / (1 + e_0)$ ※欄外参照

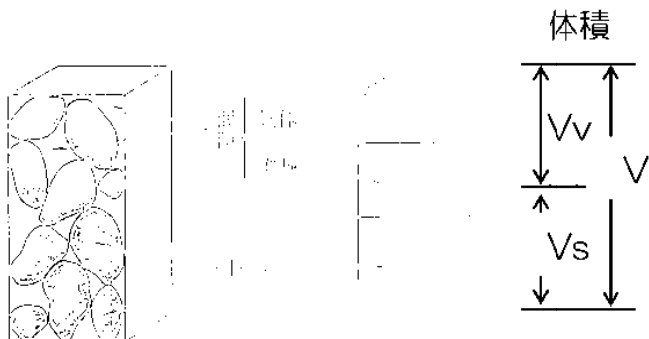
$\Delta e = 0.0205 \times \log((P + \Delta P) / P)$ $\because e = 1.4153 - 0.0205 \times \log P$ の関係（次頁）より

$\Delta P = \Delta\sigma'$

※ ここに、 Δe ；間隙比変化量、 e_0 ；初期状態（現状）の間隙比、 P ；圧密圧力（ $= \sigma'$ ）（単位；kgf/cm²）

・ 互層；砂岩層と泥質部を層厚比（構成比）4：6とし、上記に基づき算定

■ ひずみに土層厚を乗じることにより各地層の変形量を算定、総和を沈下量として評価。



※体積 V の土の中に含まれる土粒子の体積を V_s 、間隙の体積を V_v とすれば、間隙比 e は次の式で定義される。

$$e = V_v / V_s$$

ここで、 $V_s = 1$ とすると、 V_v 、 V は e を用いて以下の通りとなる。

$$V_v = e, V = 1 + e$$

よって、ひずみ ε は以下の通りとなる。

$$\varepsilon = \Delta V_v / V = \Delta e / (1 + e_0)$$

1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件①（条件一覧）

	現状（(d)震災後）	地下水低下後（(e)凍土壁造成後）	備考
地下水位	各透水層の建屋海・山側の測定値（サブドレン・地下水観測井）より、建屋直下の地下水位を線形補完し設定 ※ 細粒・粗粒砂岩層は同一水位とした	各透水層全て、1～4号機建屋のうち最も深い2～4号機原子炉建屋基礎上面の標高（O.P. -2.06m）を地下水位とした。	沈下量試算位置毎に設定
建屋荷重条件	滞留水等の付加重量を含む荷重	左記より滞留水重量を差し引いた荷重	
土層厚	ボーリング調査結果に基づき作成した三次元地質構造モデルに基づき設定		沈下量試算位置毎に設定
地盤物性値	<p>【湿潤単位体積重量 γ_t (g/cm³)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・砂岩層：1.84 ・泥質部：1.71 <p>【変形特性】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・砂岩層；$\sigma' = E_0 \cdot \varepsilon$ ここで、E_0：初期変形係数 ※1 今回の試算における応力状態の変化量（約0.7kgf/cm²、3号機原子炉建屋下面センター）は破壊強度（13.3kgf/cm²）に対して十分に小さいため変形係数Eについては初期変形係数E_0を使用。 ※2 三軸圧縮試験結果に基づき、以下の通り設定。 $E_0 = 124P + 963$（P：有効上載圧、単位：kgf/cm²） ・泥質部；$e = 1.4153 - 0.0205 \times \log P$（単位：kgf/cm²） ※ 圧密試験結果に基づき設定（第一泥質部より採取した供試体3体の試験結果（過圧密領域）を線形近似したもの） 		<p>泥質部の変形特性のみ今回設定。</p> <p>上記以外は福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書等に準拠。</p>

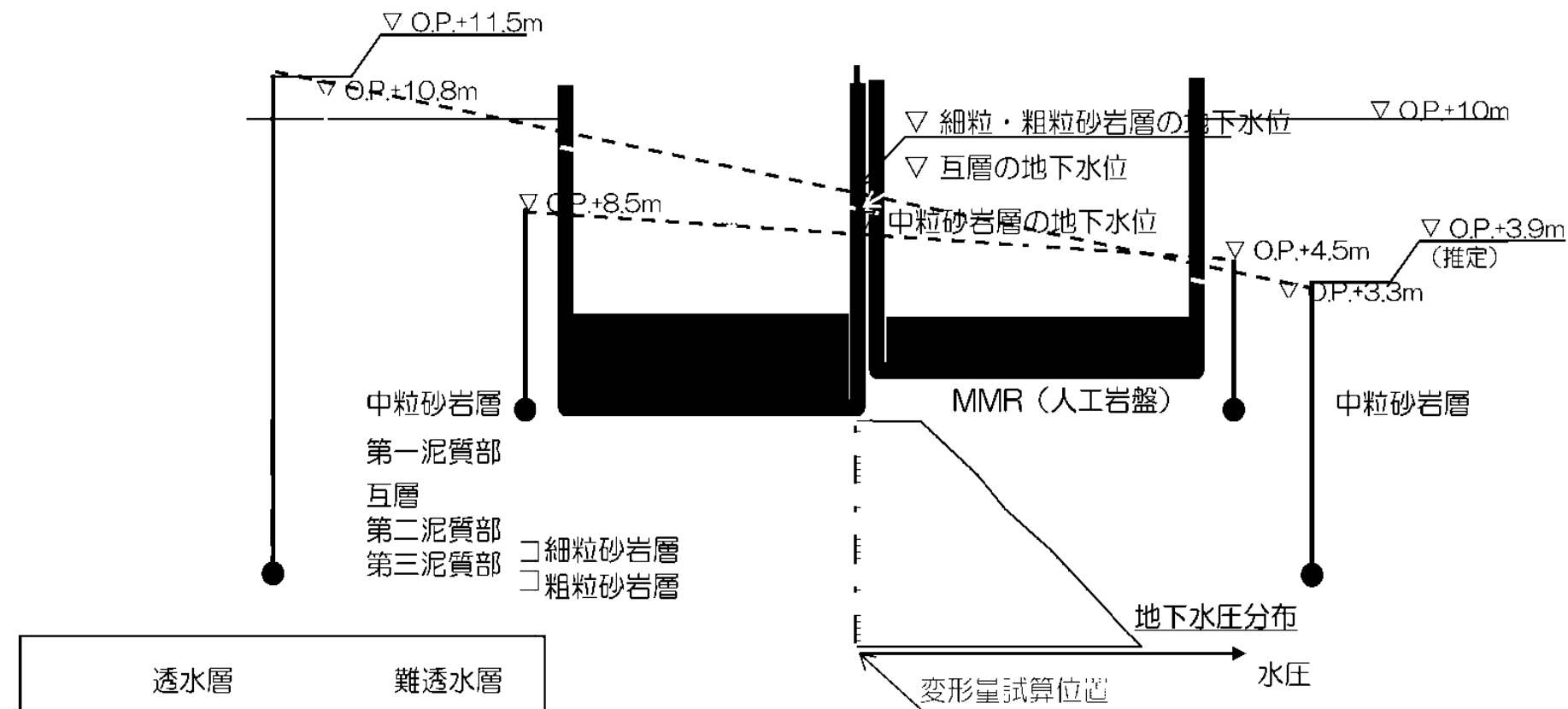
1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件②（地下水位の設定）現状

- 現状（(d)震災後）の地下水位は各透水層の至近の1年間（H25.4～）の測定値の平均値を用いて以下の通り設定。
 - ・ 中粒砂岩層；山側 O.P.+8.5m（サブドレンNo.45）、海側 O.P.+4.5m
 - ・ 互層；山側 O.P.+10.8m（J⑤）、海側 O.P.+3.3m（J④、⑦）
 - ・ 細粒・粗粒砂岩層；山側 O.P.+11.5m（J③）、海側 O.P.+3.9m（J③及び互層水位より推定）
- 難透水層の地下水圧は上下に接する各透水層の地下水圧より線形補完し設定。

山側

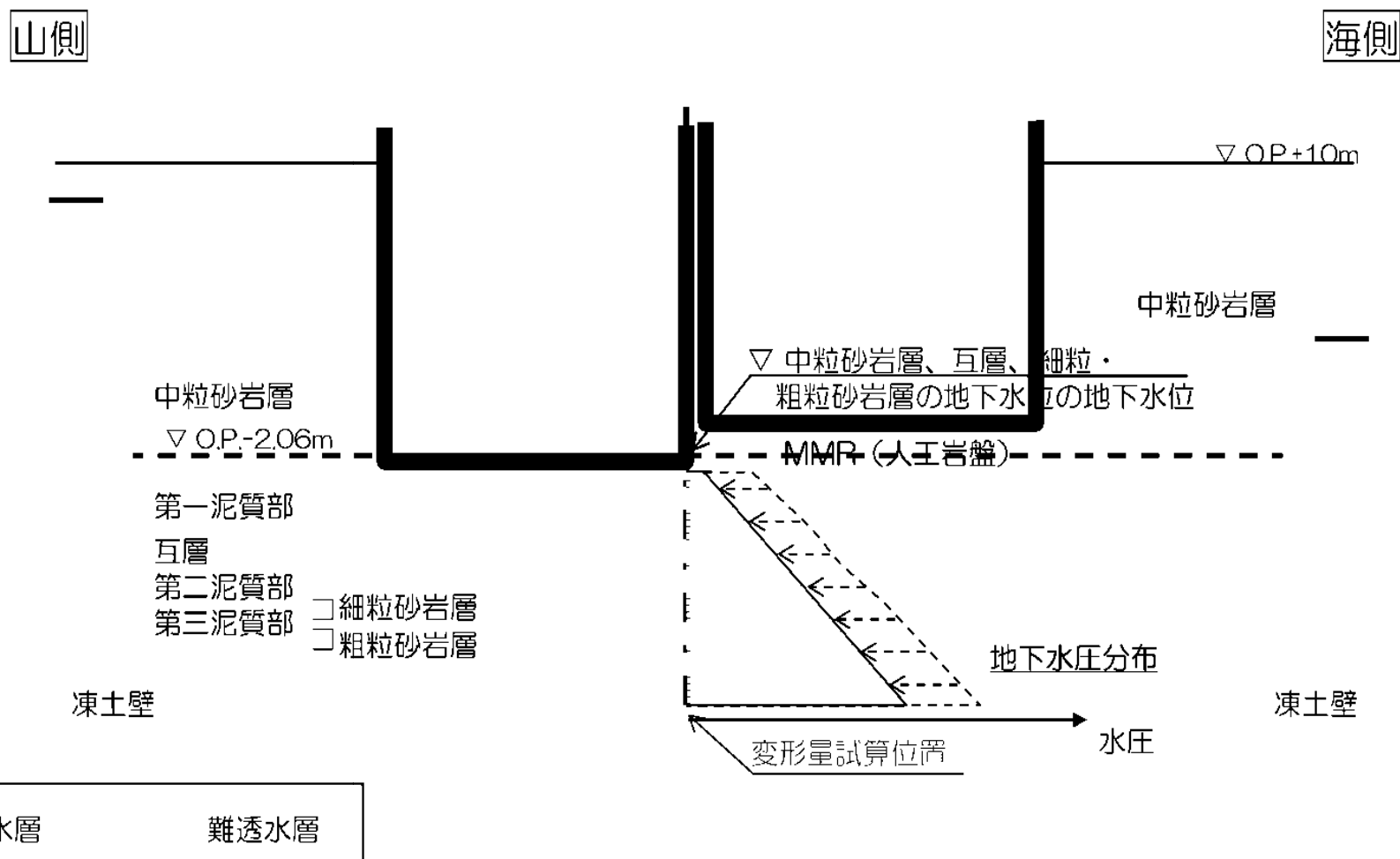
海側



1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件③（地下水位の設定）地下水低下後

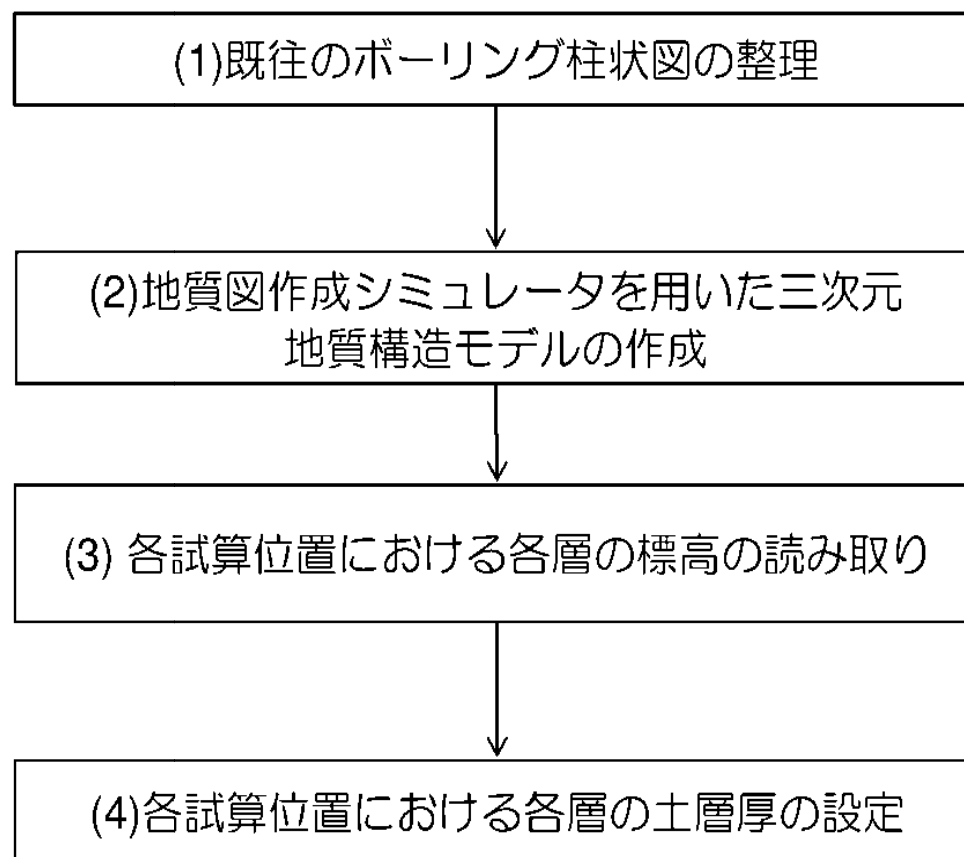
- 地下水低下後（(e)凍土壁造成後）の地下水位は2～4号機原子炉建屋基礎上面の標高（O.P.-2.06m）として設定。
- 難透水層の地下水圧は上下に接する各透水層の地下水圧より線形補完し設定。



1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件④（土層厚の設定）

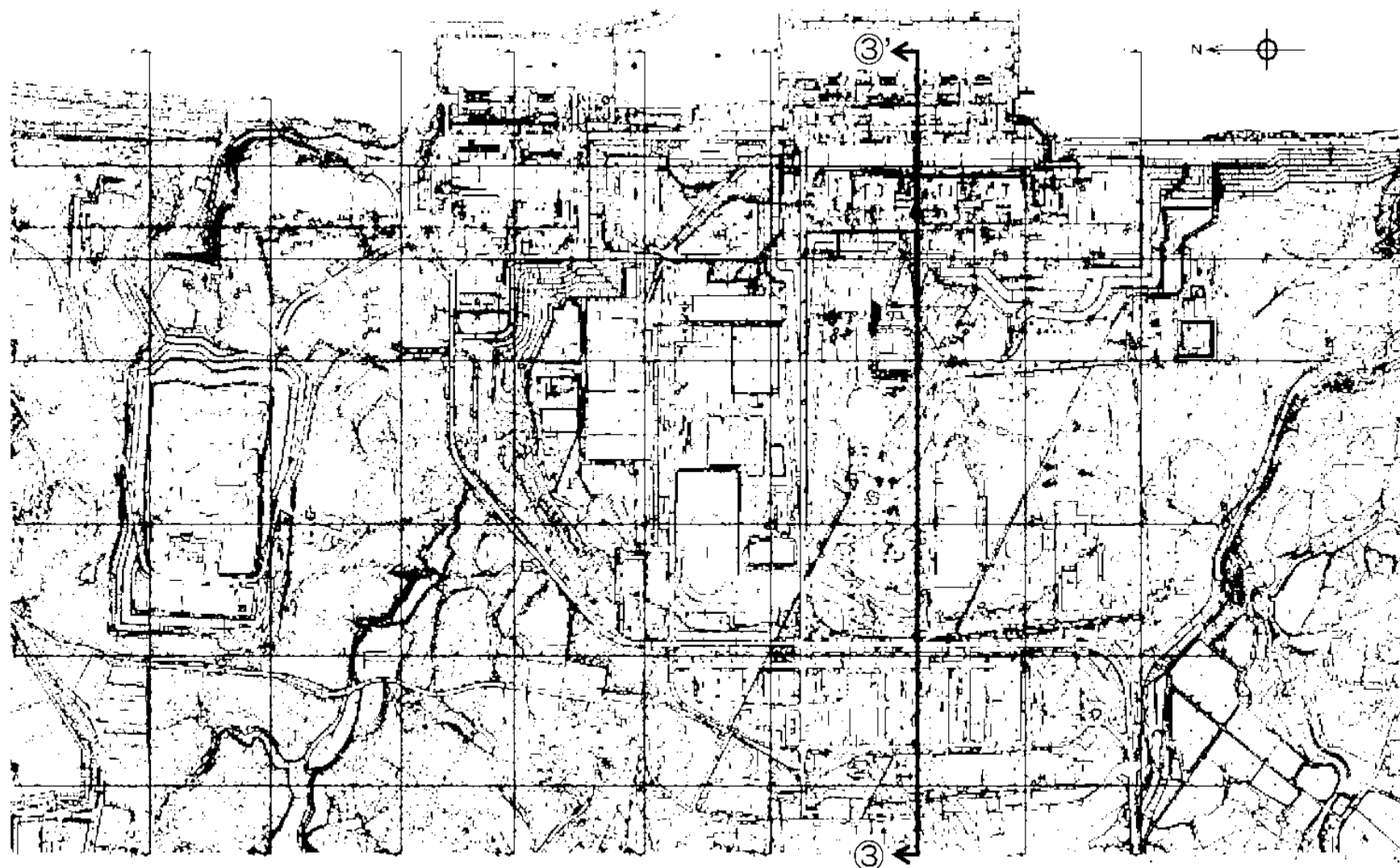
- ・ 既往のボーリング柱状図を用い、地質図作成シミュレータで発電所敷地周辺の三次元地質構造モデルに基づき、各試算位置における土層厚を設定。



1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件④（土層厚の設定）

(1) 既往のボーリング柱状図の整理



ボーリング位置図

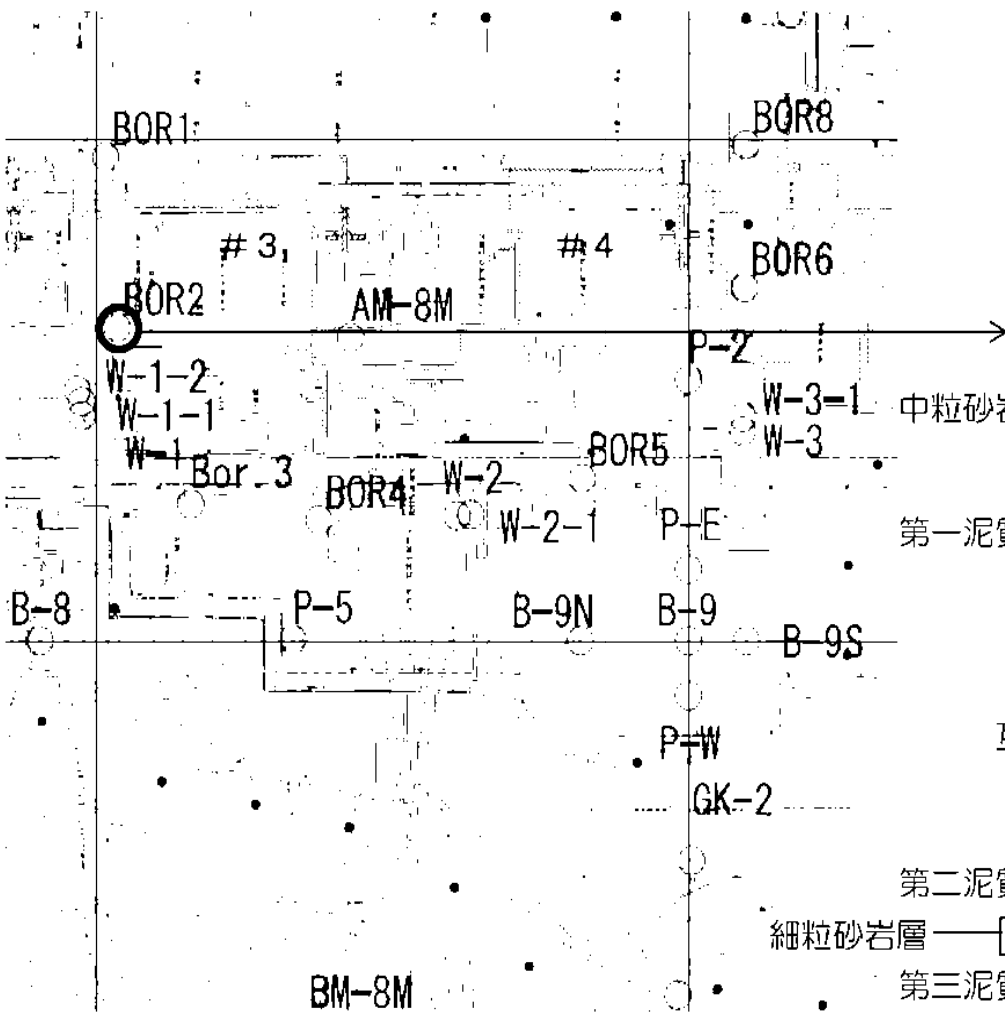
ボーリング柱状図

工事名		試験番号		試験位置		X = 299.30 Y = 465.71						
非等用電線溝の立ち上がり杭打の地系地質調査		B09-2		試験位置		X = 299.30 Y = 465.71						
期 間		1995年4月11日～1995年4月14日		掘削機		D-1100-1-24						
孔口標高		0.14 m		掘削深度		5.3 m						
調査会社		東京電力株式会社		コア採取者		東京電力株式会社						
深度	層 高	柱状図	地層名	色 調	記 事	硬 軟	風 化 状 況	計測 値	コア 採取 状況	コア 採取 状況	R. Q. D	最大コア長 (cm)
			砂土・砂岩	黄色	0.14～0.17 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.17～0.19 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.19～0.21 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.21～0.23 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.23～0.25 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.25～0.27 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.27～0.29 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.29～0.31 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.31～0.33 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.33～0.35 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.35～0.37 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.37～0.39 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.39～0.41 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.41～0.43 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.43～0.45 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.45～0.47 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.47～0.49 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.49～0.51 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.51～0.53 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.53～0.55 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.55～0.57 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.57～0.59 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.59～0.61 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.61～0.63 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.63～0.65 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.65～0.67 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.67～0.69 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.69～0.71 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.71～0.73 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.73～0.75 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.75～0.77 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.77～0.79 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.79～0.81 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.81～0.83 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.83～0.85 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.85～0.87 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.87～0.89 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.89～0.91 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.91～0.93 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.93～0.95 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.95～0.97 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.97～0.99 中粒砂岩なる砂岩である							
					0.99～1.01 中粒砂岩なる砂岩である							

1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件⑤（土層厚の設定）

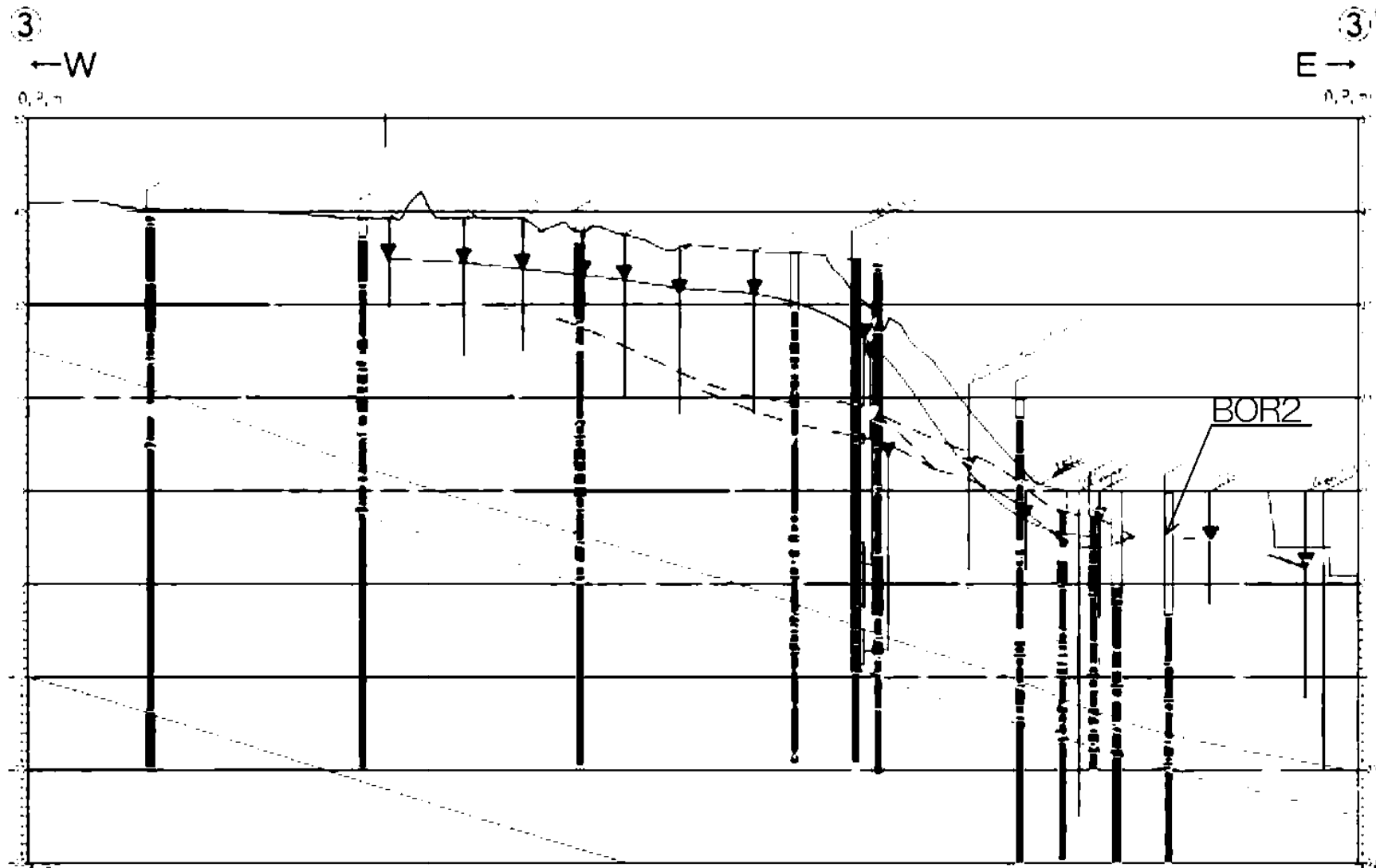
(1)既往のボーリング柱状図の整理



1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件⑥（土層厚の設定）

(3) 地質図作成シミュレータを用いた三次元地質構造モデルの作成

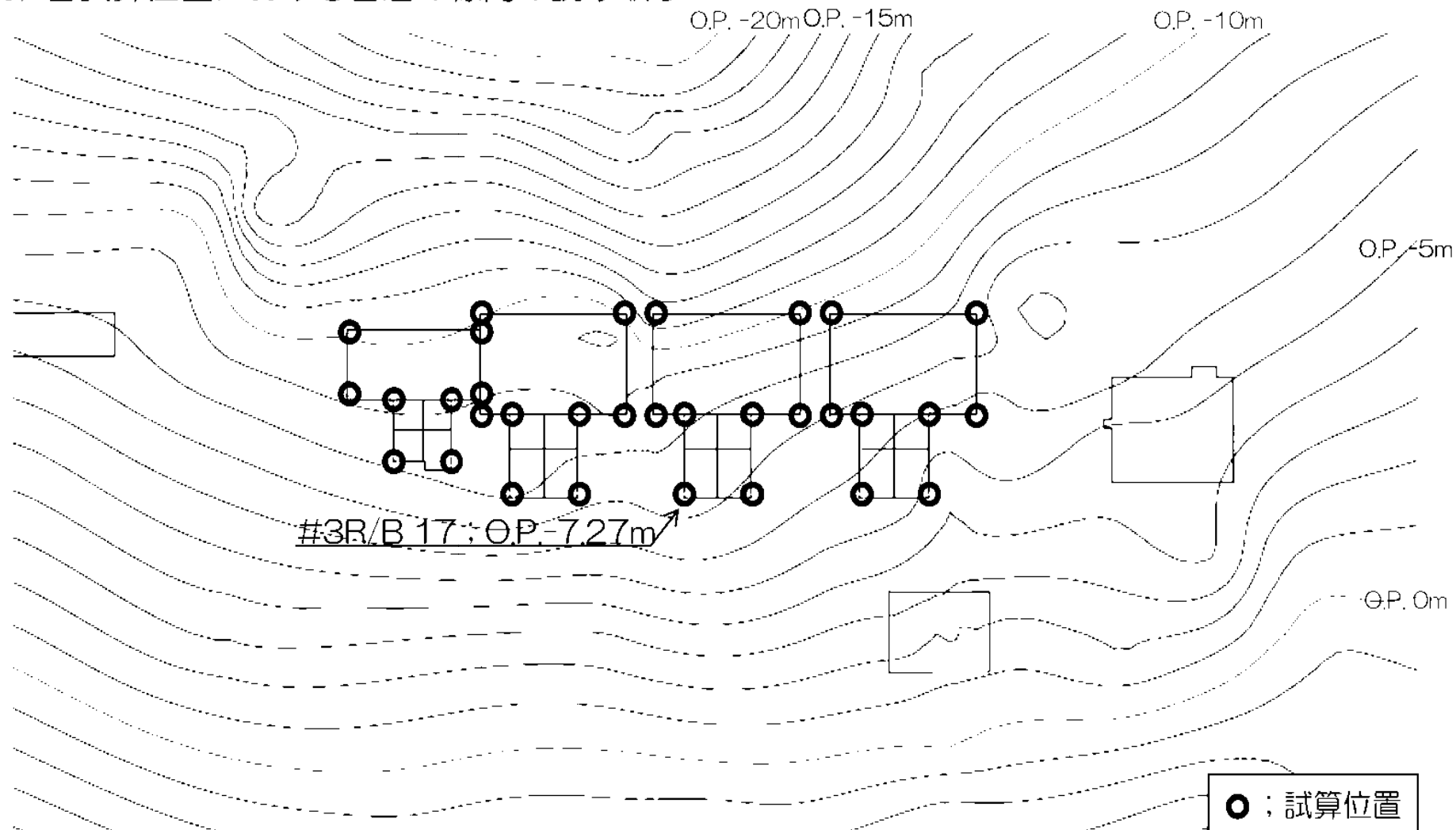


作成した三次元地質構造モデルの断面図（③-③'断面）

1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件⑦（土層厚の設定）

(3) 各試算位置における各層の標高の読み取り



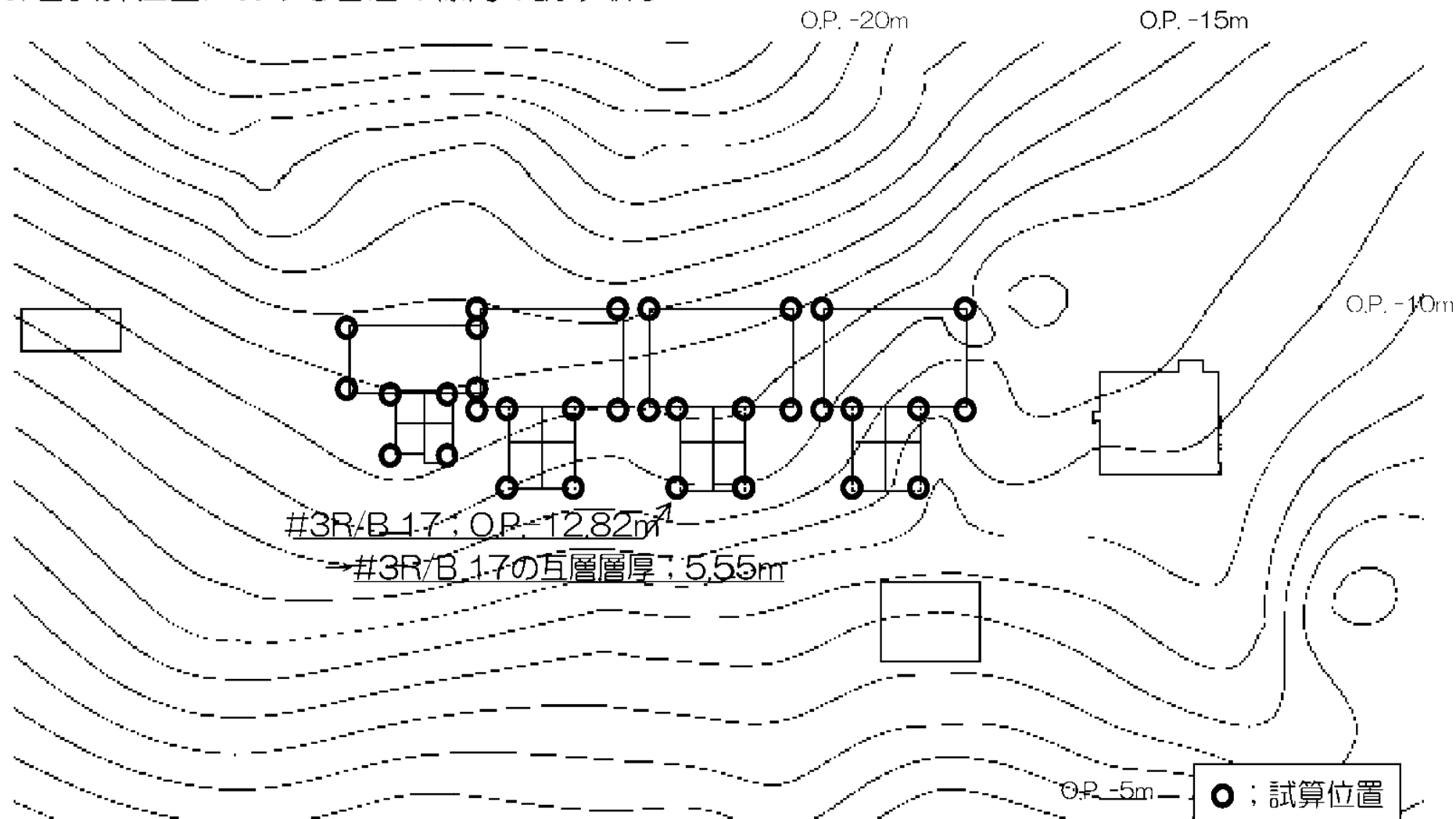
※ 三次元地質構造モデルでは東日本大震災による広域的な沈下（70cm）を考慮している

三次元地質構造モデルによる互層上限のコンター

1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件⑧（土層厚の設定）

(3) 各試算位置における各層の標高の読み取り



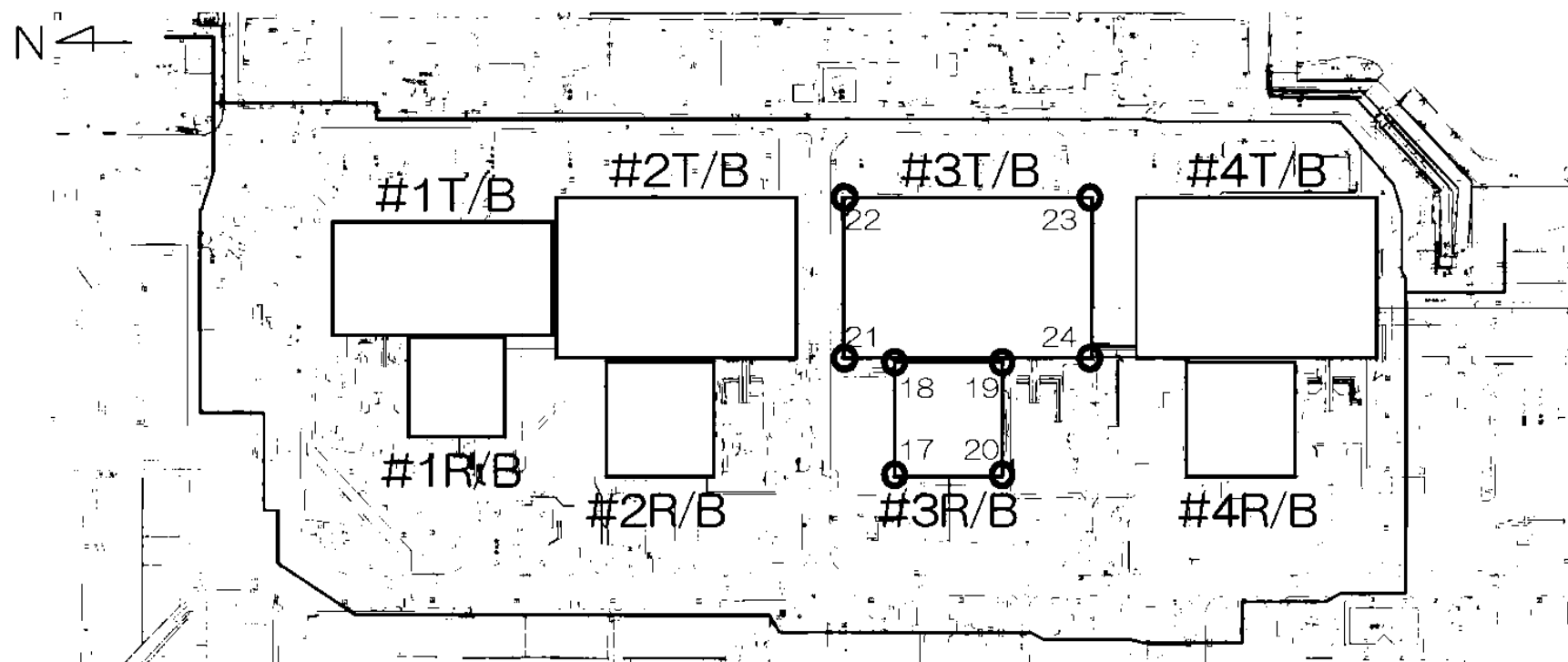
※ 三次元地質構造モデルでは東日本大震災による広域的な沈下（70cm）を考慮している

三次元地質構造モデルによる互層下限のコンター

1.1 (5) 沈下量の算定

■計算条件⑨（土層厚の設定）

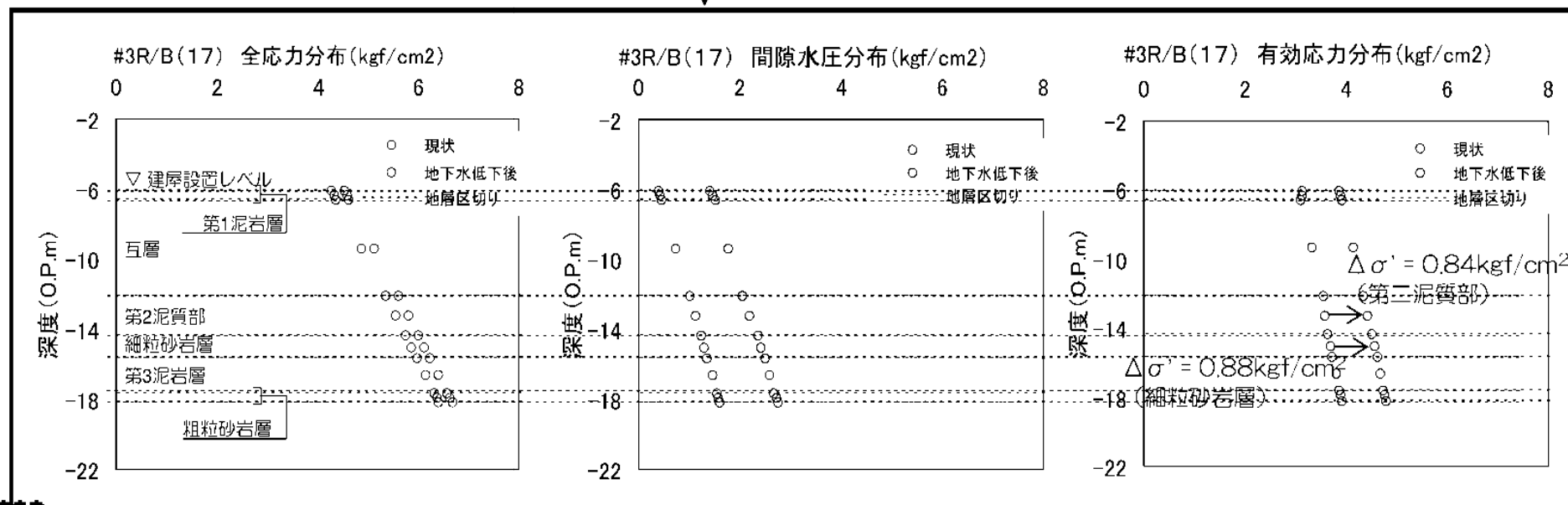
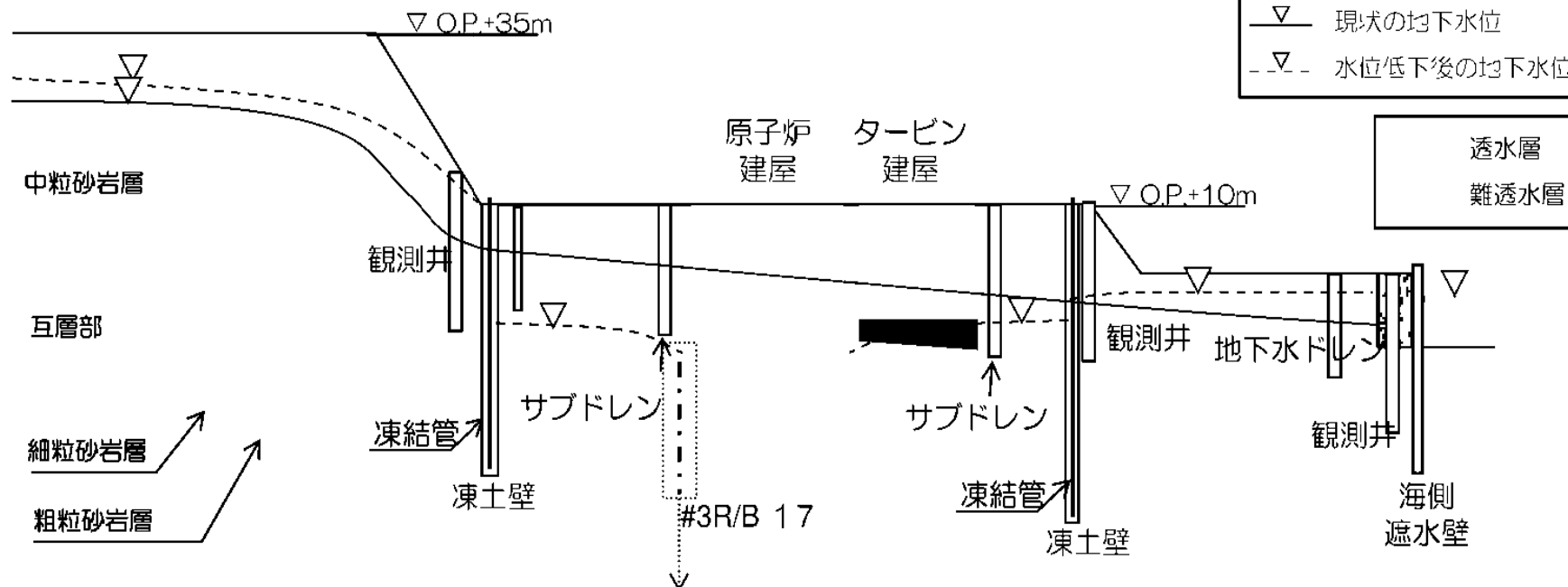
(4) 各試算位置における各層の土層厚の設定



土層厚 (m)	#3R/B 17	#3R/B 18	#3R/B 19	#3R/B 20	#3T/B 21	#3T/B 22	#3T/B 23	#3T/B 24
MMR	-	-	-	-	1.70	3.80	3.80	1.70
第1泥質部	0.51	1.49	0.94	0.00	4.61	5.35	3.75	3.30
互層	5.55	5.88	6.31	5.97	5.44	4.61	5.17	6.19
第2泥質部	2.24	2.86	2.83	2.49	2.87	3.07	3.47	3.02
細粒砂岩層	1.29	1.50	1.28	1.53	1.62	1.02	0.87	1.29
第3泥質部	1.97	1.12	1.39	1.56	1.00	1.57	1.91	1.36
粗粒砂岩層	0.56	0.80	0.59	0.50	0.71	0.41	0.56	0.72

1.1(5) 沈下量の算定

■計算例（試算位置；#3R/B 17、有効応力増分 $\Delta\sigma'$ の算定）



1.1 (5) 沈下量の算定

■計算例（試算位置；#3R/B 17、ひずみ ε ・変形量の算定）

泥質部（試算位置；#3R/B 17、第二泥質部）

■ ひずみ ε の算定

$$\Delta P = \Delta \sigma' = 0.84 \text{ kgf/cm}^2, P = 3.58 \text{ kgf/cm}^2 \text{ (前頁の計算より)}$$

$$\Delta e = 0.0205 \times \log \left(\frac{P + \Delta P}{P} \right) = 0.0205 \times \log \left(\frac{3.58 + 0.84}{3.58} \right) = 0.0019$$

$$e_0 = 1.4153 - 0.0205 \times \log P = 1.4153 - 0.0205 \times \log 3.58 = 1.4039$$

$$\varepsilon = \Delta e / (1 + e_0) = 0.0019 / (1 + 1.4039) = 7.904 \times 10^{-4}$$

■ 変形量の算定

$$\Delta H = \varepsilon \times H_0 = 7.904 \times 10^{-4} \times 2.24 \text{ m} = \underline{2 \text{ mm}}$$

ここに、 H_0 ；土層厚（m）

砂岩層（試算位置；#3R/B 17、細粒砂岩層）

■ ひずみ ε の算定

$$\Delta \sigma' = 0.88 \text{ kgf/cm}^2, P = 3.68 \text{ kgf/cm}^2 \text{ (前頁の計算より)}$$

$$E_0 = 124P + 963 = 124 \times 3.68 + 963 = 1,419 \text{ kgf/cm}^2$$

$$\varepsilon = \Delta \sigma' / E_0 = 0.88 / 1,419 = 6.202 \times 10^{-4}$$

■ 変形量の算定

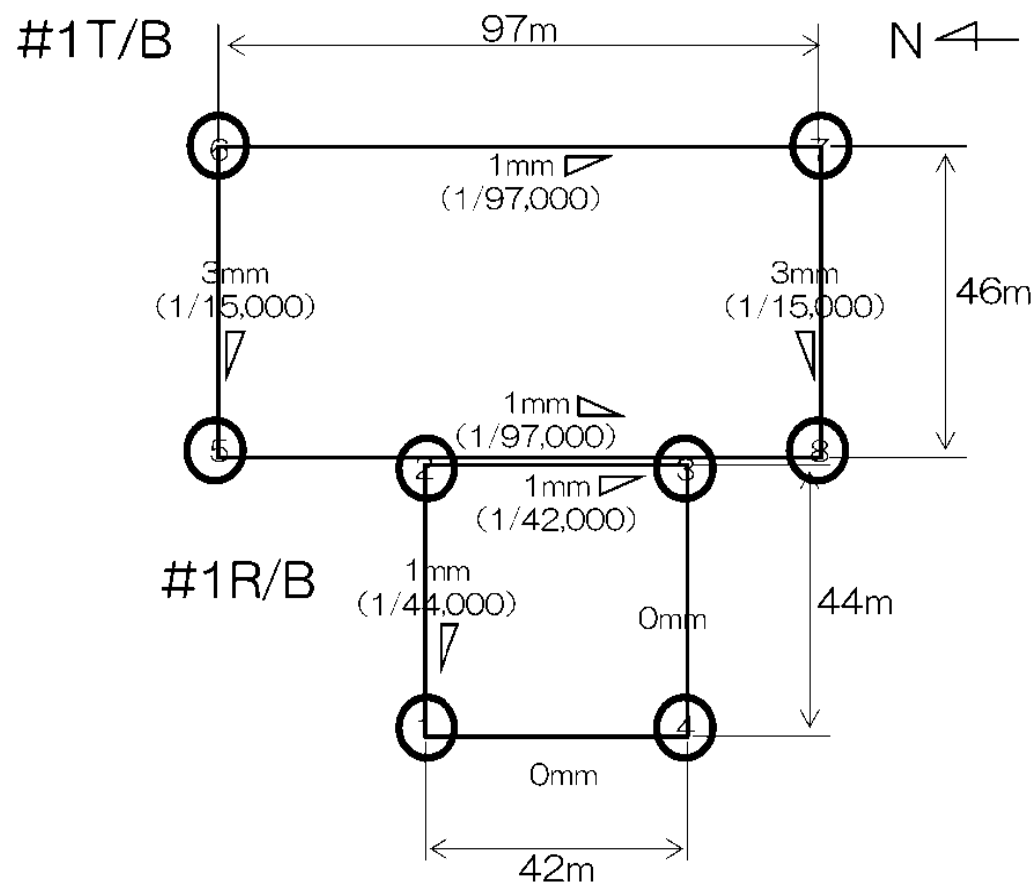
$$\Delta H = \varepsilon \times H_0 = 6.202 \times 10^{-4} \times 1.29 \text{ m} = \underline{1 \text{ mm}}$$

ここに、 H_0 ；土層厚（m）

■基礎地盤の変形量試算結果 (#1R/B・T/B)

変形量 (mm)	#1T/B 5	#1T/B 6	#1T/B 7	#1T/B 8
合計	-13	-10	-11	-14
第1泥質部	-6	-5	-5	-6
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-3	-2	-2	-3
第2泥質部	-2	-1	-2	-2
細粒砂岩層	0	0	0	-1
第3泥質部	-1	-1	-1	-1
粗粒砂岩層	0	0	0	0

変形量 (mm)	#1R/B 1	#1R/B 2	#1R/B 3	#1R/B 4
合計	-9	-8	-9	-9
第1泥質部	-3	-3	-3	-3
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-2	-2	-2	-2
第2泥質部	-1	-1	-1	-1
細粒砂岩層	-1	0	-1	-1
第3泥質部	-1	-1	-1	-1
粗粒砂岩層	0	0	0	0

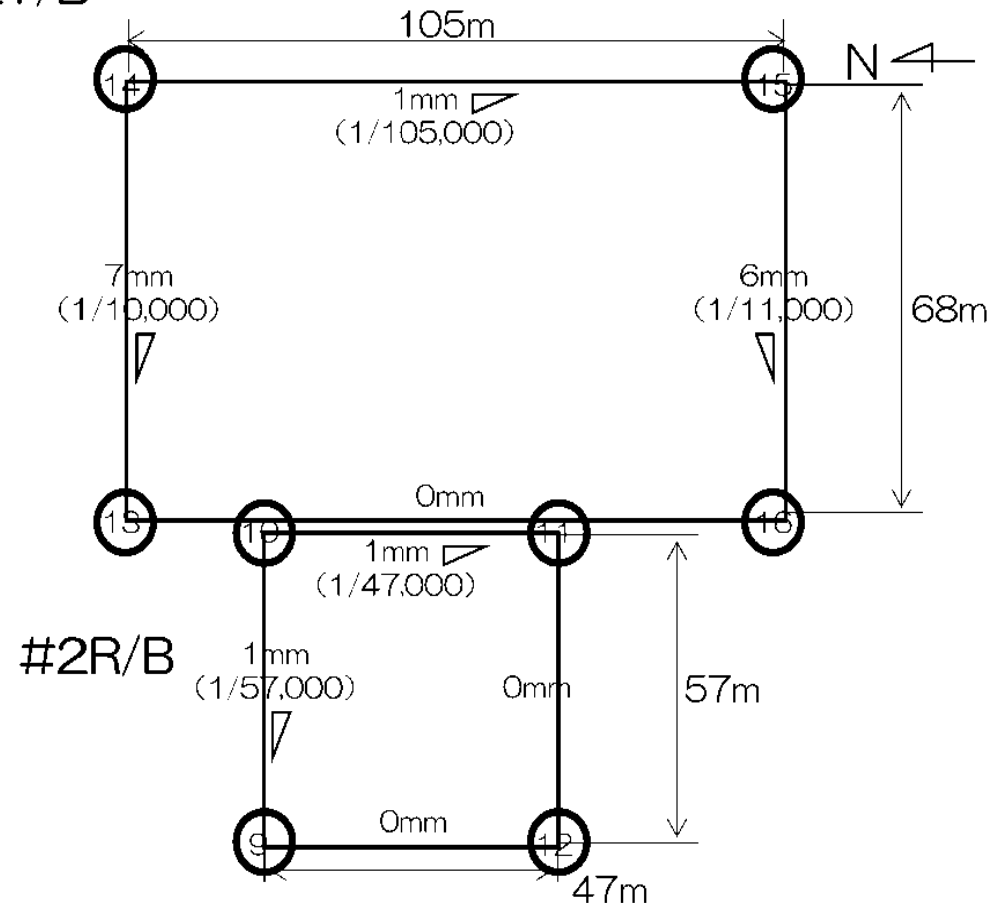


■基礎地盤の変形量試算結果 (#2R/B・T/B)

変形量 (mm)	#2T/B 13	#2T/B 14	#2T/B 15	#2T/B 16
合計	-16	-9	-10	-16
第1泥質部	-7	-3	-4	-7
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-4	-2	-2	-3
第2泥質部	-2	-2	-2	-3
細粒砂岩層	-1	0	-1	-1
第3泥質部	-1	-1	0	-1
粗粒砂岩層	0	0	0	0

変形量 (mm)	#2R/B 9	#2R/B 10	#2R/B 11	#2R/B 12
合計	-8	-7	-8	-8
第1泥質部	-1	-1	-1	0
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-3	-2	-2	-3
第2泥質部	-1	-1	-2	-2
細粒砂岩層	-2	-1	-1	-2
第3泥質部	0	-1	-1	0
粗粒砂岩層	0	0	0	0

#2T/B

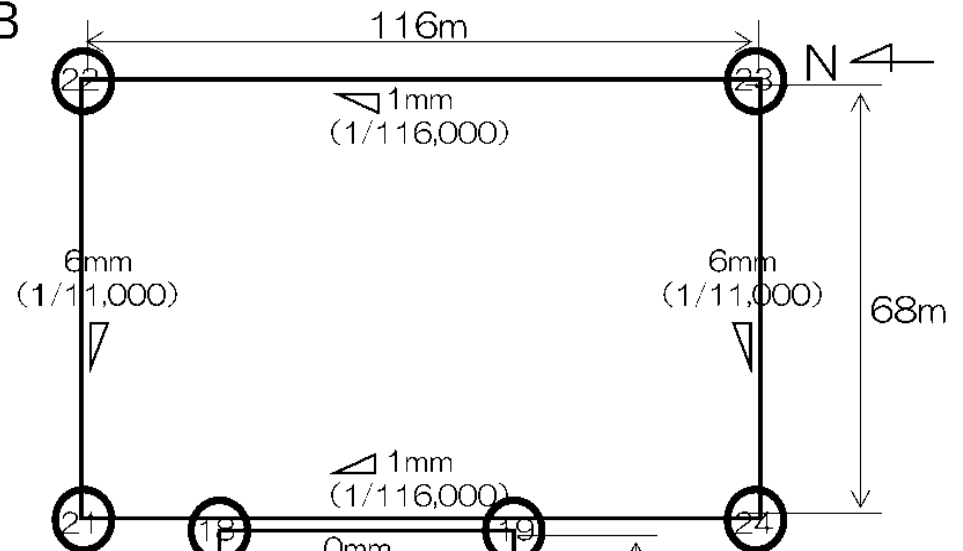


■基礎地盤の変形量試算結果 (#3R/B・T/B)

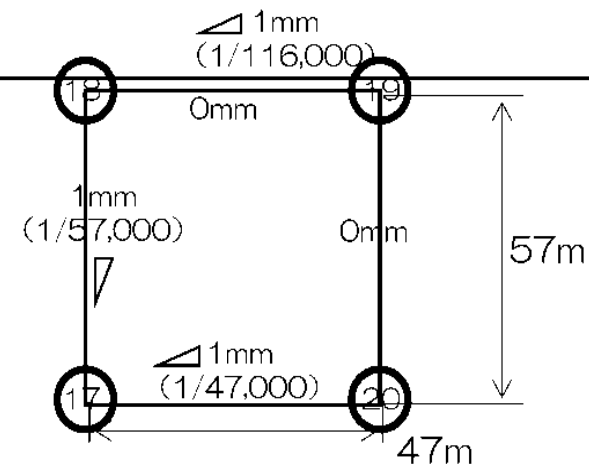
変形量 (mm)	#3T/B 21	#3T/B 22	#3T/B 23	#3T/B 24
合計	-16	-10	-9	-15
第1泥質部	-6	-4	-3	-5
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-4	-2	-2	-4
第2泥質部	-3	-2	-2	-3
細粒砂岩層	-1	0	0	-1
第3泥質部	-1	-1	-1	-1
粗粒砂岩層	0	0	0	0

変形量 (mm)	#3R/B 17	#3R/B 18	#3R/B 19	#3R/B 20
合計	-9	-8	-8	-8
第1泥質部	0	-1	-1	0
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-3	-2	-2	-3
第2泥質部	-2	-2	-2	-2
細粒砂岩層	-1	-1	-1	-1
第3泥質部	-2	-1	-1	-1
粗粒砂岩層	0	0	0	0

#3T/B



#3R/B



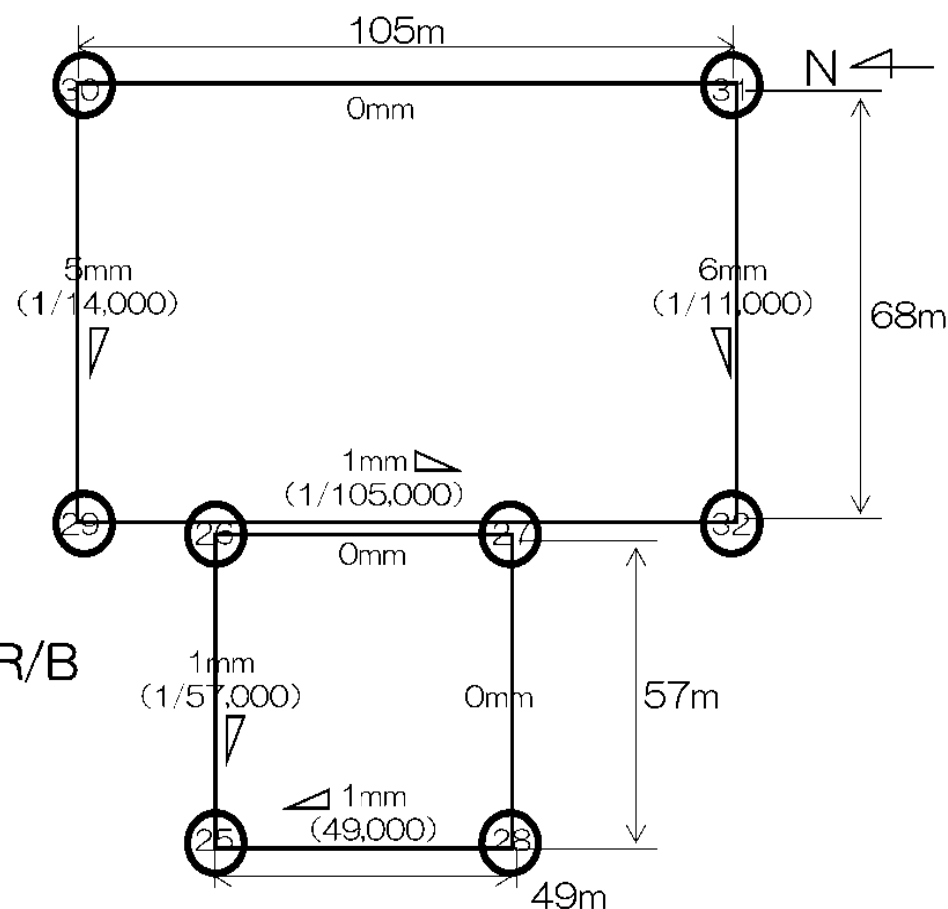
■基礎地盤の変形量試算結果 (#4R/B・T/B)

#4T/B

変形量 (mm)	#4T/B 29	#4T/B 30	#4T/B 31	#4T/B 32
合計	-14	-9	-9	-15
第1泥質部	-3	-3	-1	-1
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-4	-2	-3	-4
第2泥質部	-3	-2	-3	-4
細粒砂岩層	-1	0	0	0
第3泥質部	-1	-1	-1	-4
粗粒砂岩層	-1	0	0	-1

変形量 (mm)	#4R/B 25	#4R/B 26	#4R/B 27	#4R/B 28
合計	-6	-5	-5	-5
第1泥質部	-	-	-	-
互層(砂岩)	-	0	-	-
互層(泥岩)	-	0	-	-
第2泥質部	-3	-2	-2	-1
細粒砂岩層	-1	-1	-1	-1
第3泥質部	-1	-1	-1	-2
粗粒砂岩層	-1	-1	-1	-1

#4R/B



1.2 建屋基礎地盤の沈下量の評価

■建屋基礎底面の傾斜

- ・各建屋ごとに基礎底面の各辺の傾斜を算定した結果、発生する最大傾斜が、下記の日安値以下であることから、建屋基礎の安定上問題ないものと考えている。
- ・なお、「鉄筋コンクリート構造に構造的な障害が発生する限度角となる変形角の日安値」に対して余裕があることから、現状の建屋構造に有意な変化が生じることはなく、建屋構造部材や現状の滞留水管理に有害な影響を与えないものと考えている。

＜日安値＞

- ①基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（平成25年6月 原子力規制委員会）
→発電用原子炉施設の建屋基礎底面の傾きに対する日安値
- ②建築基礎構造設計指針（日本建築学会）
→鉄筋コンクリート造の建物に構造的な障害が発生する限度角となる変形角の日安値

		基礎底面の傾斜 (最大)	評価① (安定性評価に係る審査ガイド)	評価② (建築基礎構造設計指針)
			【目安値】 1/2,000	【目安値】 1/1,000～1/500
原子炉 建屋	1号機	1/42,000	OK	OK
	2号機	1/47,000	OK	OK
	3号機	1/47,000	OK	OK
	4号機	1/49,000	OK	OK
タービン 建屋	1号機	1/15,000	OK	OK
	2号機	1/10,000	OK	OK
	3号機	1/11,000	OK	OK
	4号機	1/11,000	OK	OK

2. 基礎地盤の支持力

2. 基礎地盤の支持力

＜敷地内地質層序表＞

地質時代		地層名		層 相
第四紀		沖積層		暗緑灰岩～褐色の粘土及び砂 未固結
		段丘堆積層		黄褐色の砂礫及び砂 半固結
新第三紀	鮮新世	富岡層	T3部層	砂質泥岩～泥岩 軽石粒、凝灰岩類を狭在 上部に砂岩を狭在
			T2部層	泥質砂岩 軽石粒、凝灰岩類を狭在
			T1部層	砂質泥岩 軽石粒、凝灰岩類を多く狭在
	中新世	先富岡層		泥質砂岩～泥岩 軽石粒、スコリア粒、凝灰岩類等を狭在
古第三紀	漸新世			

----- 不整合

※「『福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書』より抜粋

2. 基礎地盤の支持力

■基礎地盤の支持力に対する安全性

- ・建屋基礎地盤の支持力は、建屋に対し十分な安全性を有している。

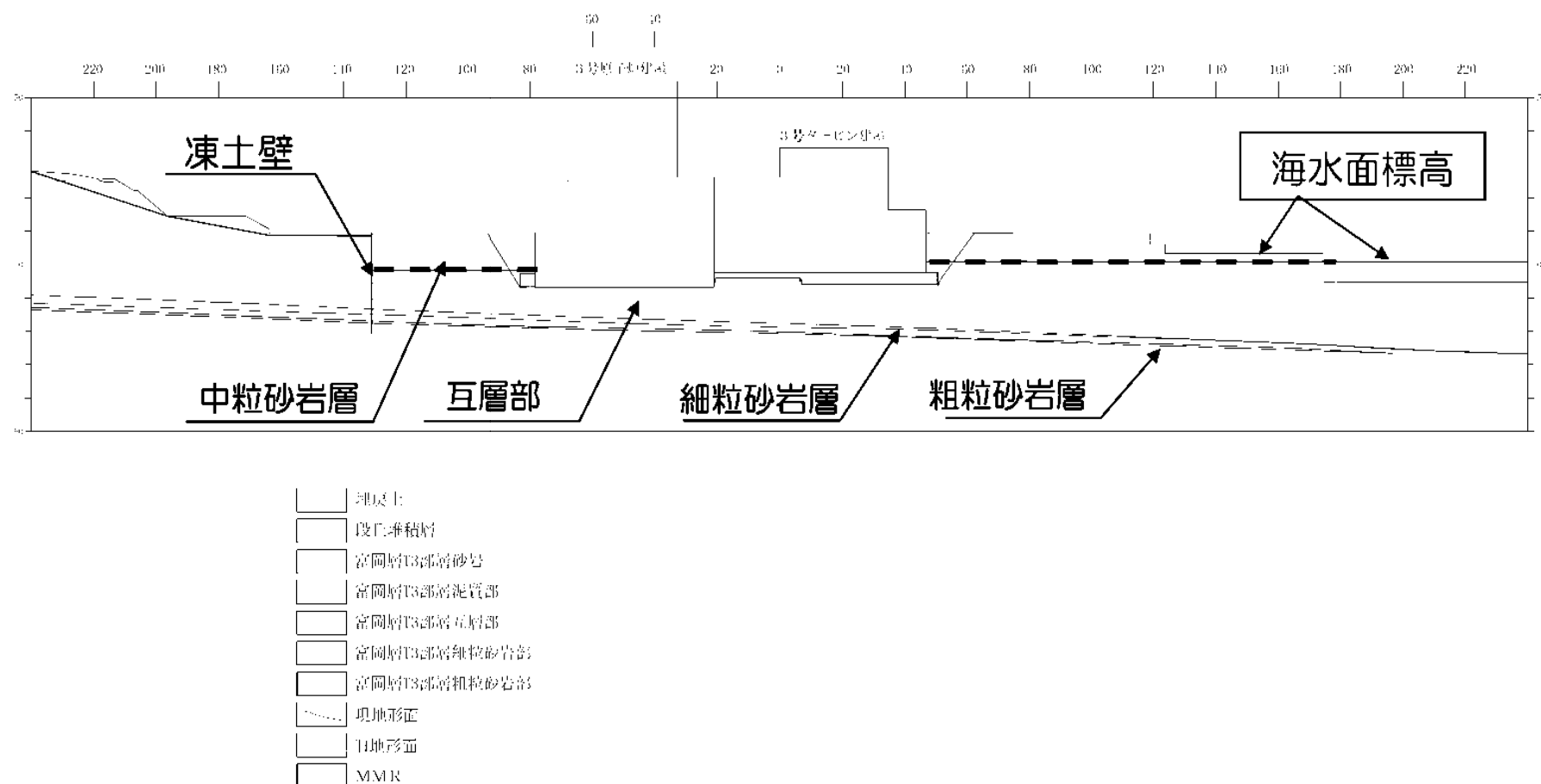
	(a) 接地圧 (基礎にかかる荷重)	(b) 基礎地盤 の支持力	安全率 (b) ÷ (a)
常時 (クリープによる強度低下含む)	2.9kg/cm ²	75.7kg/cm ²	26.1
地震時	4.4kg/cm ²	100.7kg/cm ²	22.9

※「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書」より抜粋
(設置許可申請書では各原子炉建屋設置位置の基礎地盤の性状は同一と判断されること、建屋の基礎は岩盤で直接支持するか又は岩盤上に打設するマンメイドロック等を介して岩盤に支持すること等から運用補助共用施設基礎地盤の安定性検討結果で代表している。)

2. 基礎地盤の支持力

■ 下部透水層と海水面の関係

- ・ 海側の凍土壁が存在しない場合においても、建屋周辺の下部透水層の標高は海水面より低いことから、下部透水層の水圧が海水面相当の水圧以下に低下することはなく、支持力に影響を与えない。



2. 基礎地盤の支持力

■融解時の地盤の強度

特に泥質部は透水係数が小さく、凍結速度が速い場合には地盤の骨格構造が壊れることになり、融解時には凍結前に比べると地盤の強度が落ちることもあるので、その評価をしめすこと。

現地の地盤（第一泥質部）の融解特性

フィージビリティ・スタディ事業における凍結融解試験結果
試験条件（下記）は保守的に設定

■凍結融解：5回繰り返し

-20℃、+20℃をそれぞれ24時間で1回

■側圧：解放

凍結融解を5回繰り返すことにより一軸圧縮強度は1/3程度に低下することを確認

①凍結融解前 (kgf/cm ²)	②凍結融解後 (kgf/m ²)	低下度 (②/①) (%)
36	13	36

- 凍土壁位置において地盤の強度が低下する可能性がある。
- 計画中の凍土壁上部及び近傍に重要構造物は立地していないので、融解後の建物への影響はない。
- 凍土融解後、凍土壁周辺の土地を利用する場合は、その計画に応じて地盤改良等の必要な対策をとる。

※平成25年度「発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業（地下水の流入抑制のための凍土方式による遮水技術に関するフィージビリティ・スタディ事業）」を指す

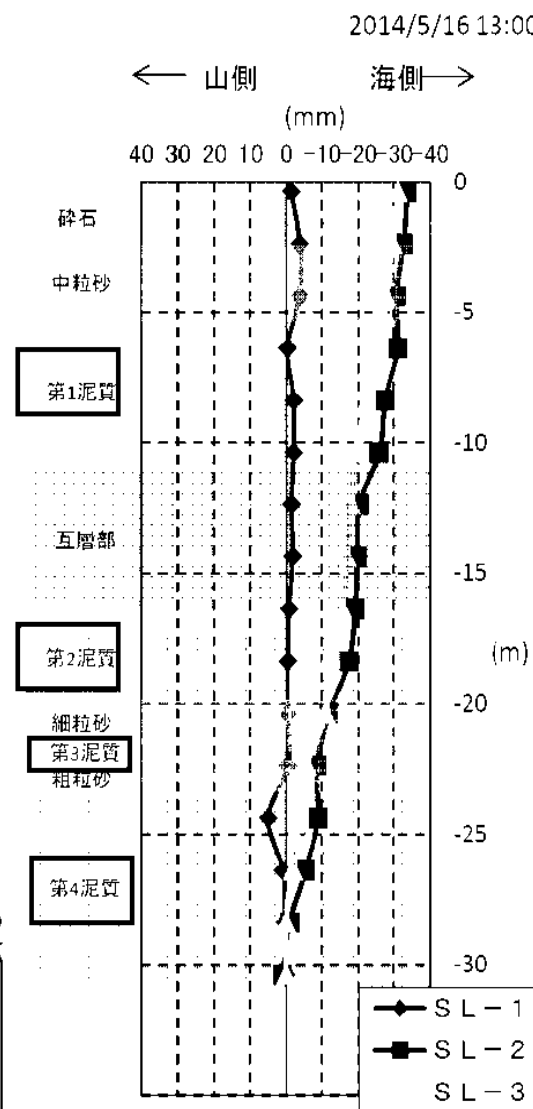
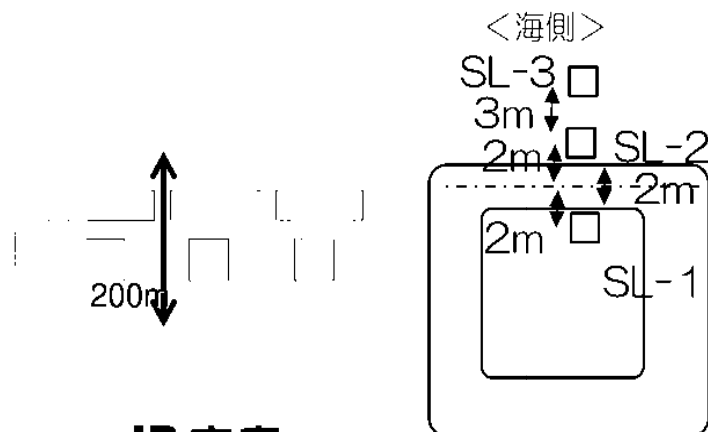
2. 基礎地盤の支持力

■凍土遮水壁造成に伴う凍結膨脹に対する建屋支持地盤への影響検討

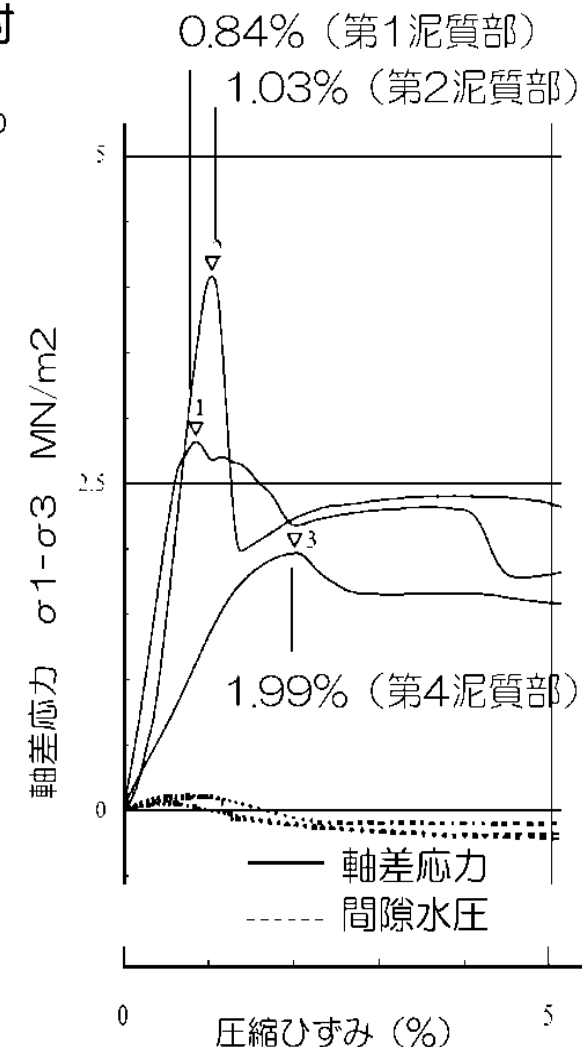
- 凍結膨脹変位：FS事業において、凍土厚2m時点での発生変位は、第1泥質部 30mm
第2泥質部 20mm
第3,第4泥質部 10mm

- 凍土壁の短辺方向（200m）に両端から凍結膨張が生じた際のひずみを評価した
第1泥質部 $0.06/200=0.0003$ （0.03%）
第2泥質部 $0.04/200=0.0002$ （0.02%）
第3,第4泥質部 $0.02/200=0.00011$ （0.01%）

- 上記圧縮ひずみの、破壊ひずみ（圧縮試験結果）に対する比率は
第1泥質部 $0.03\%/0.84\%=3.6\%$
第2泥質部 $0.02\%/1.03\%=1.9\%$
第3,第4泥質部 $0.01\%/1.99\%=0.5\%$
⇒ 破壊に対して十分な余裕を有している



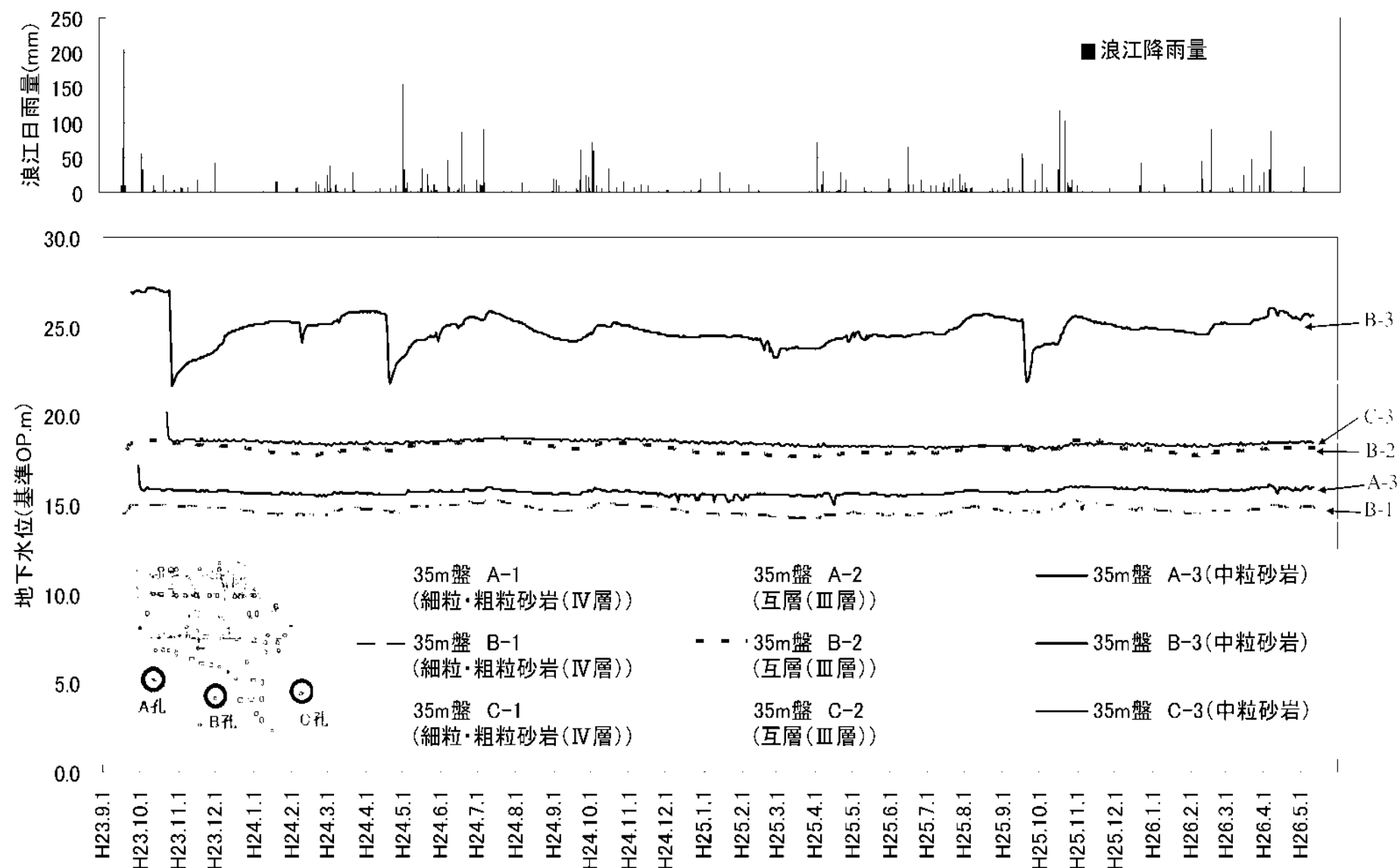
実証試験平面図



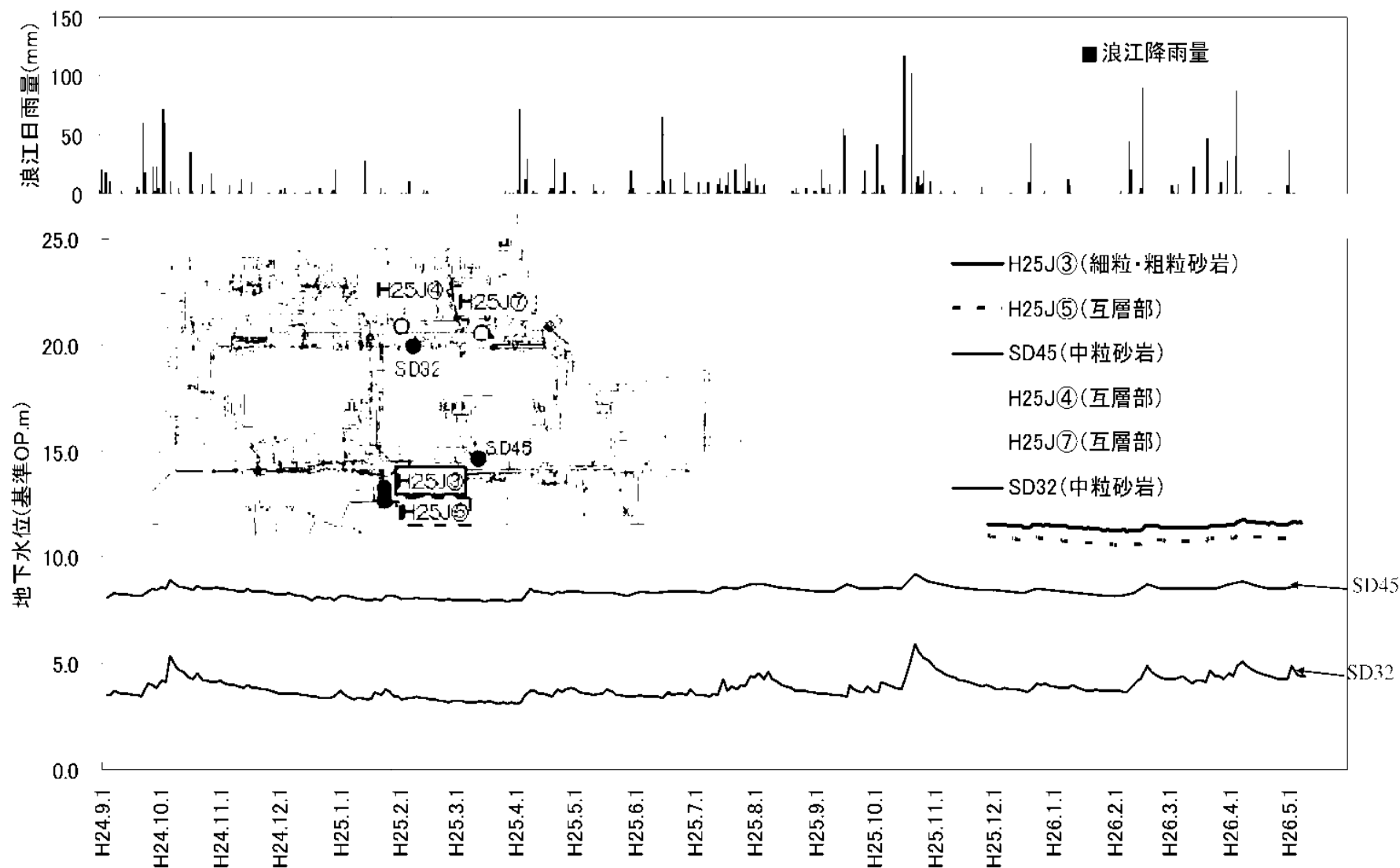
実証試験で得られた
ボーリングコア資料の実験結果

<参考資料>

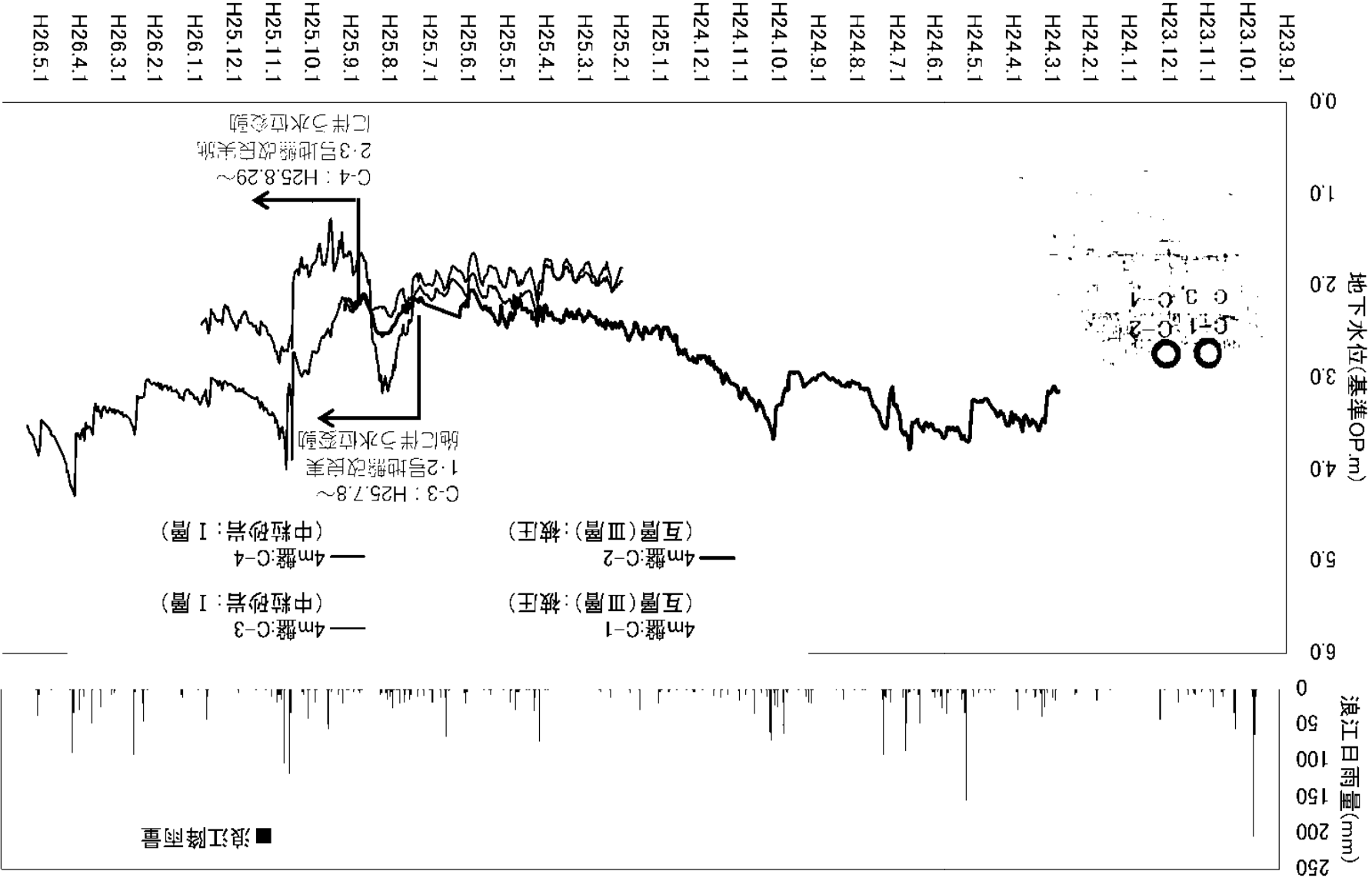
■ 地下水位経時変化グラフ (O.P.+35m盤)



■ 地下水位経時変化グラフ (O.P.+10m盤)



■地下水経時変化グラフ (O.P.+4m盤)



<参考> 建屋荷重条件の設定①

- 現状の建屋荷重については建屋滞留水の貯留等を考慮し設定。
- 地下水位低下後の建屋荷重については建屋滞留水分を差し引いて設定。

※ 実施計画並びに「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）（改定2）」（H24.12）に基づき設定。

現状の建屋荷重

	重量 (ton)	基礎形状 (NS × EW, m)	基礎面積 (m ²)	接地圧 (ton/m ²)	備考
#1 R/B	71,652	41.56*43.56	1,810	40	滞留水等付加重量分含む
#1 T/B	75,671	96.76*46.49	4,498	17	滞留水等付加重量分含む
#2 R/B	106,398	46.60*57.00	2,656	40	滞留水等付加重量分含む
#2 T/B	133,060	104.95*67.60	7,095	19	滞留水等付加重量分含む
#3 R/B	122,060	47.00*57.40	2,698	45	滞留水等付加重量分含む
#3 T/B	152,553	116.38*67.60	7,867	19	滞留水等付加重量分含む
#4 R/B	114,053	49.00*57.40	2,813	41	滞留水等付加重量分含む
#4 T/B	127,279	105.15*67.60	7,108	18	滞留水等付加重量分含む

<参考> 建屋荷重条件の設定②

地下水位低下後の建屋荷重

	重量 (ton)	基礎形状 (NS × EW, m)	基礎面積 (m ²)	接地圧 (ton/m ²)	備考
#1 R/B	66,052	41.56*43.56	1,810	36	滞留水等付加重量分除く
#1 T/B	66,071	96.76*46.49	4,498	15	滞留水等付加重量分除く
#2 R/B	99,898	46.60*57.00	2,656	38	滞留水等付加重量分除く
#2 T/B	119,560	104.95*67.60	7,095	17	滞留水等付加重量分除く
#3 R/B	115,260	47.00*57.40	2,698	43	滞留水等付加重量分除く
#3 T/B	136,153	116.38*67.60	7,867	17	滞留水等付加重量分除く
#4 R/B	107,253	49.00*57.40	2,813	38	滞留水等付加重量分除く
#4 T/B	114,479	105.15*67.60	7,108	16	滞留水等付加重量分除く

<参考>地盤物性の設定①

中粒砂岩層・互層（泥岩）・細粒砂岩層・粗粒砂岩層※

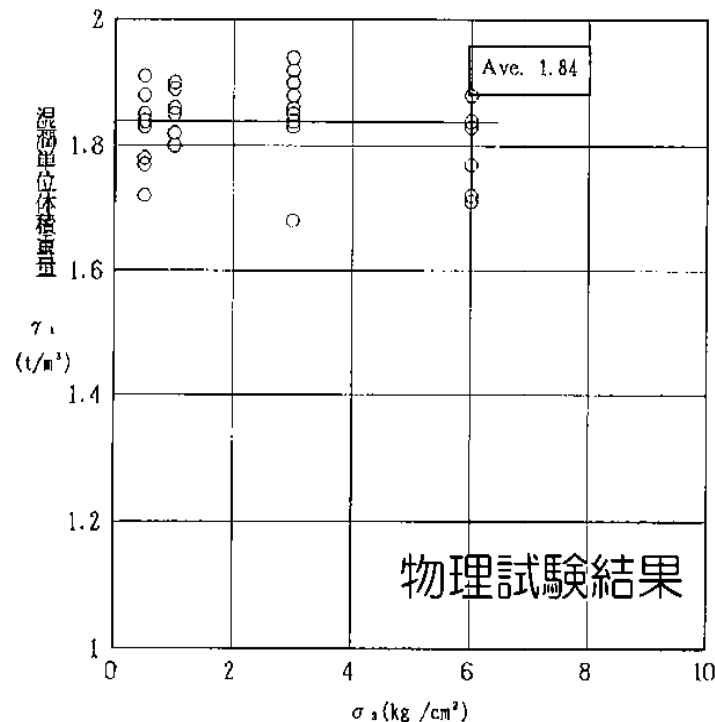
■ 湿潤単位体積重量 γ_t ; 1.84g/cm³

中粒砂岩層のボーリングコア三軸圧縮試験供試体（CUU）と互層部中粒砂岩のブロックサンプル三軸圧縮試験供試体（CUU及びCU）の γ_t の全データを総合し、平均値として設定。

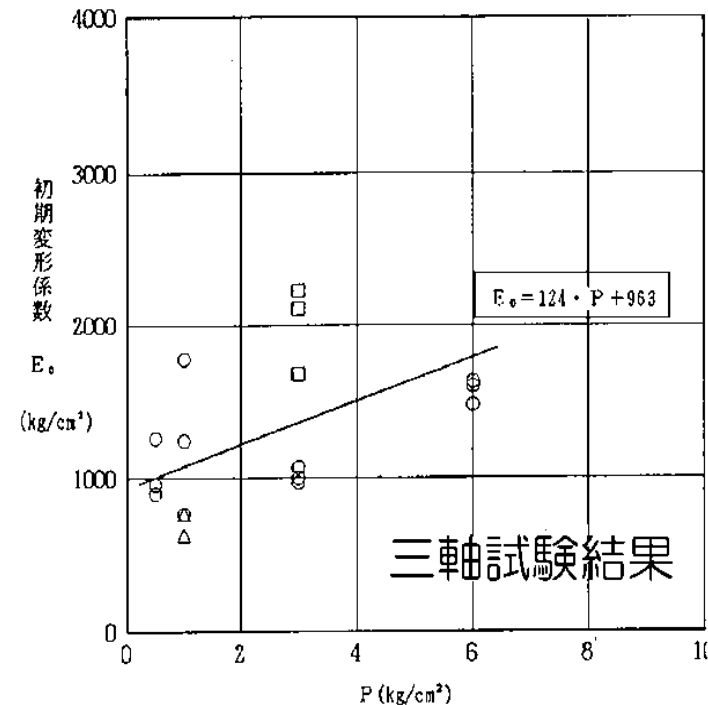
■ 初期変形係数 E_0 ; 124P+963kgf/cm²（P; 有効上載圧）

互層部中粒砂岩のブロックサンプル三軸圧縮試験（CU）及び中粒砂岩層のボーリングコア、互層部中粒砂岩ブロックサンプル三軸圧縮試験（CUU; $\sigma_3 = \sigma_v$ 条件）結果を圧密圧力で線形回帰し設定。

※ 各砂岩層の物理特性（飽和単位体積重量、粒径加積曲線）の比較及び強度特性の比較から、工学的に相違がないと判断し、これらの砂岩を一括した砂岩（富岡層T3部層砂岩）として物性を設定。



第2-3-8図 富岡層T3部層砂岩の湿潤単位体積重量 γ_t (t/m³)



第2-3-10図 富岡層T3部層砂岩の初期変形係数 E_0 (kg/cm²)

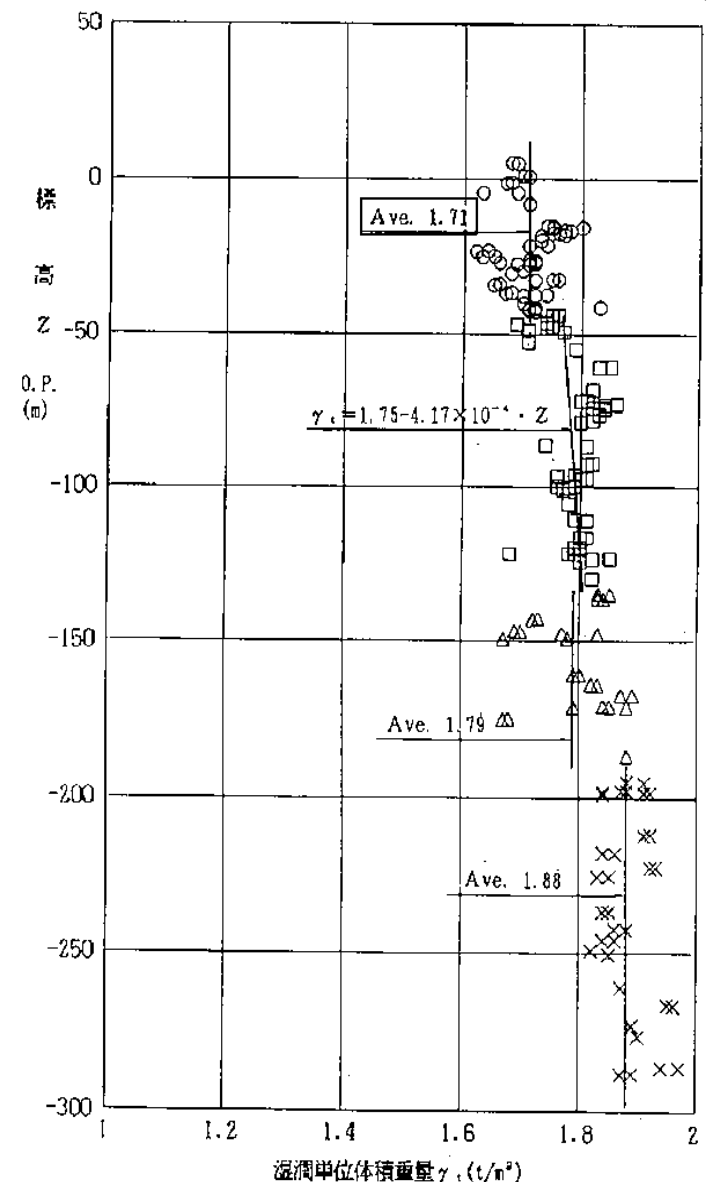
<参考>地盤物性の設定②

泥質部・互層（泥岩）※

- 湿潤単位体積重量 γ_t : 1.71g/cm^3
ボーリングコアによる三軸圧縮試験供試体（CUU: $\sigma_3 = \sigma_v$ 条件）の γ_t の全データを総合し、平均値として設定。
- 圧密特性（今回設定）：
$$e = 1.4153 - 0.0205 \times \log P \text{ (kgf/cm}^2\text{)}$$
運用補助共用施設の試掘坑試料（第一泥質部）を用いて実施した圧密試験結果より設定。

※ 泥質部のPS検層、物理試験及び力学試験結果から得られた各物性値は深度に応じて傾向が異なることから、富岡層T₃部層泥質部（O.P.+5～-50m付近）、富岡層T₂部層（O.P.-50～-130m付近）、富岡層T₁部層（O.P.-130～190m付近）の3層に区分した（今回の対象は「富岡層T₃部層泥質部」のみ）。

記号の凡例	
○	富岡層T ₃ 部層泥質部
□	富岡層T ₂ 部層
△	富岡層T ₁ 部層
×	先富岡層（b層）

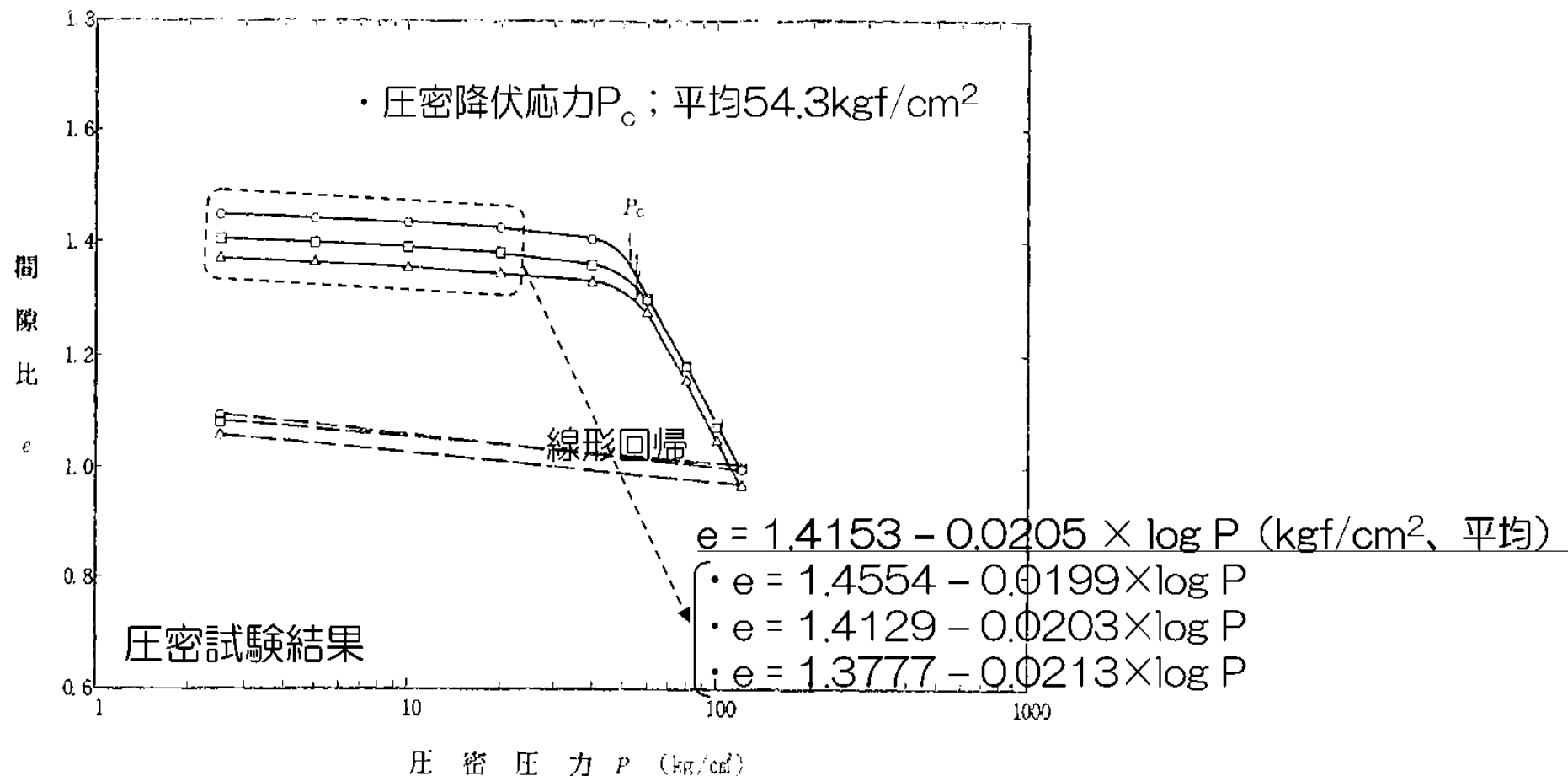


物理試験結果

第2-3-15図 湿潤単位体積重量 γ_t の深度分布図

<参考>地盤物性の設置③

- 第一泥質部より採取された供試体（3個）について、圧密圧力120kg/cm²までの圧密試験を実施。
- 検討対象の応力レベル（過圧密領域）にて変形特性を線形回帰し設定。



<参考> 砂岩層物性の同一性①

■ 中粒砂岩・互層部中粒砂岩・細粒砂岩については既往の検討により物性上の同一性が確認されている。

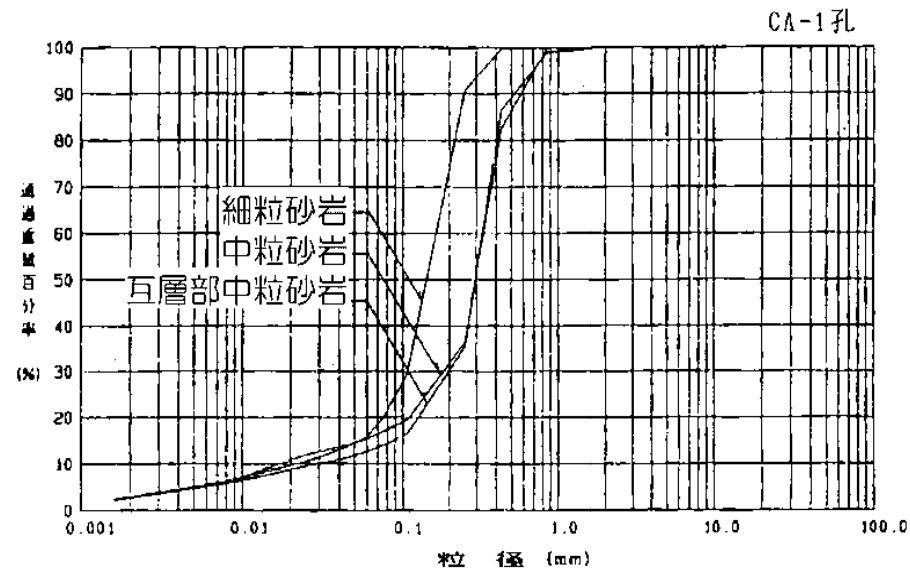
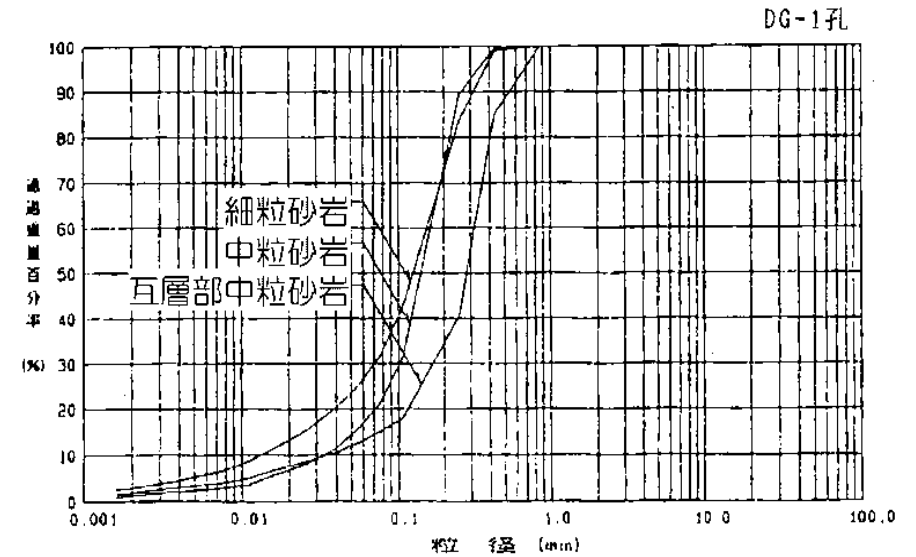
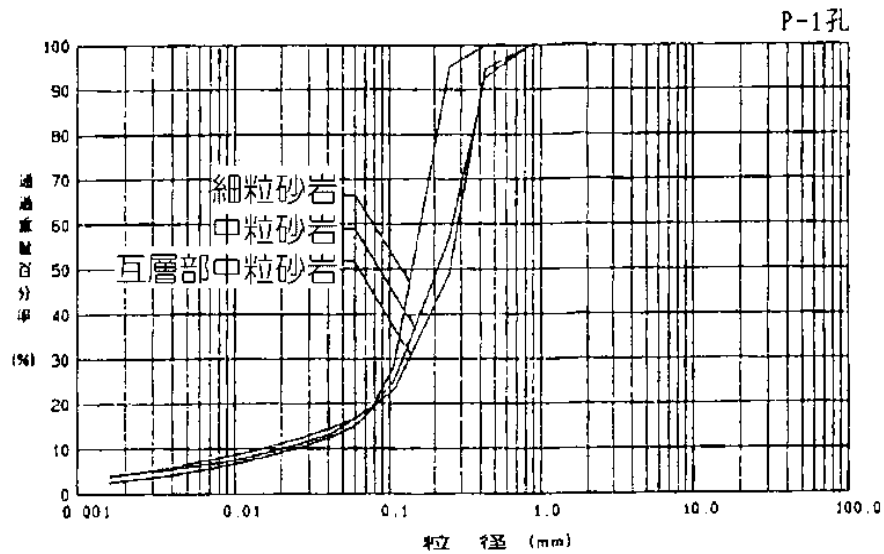
	単体(t/m ³)
	γ_s
上部中粒砂岩層 コア, CU条件	1.69 1.86
互層部中粒砂岩 コア, CU条件	1.94 1.95
細粒砂岩層 コア, CU条件	1.90 1.81
上部中粒砂岩層 コア, CUU条件 ($\sigma_{B.P.}=0.0$)	1.72 1.93 1.94
	1.84 1.82 1.86
	1.83 1.86 1.85

	1.00
互層部中粒砂岩 $\gamma_{0.7}, CUU$ 条件 ($\sigma_{B.P.}=0.0$)	1.85 1.90 1.92 1.88 1.88 1.89 1.90 1.71
互層部中粒砂岩 $\gamma_{0.7}, CUU$ 条件 ($\sigma_{B.P.}=0.5$)	1.92 1.93 1.88 1.92 1.91 1.90 1.88 1.88 1.78 1.84 1.80 1.79

	1.00
互層部中粒砂岩 $\gamma_{0.7}, CU$ 条件 ($\sigma_{B.P.}=0.0$)	1.77 1.80 1.68 1.72 1.88 1.85 1.88 1.77
互層部中粒砂岩 $\gamma_{0.7}, CU$ 条件 ($\sigma_{B.P.}=0.5$)	1.78 1.85 1.83 1.83 1.70 1.72 1.71 1.66 1.92 1.92 1.93 1.88 1.90 1.93 1.94 1.83

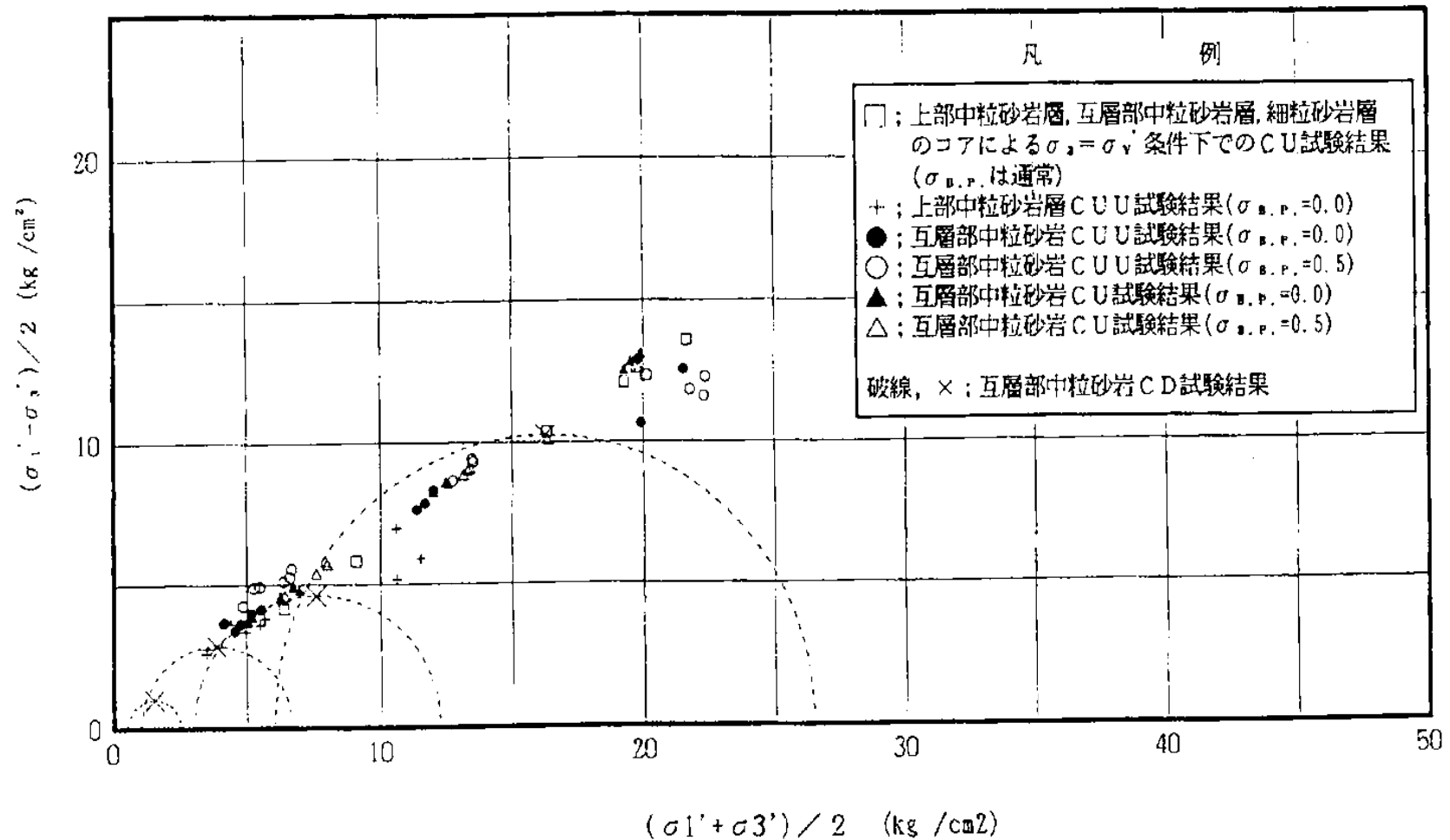
飽和単位体積重量 γ_t はおおよそ同一の値
(1.9~2.0t/m³、平均1.98t/m³) を示す。

<参考> 砂岩層物性の同一性②



粒径加積曲線のから粒度構成はいずれの砂岩も同様であると考えられる。

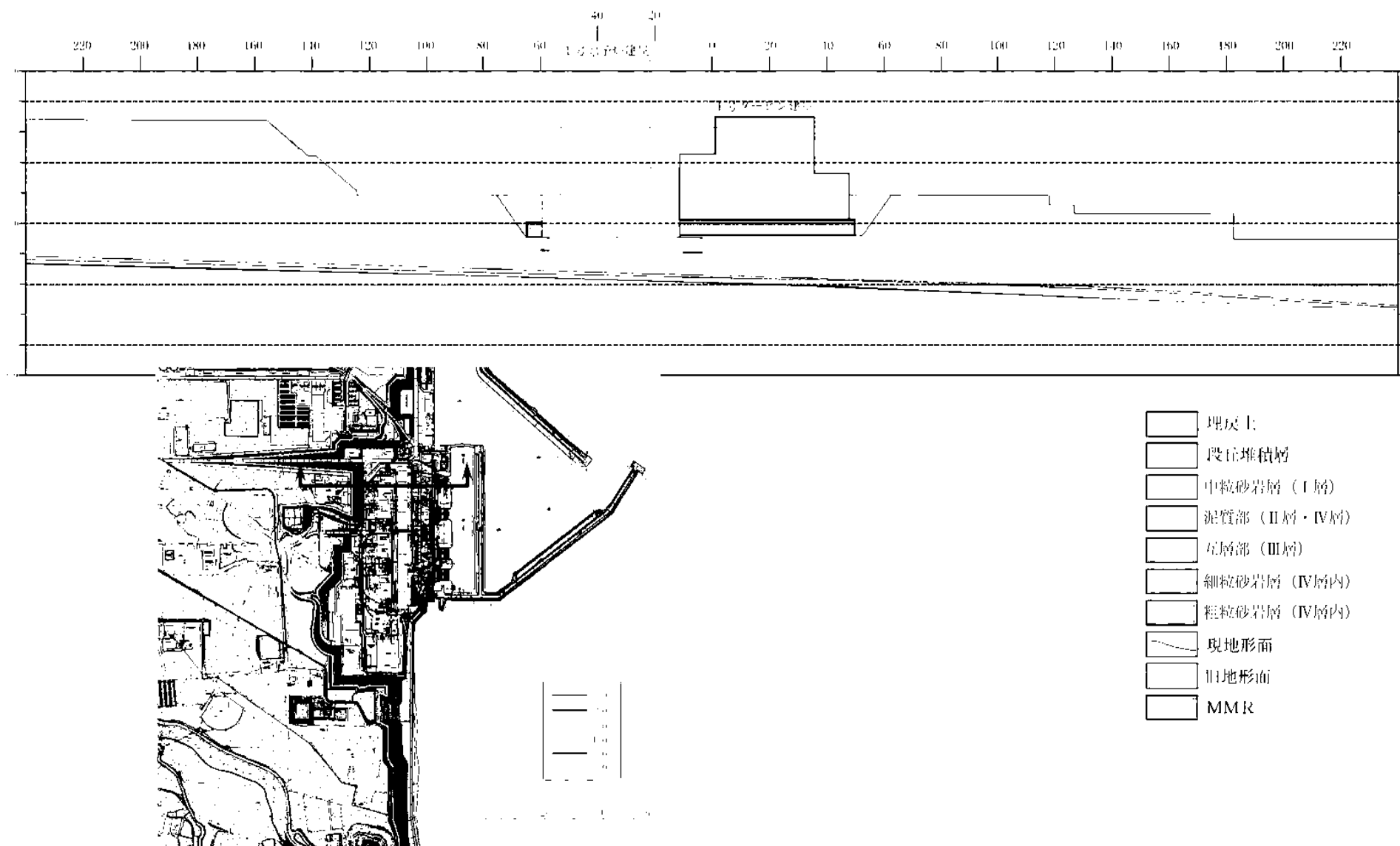
<参考> 砂岩層物性の同一性③



三軸圧縮試験結果のからいずれの砂岩の強度もほぼ一つの直線上にプロットされる。

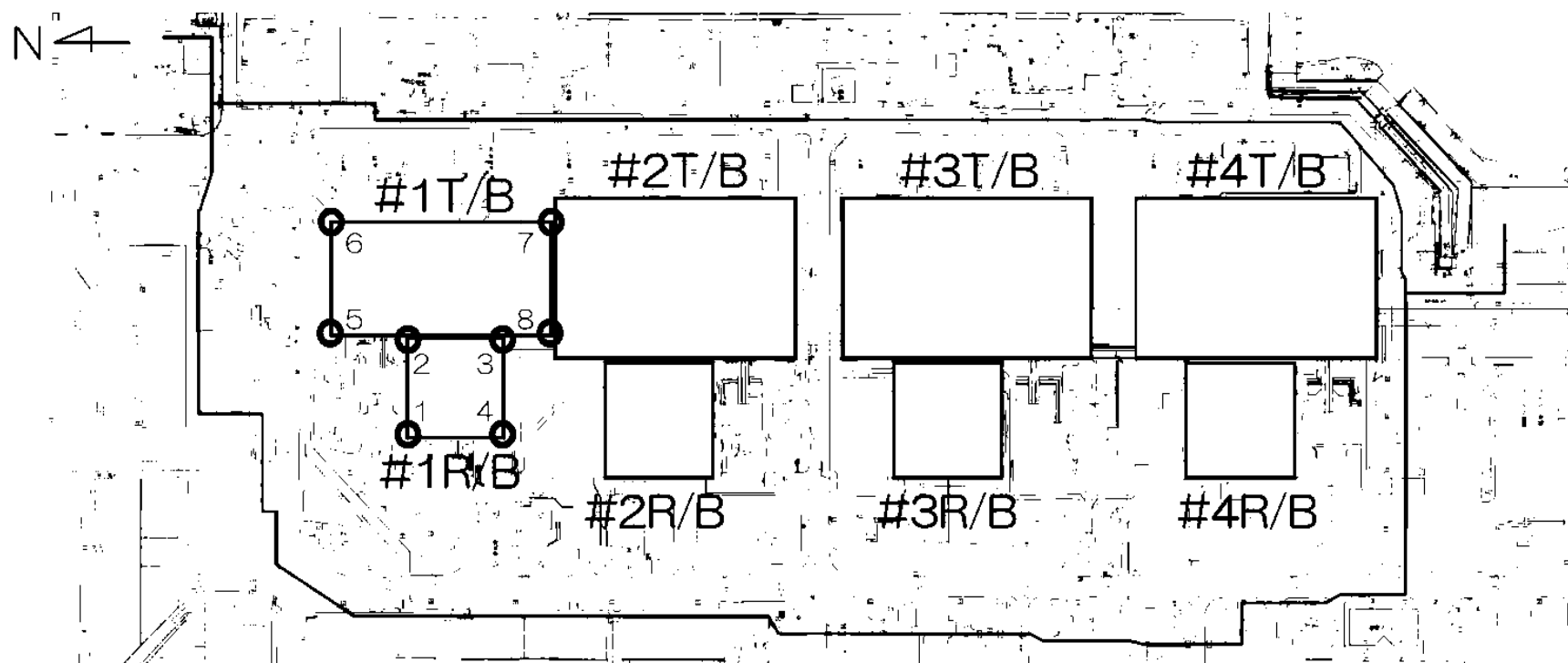
<参考>各試算位置における土層厚

三次元地質構造データ（#1R/B・T/B）



<参考>各試算位置における土層厚

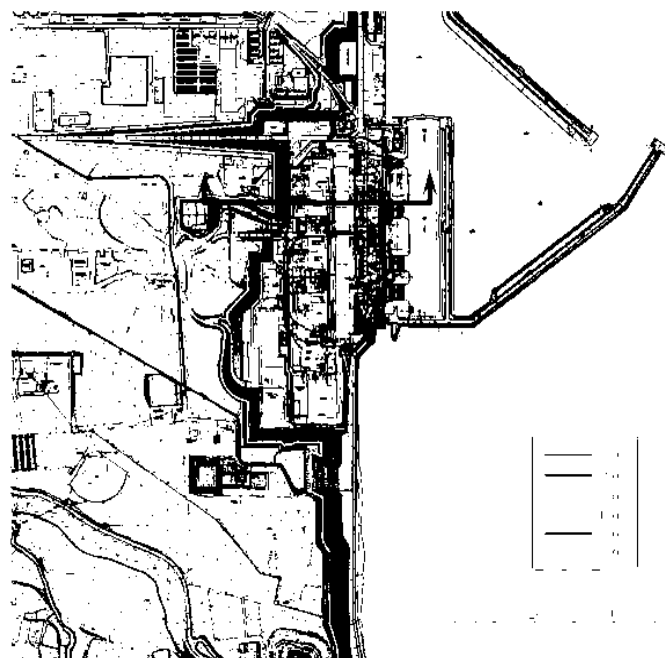
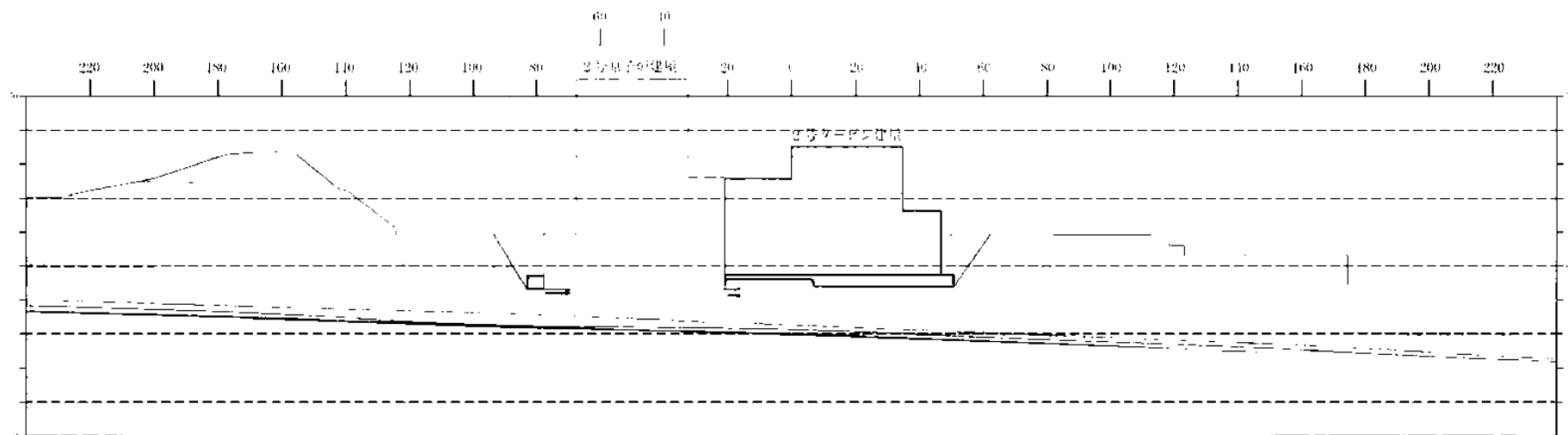
各試算位置における土層厚（#1R/B・T/B）



土層厚 (m)	#1R/B 1	#1R/B 2	#1R/B 3	#1R/B 4	#1T/B 5	#1T/B 6	#1T/B 7	#1T/B 8
MMR	-	-	-	-	3.30	3.30	3.30	3.30
第1泥質部	3.45	4.50	4.45	3.63	5.06	6.20	5.88	5.00
互層	6.15	5.76	5.77	5.79	5.74	5.59	5.83	5.82
第2泥質部	1.29	1.74	1.80	1.32	1.86	1.90	2.49	1.90
細粒砂岩層	1.18	0.91	1.26	1.73	0.76	0.58	1.16	1.51
第3泥質部	1.15	1.40	1.18	0.91	1.53	1.88	1.34	1.05
粗粒砂岩層	0.13	0.24	0.31	0.21	0.23	0.52	0.43	0.35

<参考>各試算位置における土層厚

三次元地質構造データ（#2R/B・T/B）



- 埋戻土
- 段丘堆積層
- 中粒砂岩層（Ⅰ層）
- 泥質部（Ⅱ層・Ⅳ層）
- 互層部（Ⅲ層）
- 細粒砂岩層（Ⅳ層内）
- 粗粒砂岩層（Ⅳ層内）
- 現地形面
- 旧地形面
- MMR

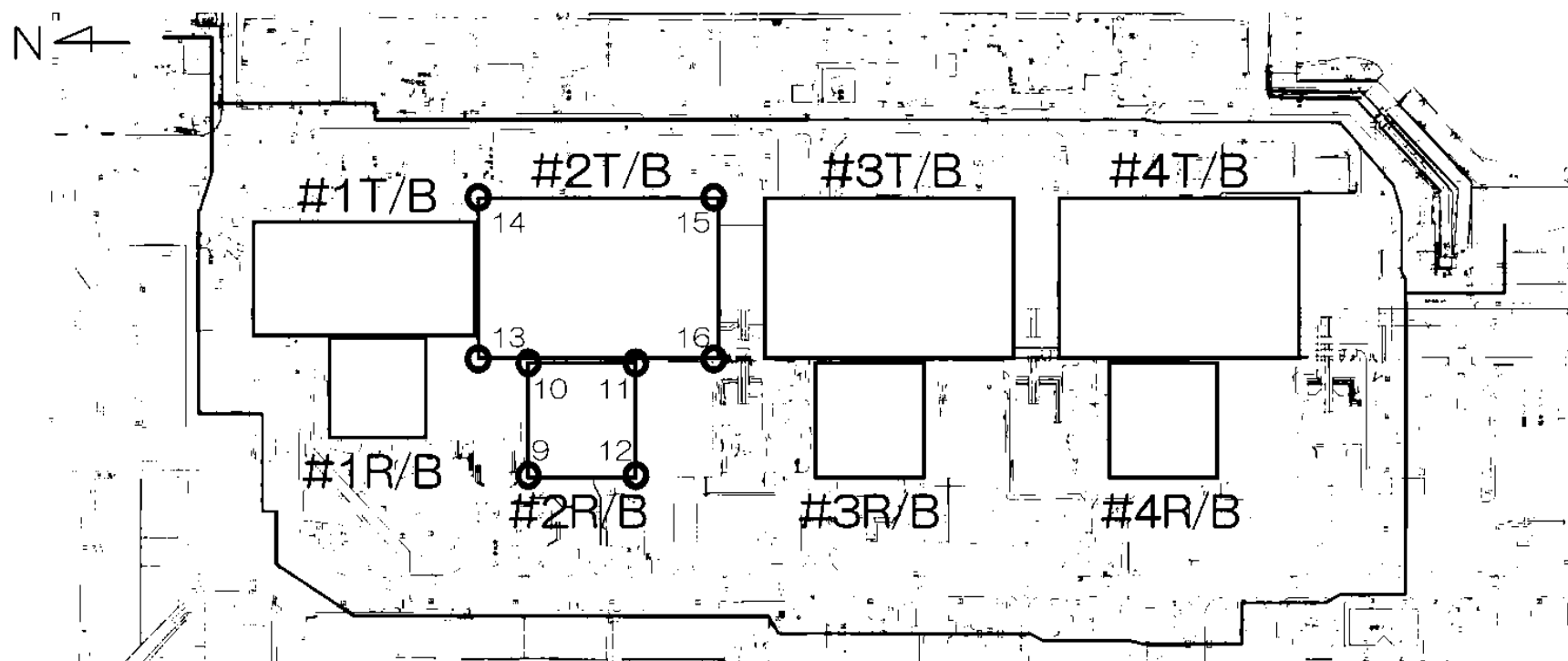


東京電力

in 鹿島

<参考>各試算位置における土層厚

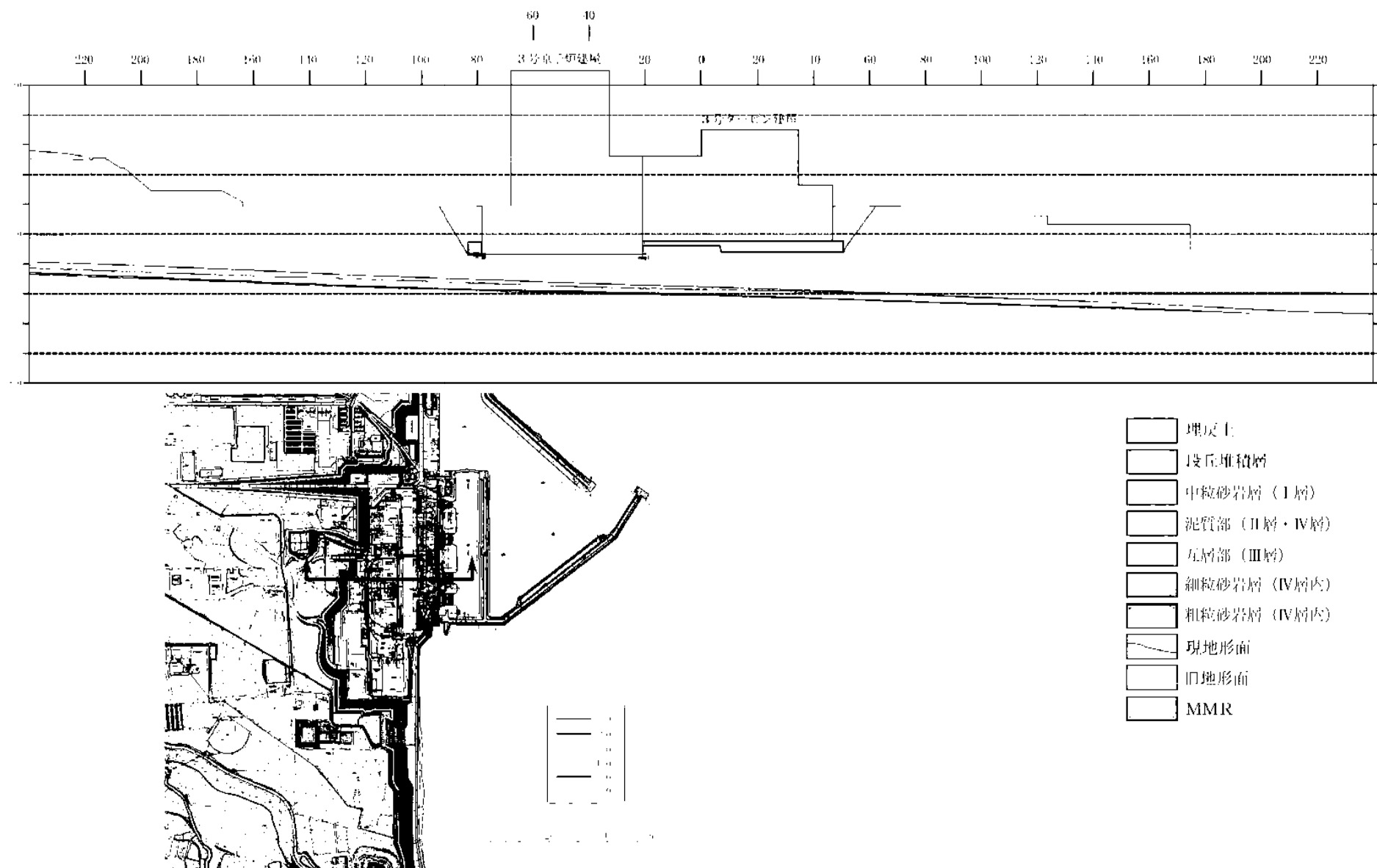
各試算位置における土層厚（#2R/B・T/B）



土層厚 (m)	#2R/B 9	#2R/B 10	#2R/B 11	#2R/B 12	#2T/B 13	#2T/B 14	#2T/B 15	#2T/B 16
MMR	-	-	-	-	1.70	3.80	3.80	1.70
第1泥質部	1.24	2.01	1.96	0.50	4.87	4.01	4.23	4.98
互層	4.95	5.69	5.39	5.18	5.74	5.80	5.96	5.01
第2泥質部	1.49	1.93	2.36	1.88	1.80	2.61	3.07	2.73
細粒砂岩層	2.83	1.90	2.09	3.69	1.63	1.16	1.63	1.70
第3泥質部	0.50	0.88	0.98	0.23	0.99	1.39	0.67	1.23
粗粒砂岩層	0.34	0.37	0.33	0.33	0.33	0.44	0.46	0.39

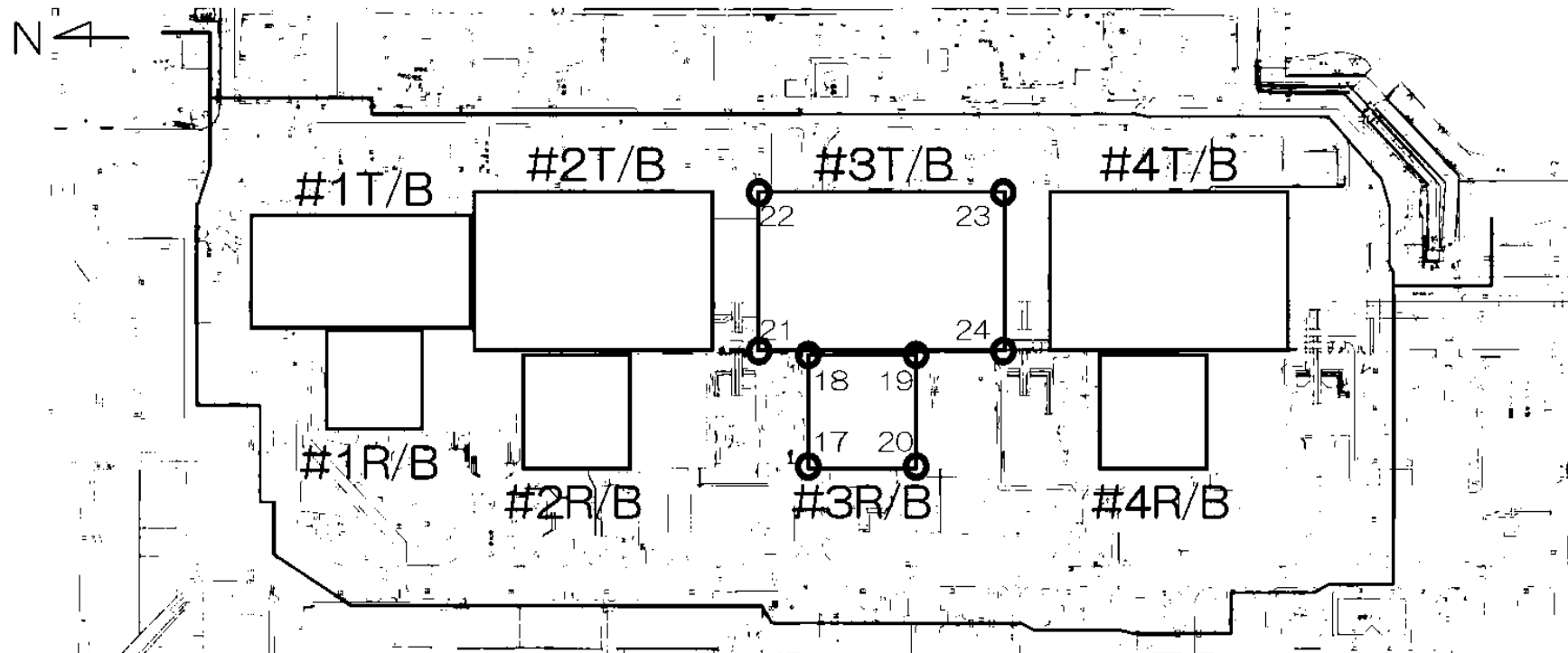
<参考>各試算位置における土層厚

三次元地質構造データ（#3R/B・T/B）



<参考>各試算位置における土層厚

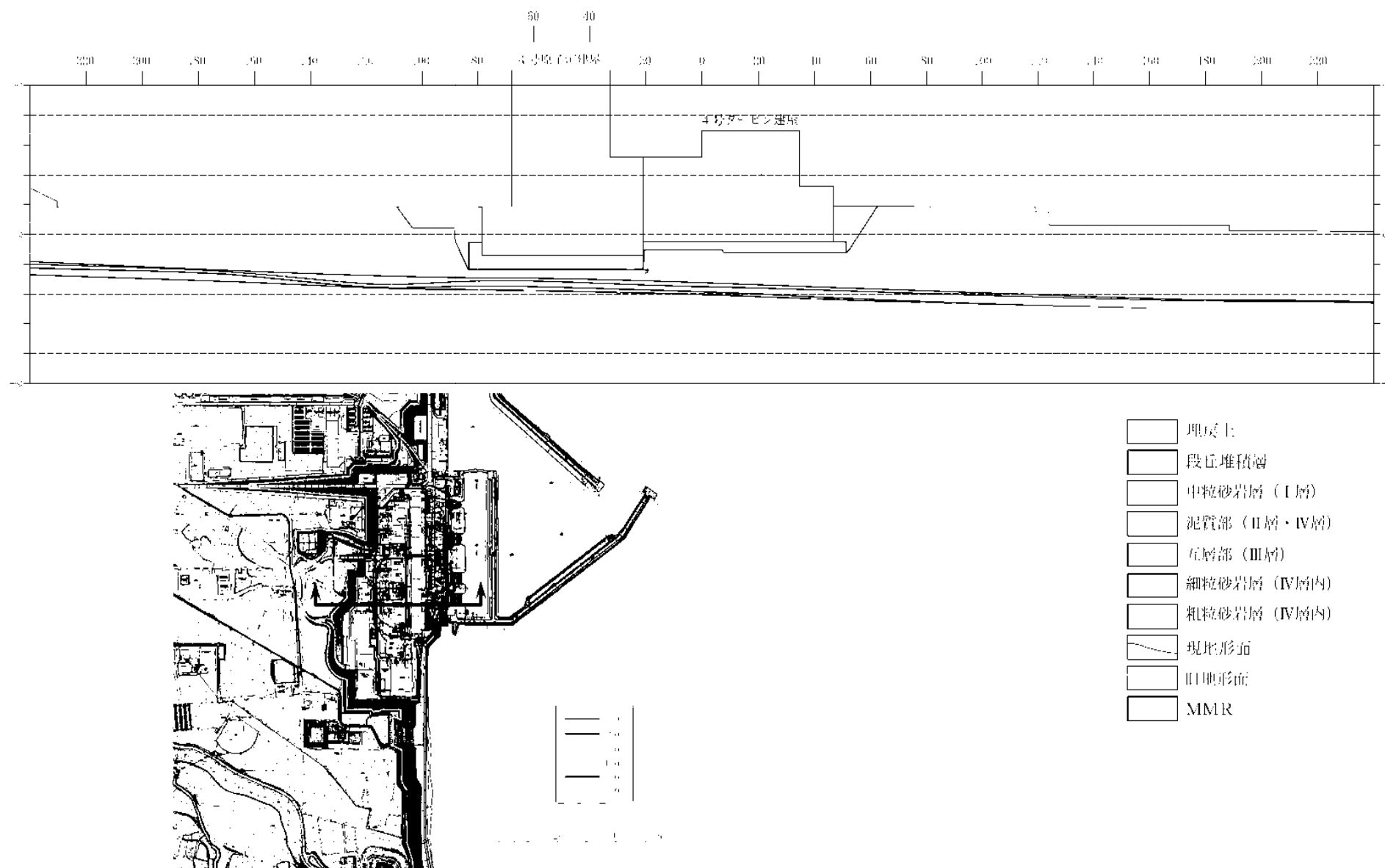
各試算位置における土層厚（#3R/B・T/B）



土層厚 (m)	#3R/B 17	#3R/B 18	#3R/B 19	#3R/B 20	#3T/B 21	#3T/B 22	#3T/B 23	#3T/B 24
MMR	-	-	-	-	1.70	3.80	3.80	1.70
第1泥質部	0.51	1.49	0.94	0.00	4.61	5.35	3.75	3.30
互層	5.55	5.88	6.31	5.97	5.44	4.61	5.17	6.19
第2泥質部	2.24	2.86	2.83	2.49	2.87	3.07	3.47	3.02
細粒砂岩層	1.29	1.50	1.28	1.53	1.62	1.02	0.87	1.29
第3泥質部	1.97	1.12	1.39	1.56	1.00	1.57	1.91	1.36
粗粒砂岩層	0.56	0.80	0.59	0.50	0.71	0.41	0.56	0.72

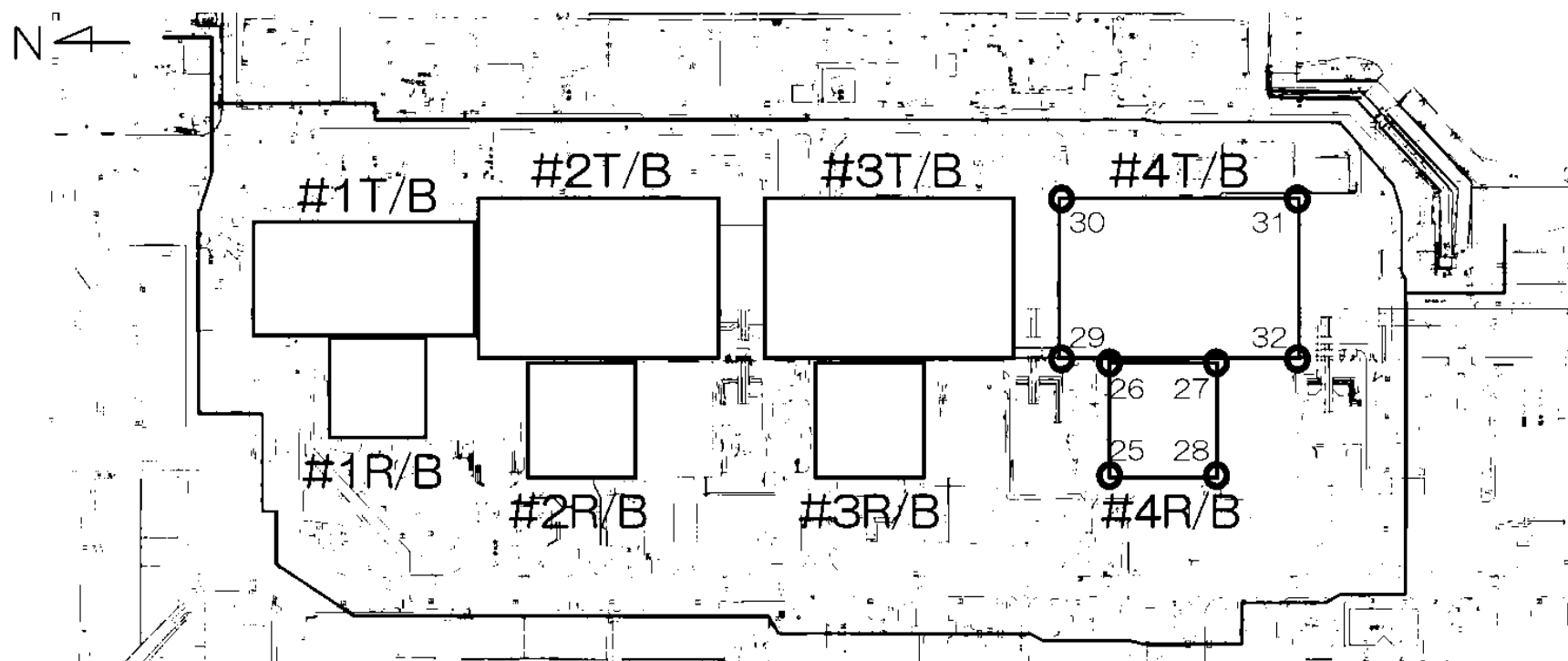
<参考>各試算位置における土層厚

三次元地質構造データ（#4R/B・T/B）

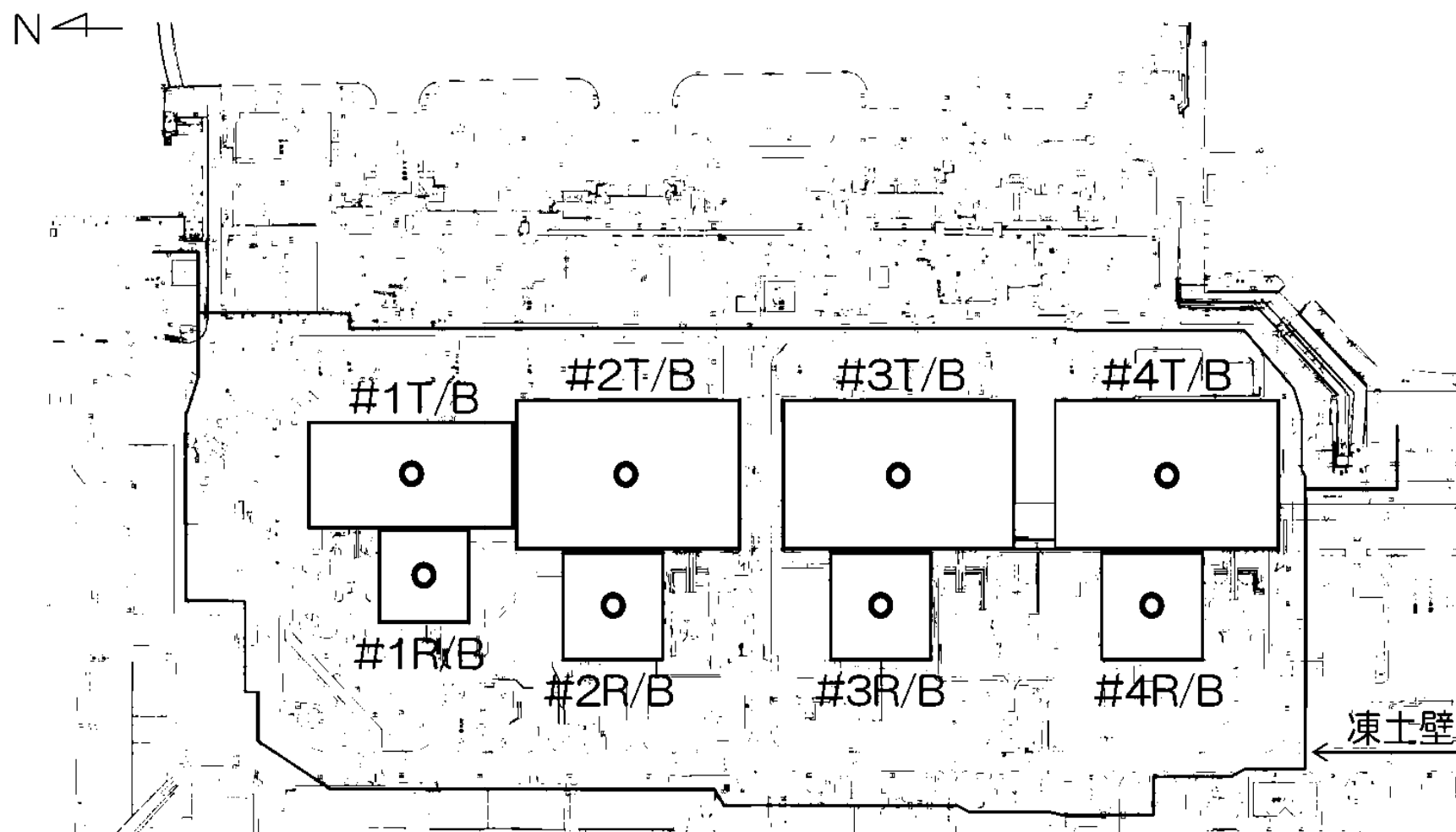


<参考>各試算位置における土層厚

各試算位置における土層厚（#4R/B・T/B）

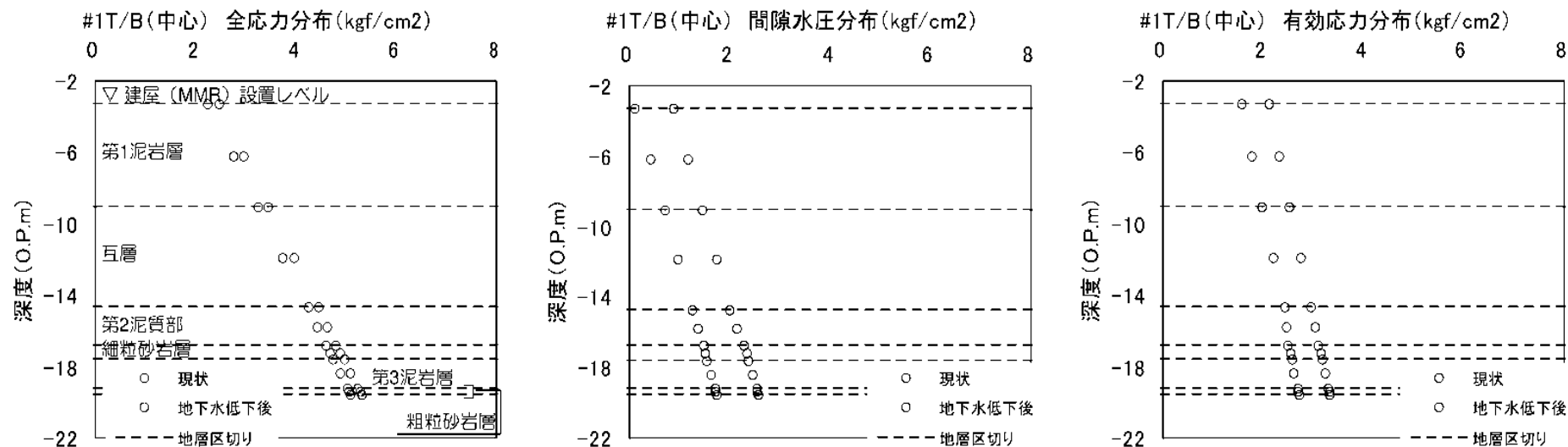


土層厚 (m)	#4R/B 25	#4R/B 26	#4R/B 27	#4R/B 28	#4T/B 29	#4T/B 30	#4T/B 31	#4T/B 32
MMR	4.90	4.90	4.90	4.90	2.86	3.72	3.72	2.86
第1泥質部	-	-	-	-	1.87	3.48	1.33	0.54
互層	-	0.91	-	-	6.08	5.21	5.65	5.64
第2泥質部	3.09	3.24	3.25	1.60	3.09	3.50	3.56	3.65
細粒砂岩層	1.32	1.36	1.65	1.28	1.31	0.99	0.87	0.33
第3泥質部	1.52	1.41	1.76	2.46	1.37	1.96	1.96	3.42
粗粒砂岩層	0.91	1.15	1.22	1.15	0.93	0.66	1.01	1.06

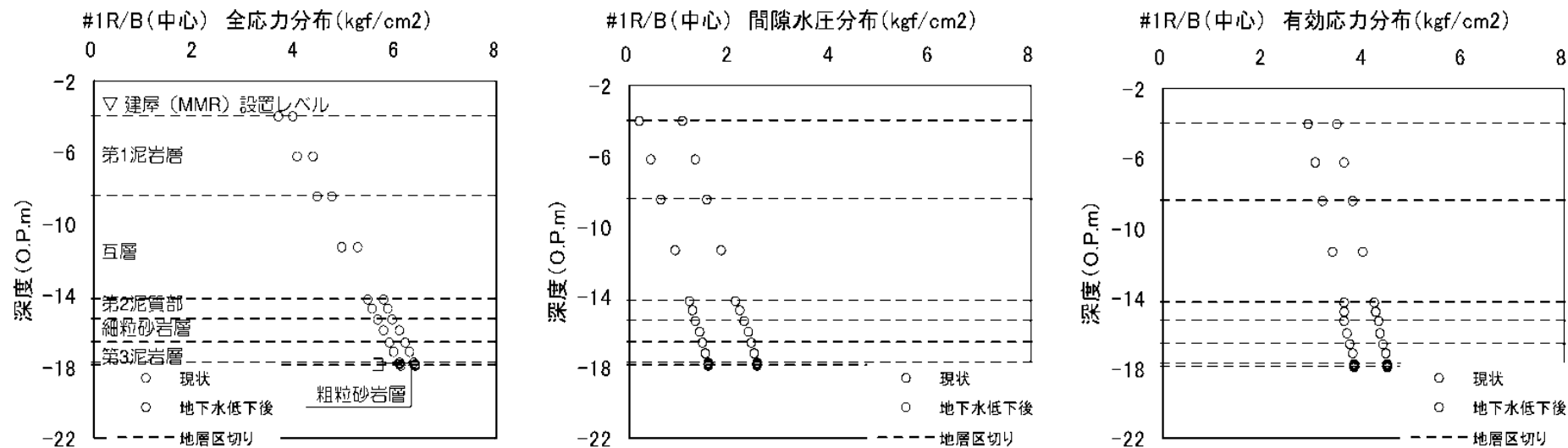


○；試算位置

#1T/B

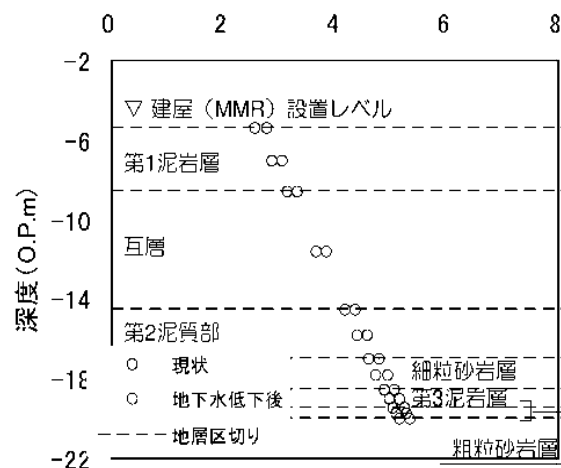


#1R/B

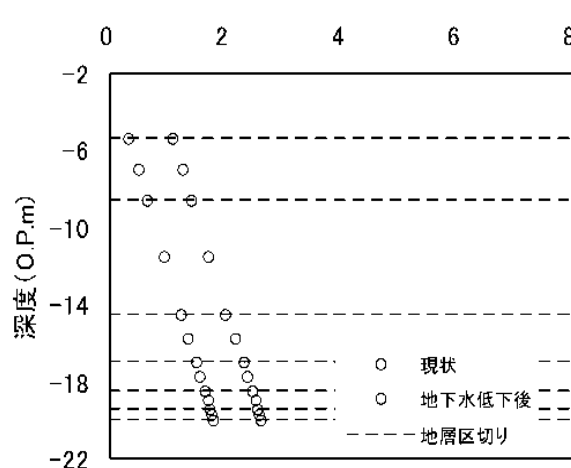


#2T/B

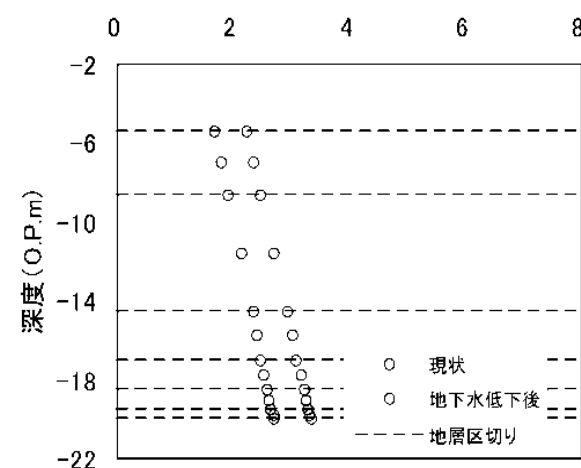
#2T/B(中心) 全応力分布(kgf/cm²)



#2T/B(中心) 間隙水圧分布(kgf/cm²)

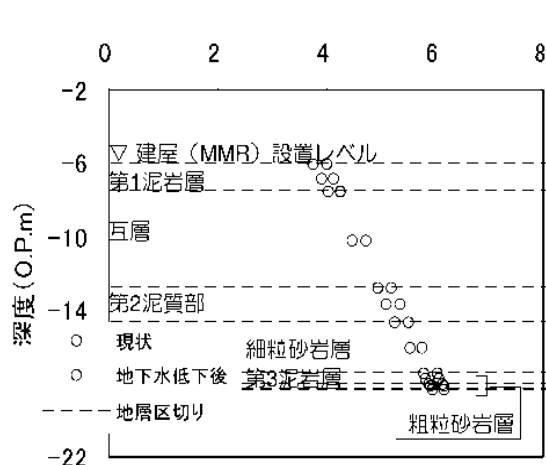


#2T/B(中心) 有効応力分布(kgf/cm²)

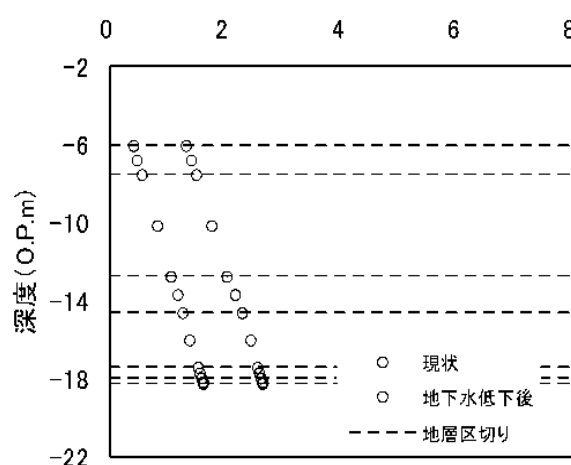


#2R/B

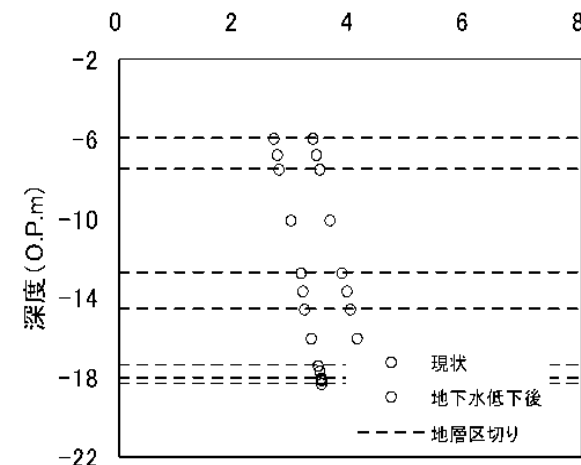
#2R/B(中心) 全応力分布(kgf/cm²)



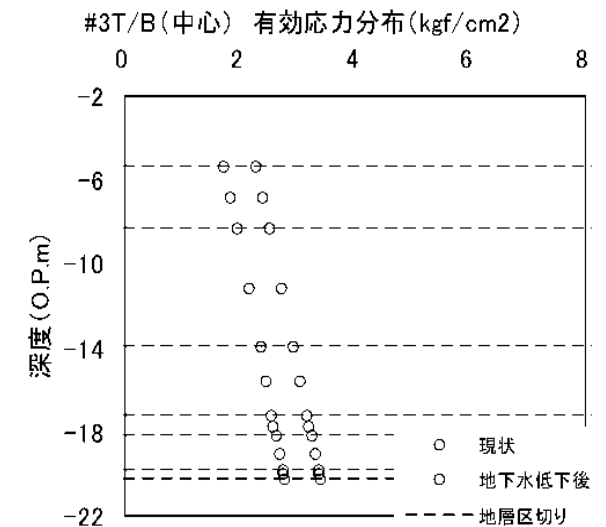
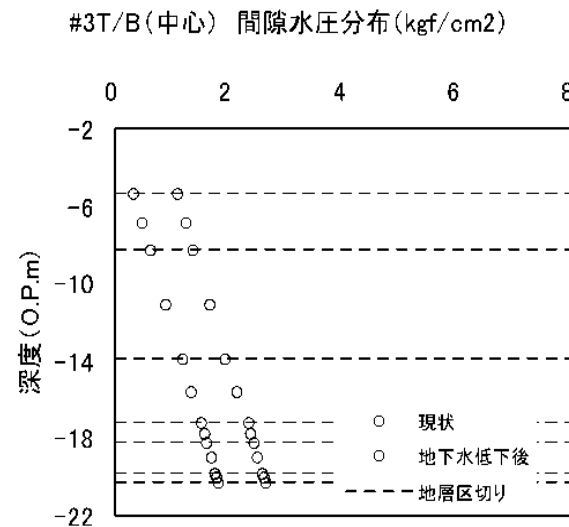
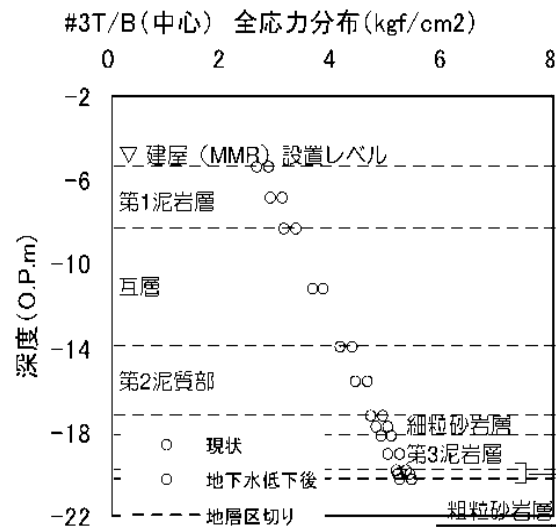
#2R/B(中心) 間隙水圧分布(kgf/cm²)



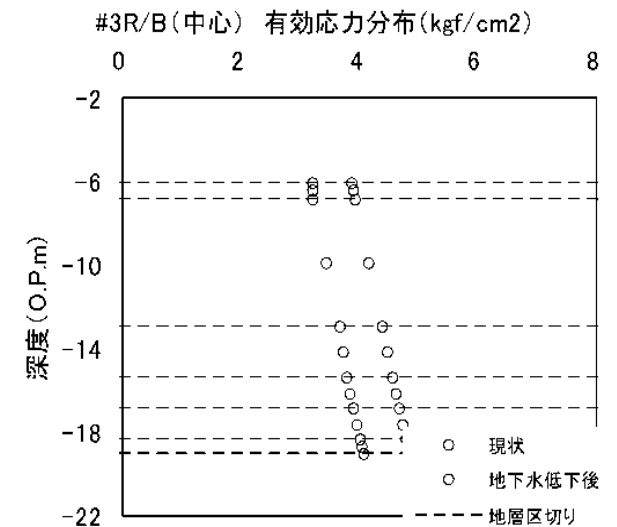
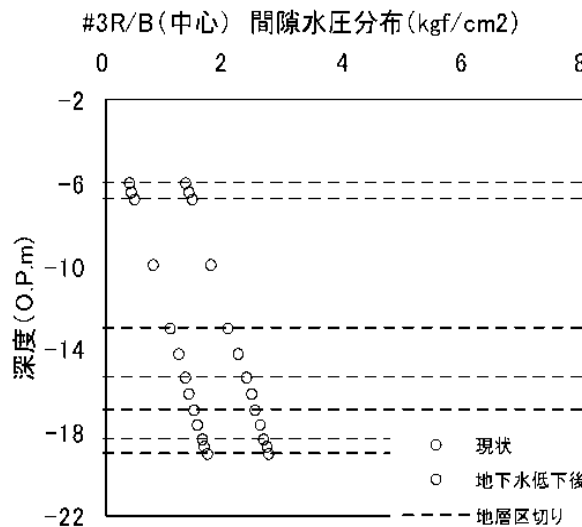
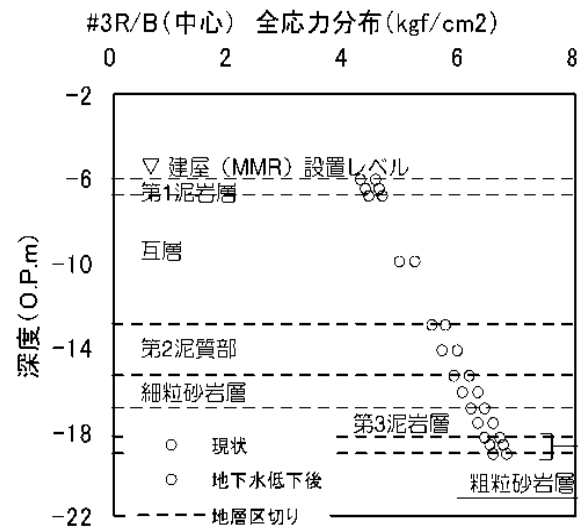
#2R/B(中心) 有効応力分布(kgf/cm²)



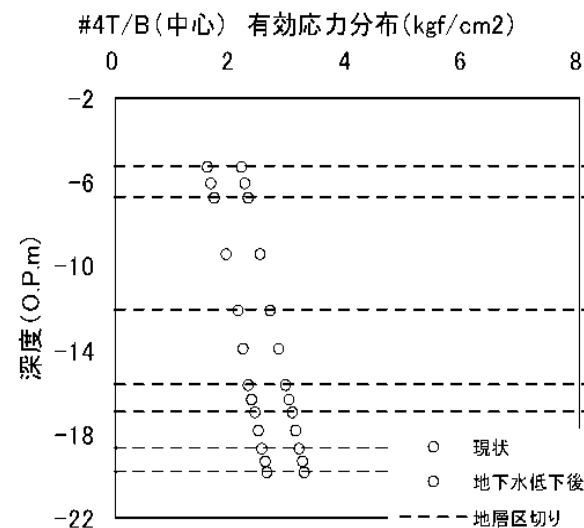
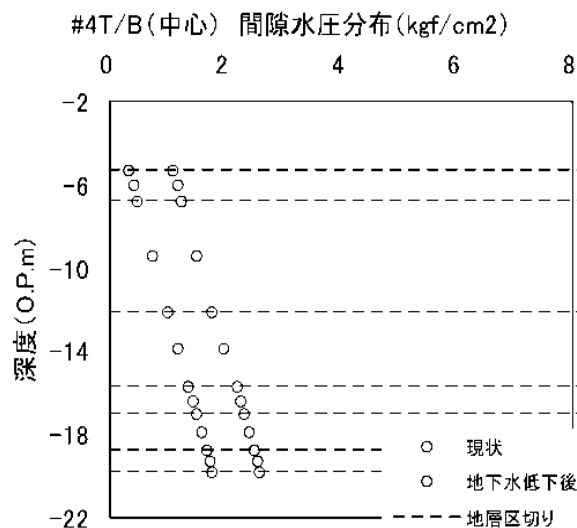
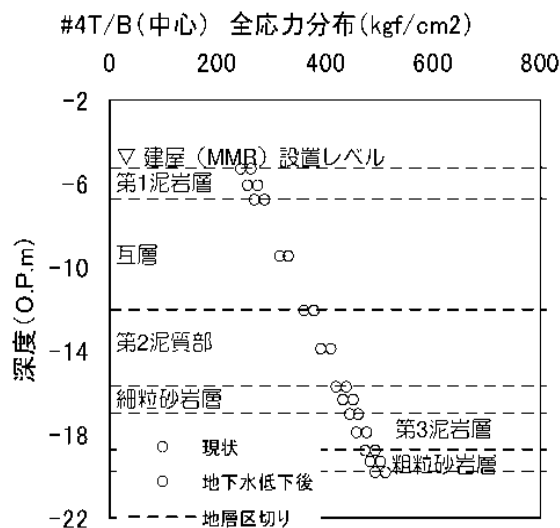
#3T/B



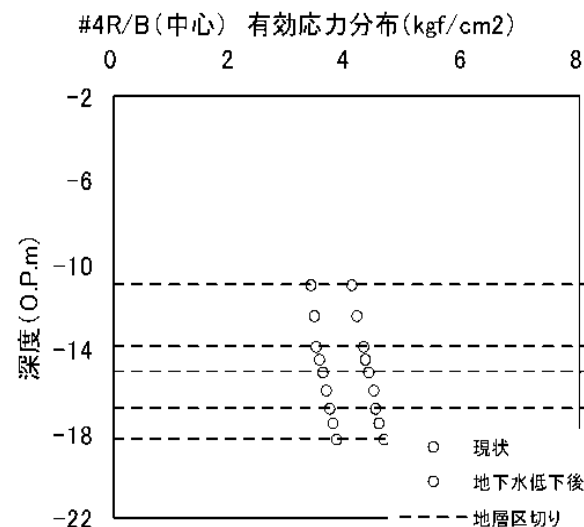
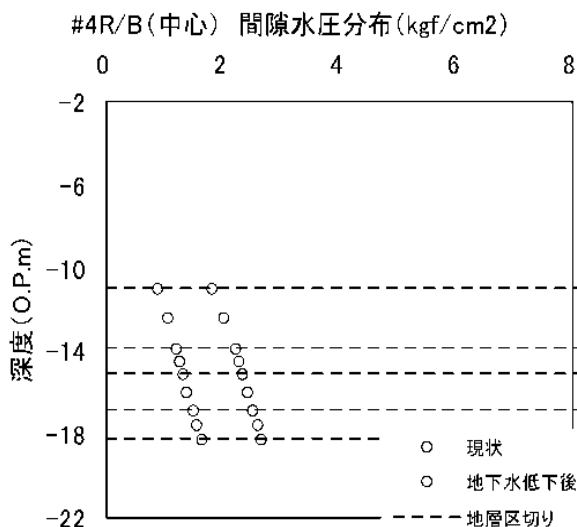
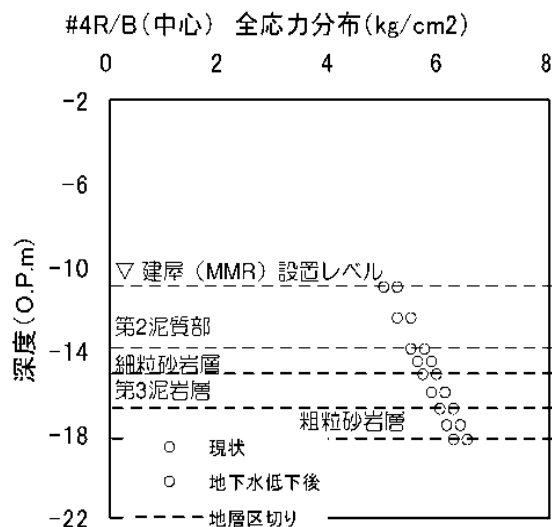
#3R/B



#4T/B

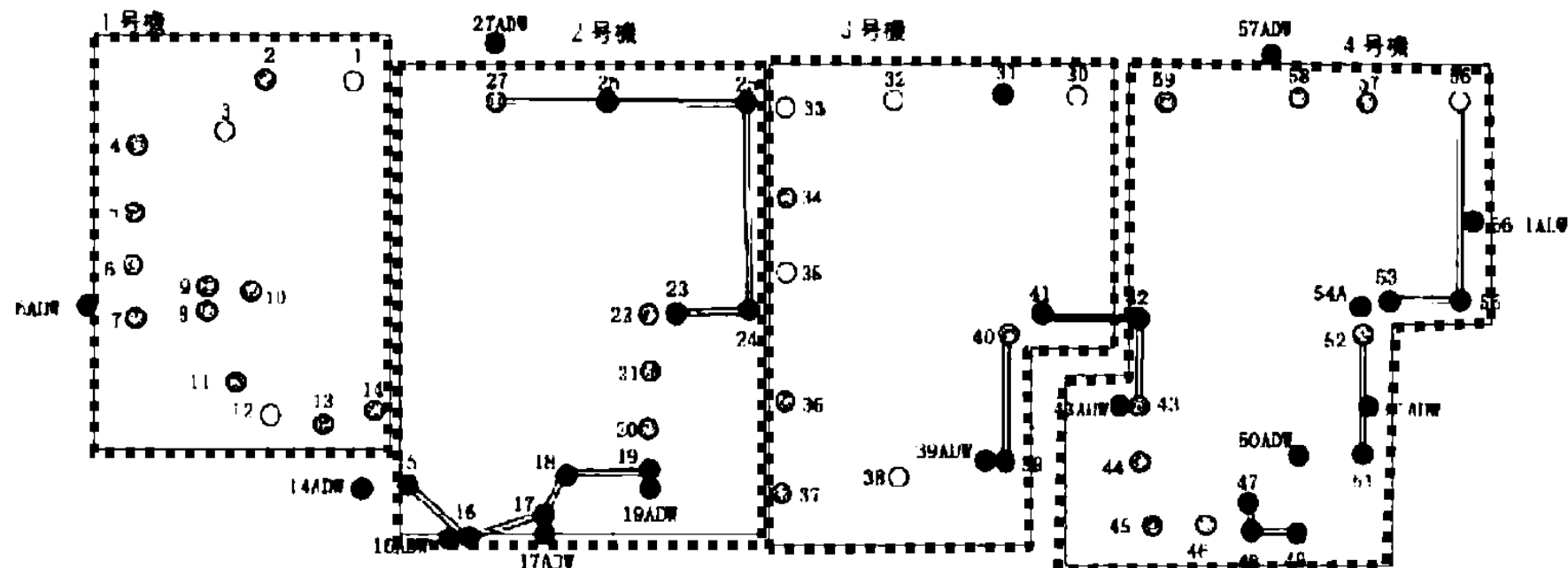


#4R/B



<参考> 1～4号機建屋周りのサブドレンおよびディープウェルの稼働状況

■ 1～4号機建屋周りのサブドレンおよびディープウェルの設置箇所



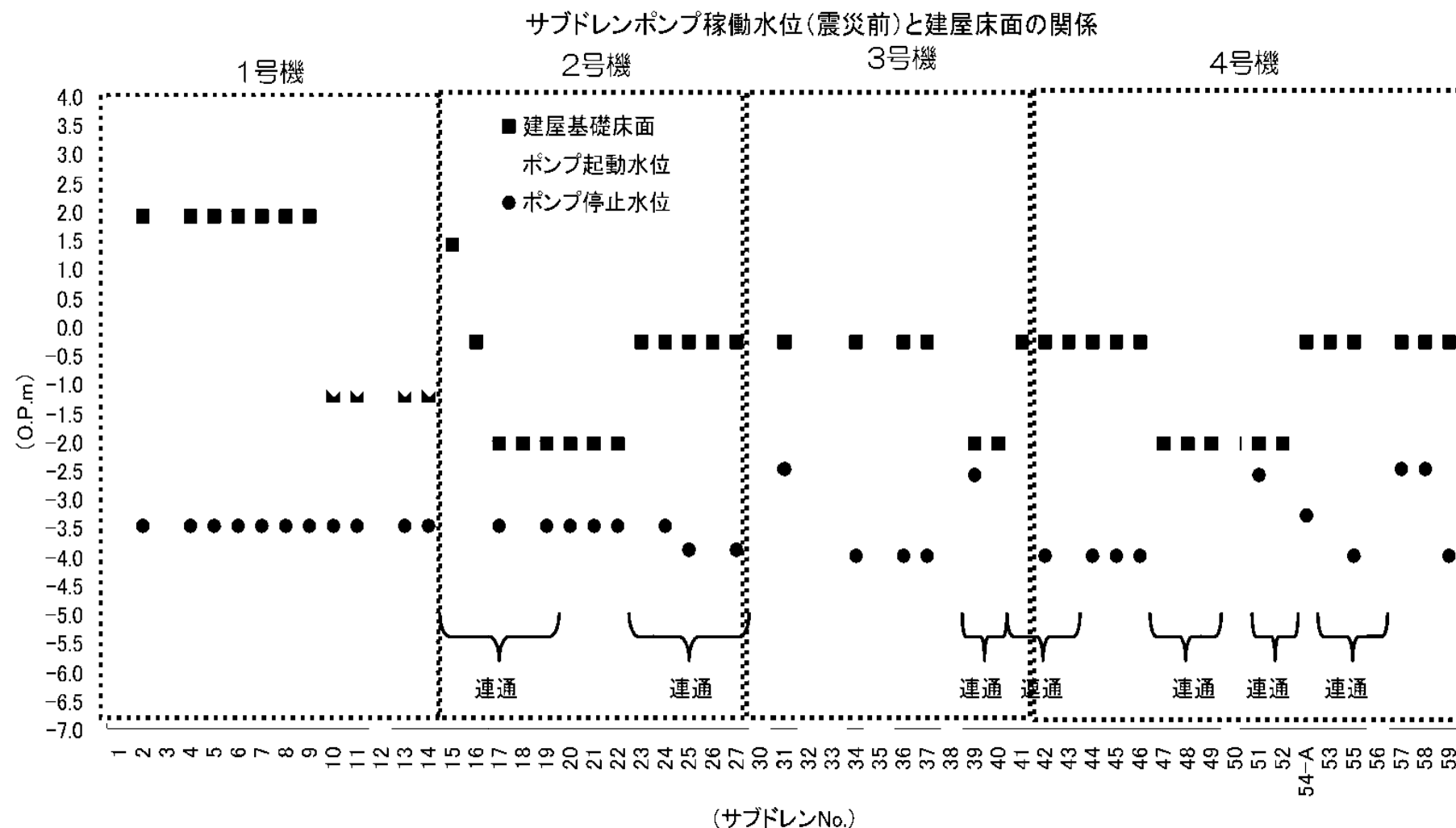
サブドレンピット及びDWの集水構造タイプ

- タイプA (27カ所) : サブドレンピット (有孔集水管有)
- タイプB (21カ所) : サブドレンピット (有孔集水管無) + 有孔横引管
- タイプC (36カ所) : サブドレンピット (有孔集水管無) + 建屋底面集水路
- タイプD (12カ所) : ディープウェル (DW)
- タイプE (9カ所) : サブドレンピット (有孔集水管有) + DW

<参考> 1～4号機建屋周りのサブドレンおよびディープウェルの稼働状況

■震災前のサブドレンの稼働状況

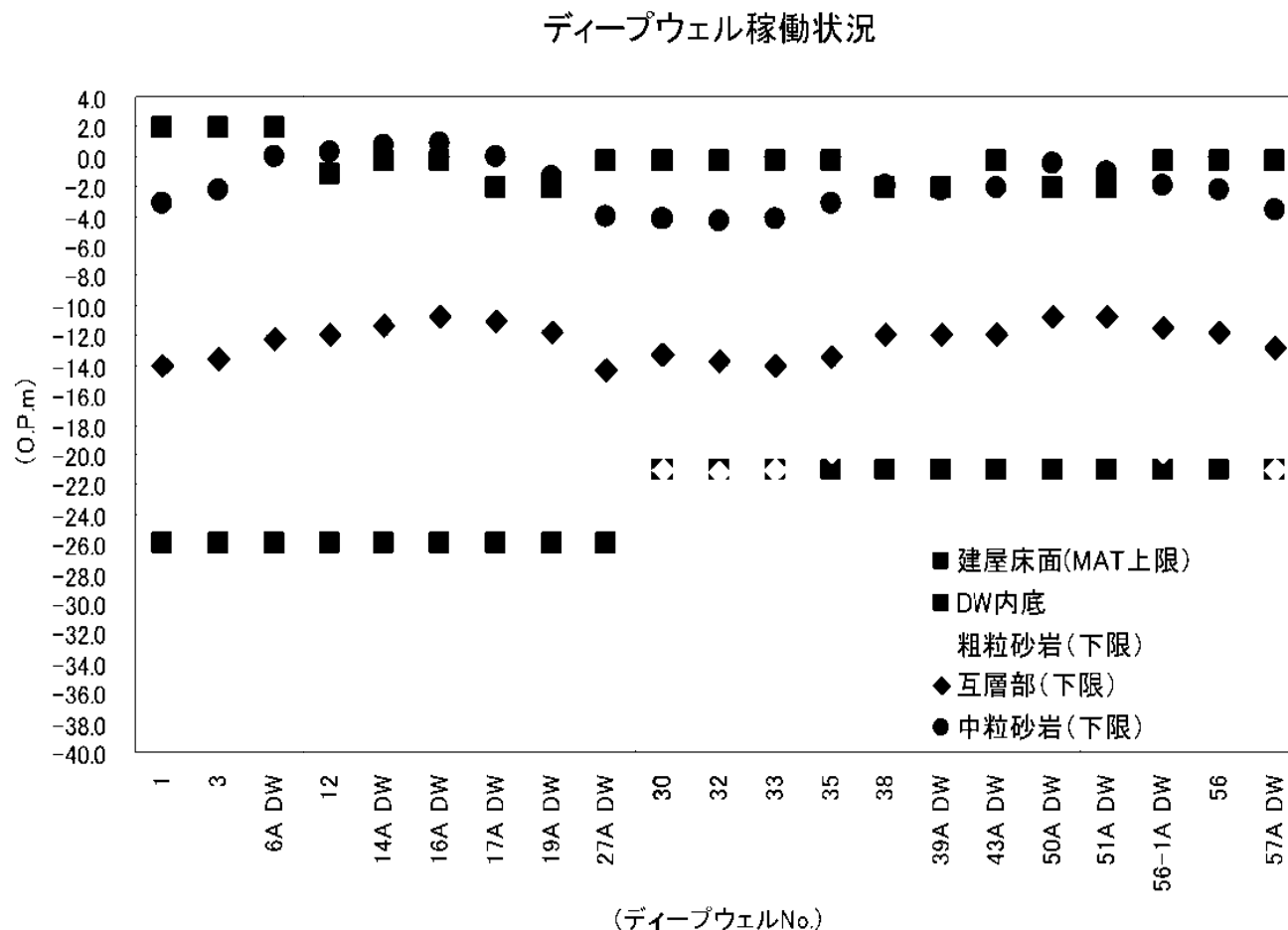
- ・ポンプの起動水位と停止水位を設定して断続運転して揚水し、各建屋の床面標高以下まで地下水位を低下させていた。



<参考> 1～4号機建屋周りのサブドレンおよびディープウェルの稼働状況

■震災前のディープウェルの稼働状況

- ディープウェル（DW）は、ピット内の水位が建屋床面レベルで一定となるようにポンプを連続運転し、主に下部透水層（互層部、細粒砂岩および粗粒砂岩）から流入する地下水を汲み上げていた。

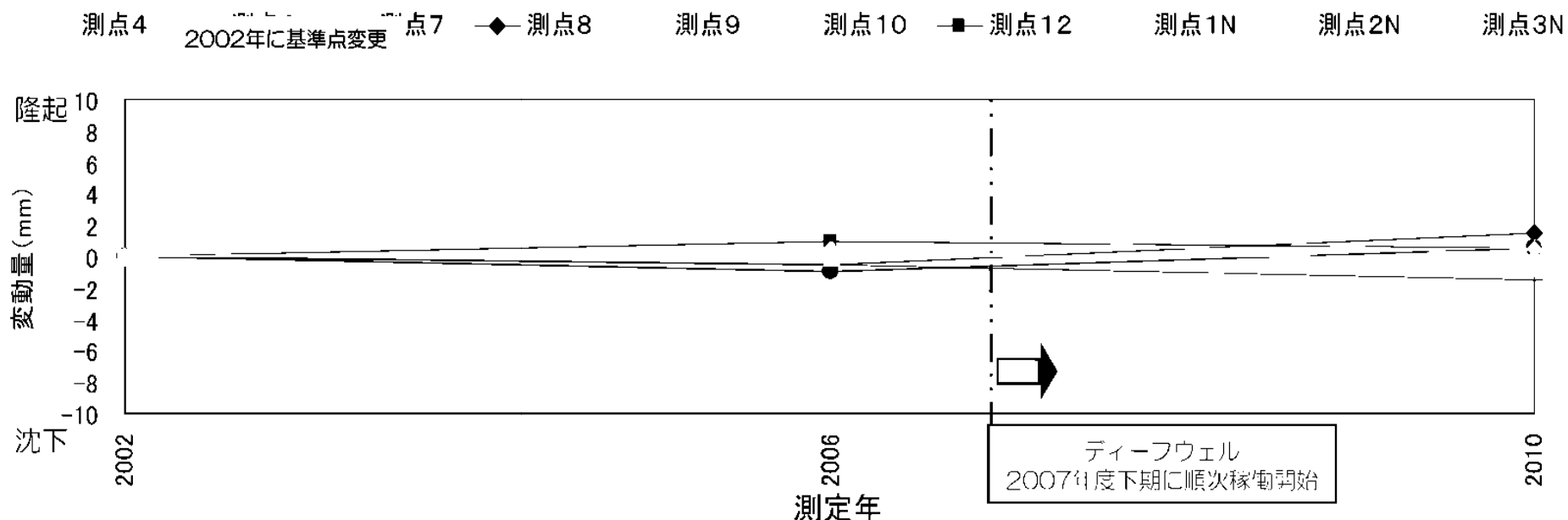


※ディープウェルのポンプ稼働水位は、建屋基礎床面の標高で水位が一定となるように連続運転していた。

<参考> 3号機建屋の沈下量

- ・ 2002年以降の有意な変動は認められない。
- ・ ディープウェル稼働（建屋基礎下レベルで汲上げ）後も優位な変動は無い。

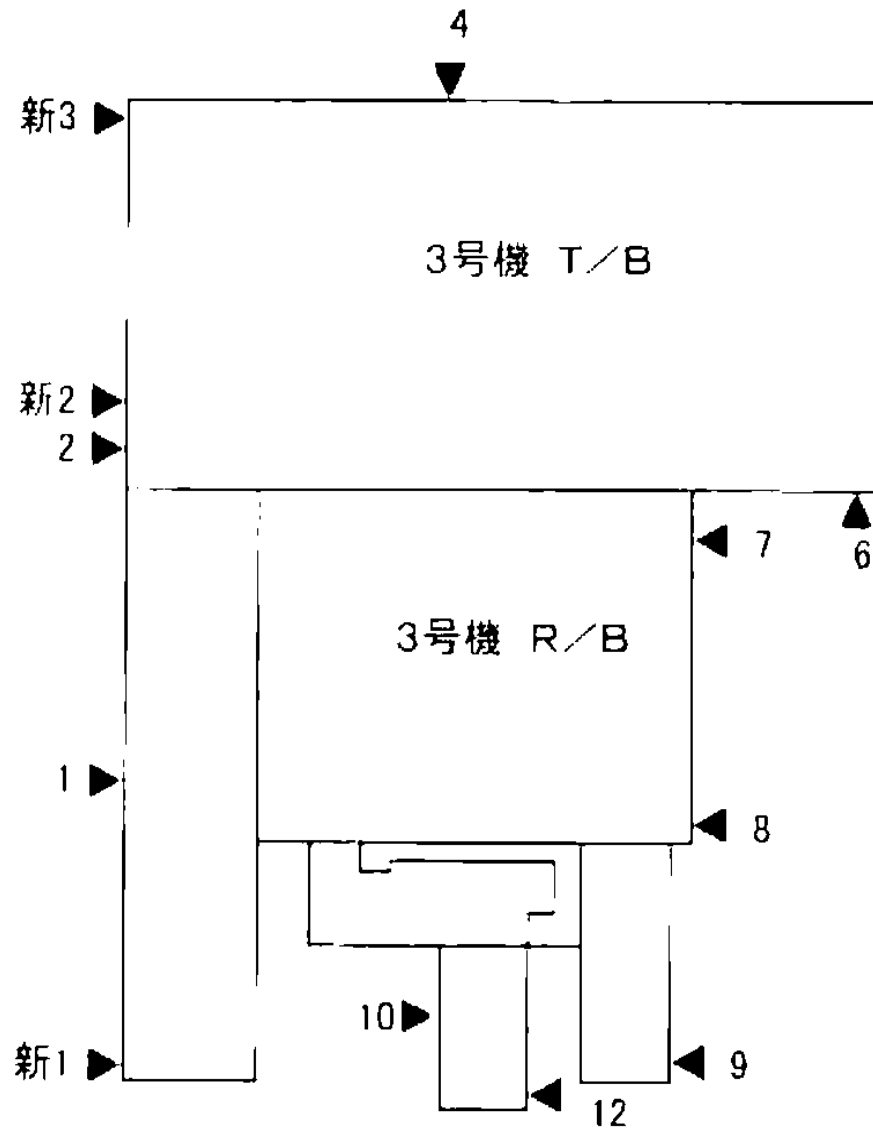
3号機建屋 水準測量結果



- ・ 2002年以前の測定データの信頼性が確認できず、2002年以降の測定データについて記載した。
- ・ 変動量は、2002年の測量結果に対する相対変動量を示した（沈下は負）。
- ・ 2002年以降の測量について
 - ・ 基準点を物揚場北側内基準点No.7（1級基準点）に変更。
 - ・ 測量は2級水準測量による。（較差の許容範囲は約±5mm）

<参考> 3号機建屋の沈下量

■ 3号機建屋の測点



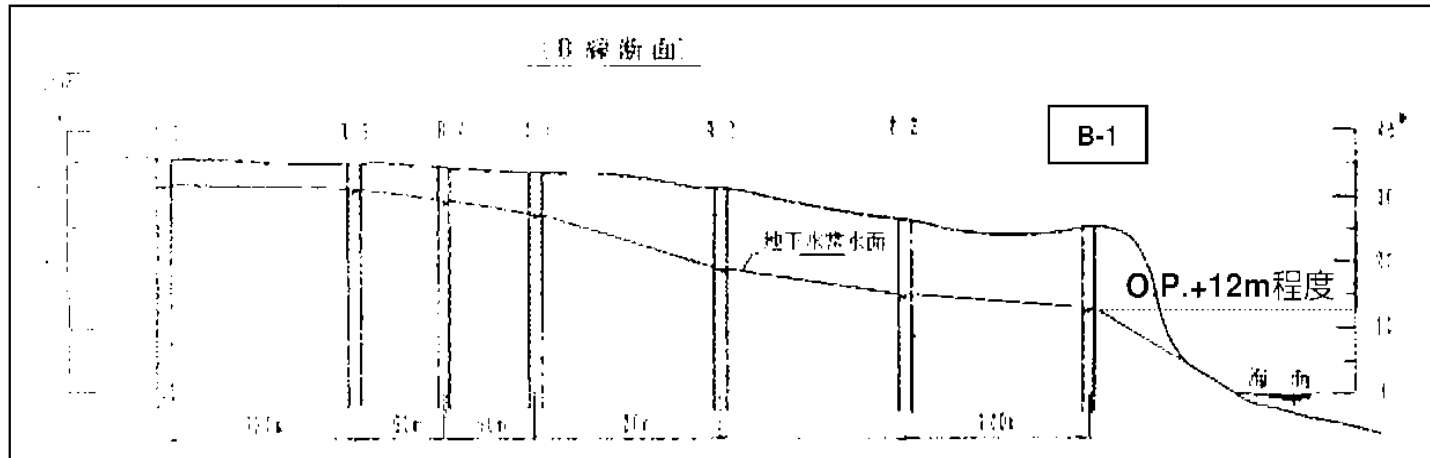
＜参考＞敷地内の塩素イオン濃度

- 1～4号機原子炉建屋周辺で塩素イオン濃度を震災後に計測
- 2011年12月における3号機サブドレンでの地下水の塩素イオン濃度は2,400ppmであり海水の1／10オーダーであったが、塩素イオン濃度は低下傾向にあり、2014年5月における同一箇所での塩素イオン濃度は60ppmであり1／1,000オーダーまで低下した
- なお、海水の塩素イオン濃度は約20,000ppm※

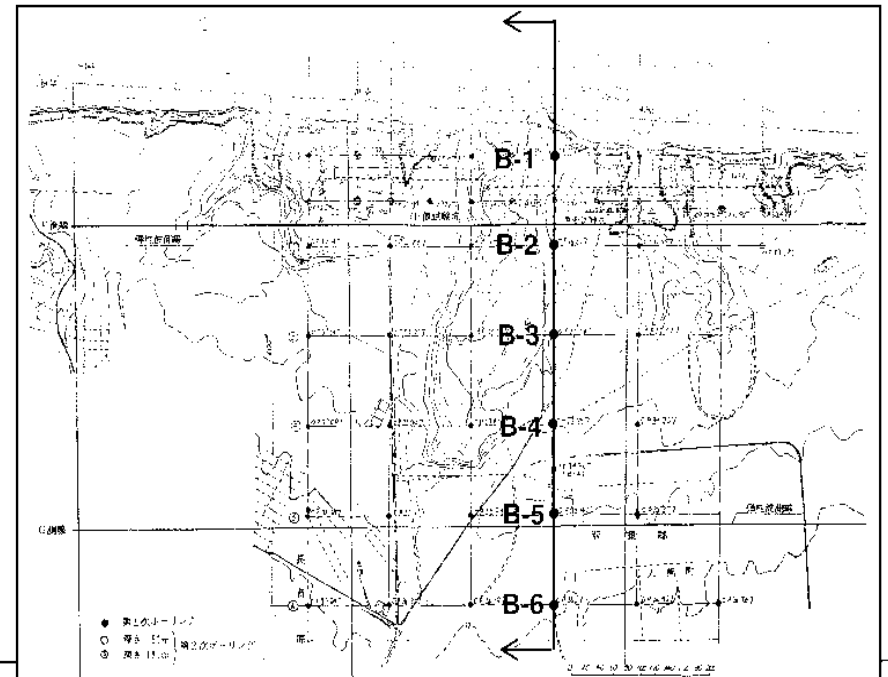
※ECO Industry, 10(2), 17(2005) Cl 19,360ppm

<参考> 発電所建設前の1～4号機建屋周辺の地下水位

- ・ 発電所建設前の1～4号機建屋周辺の地下水位については、「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書」より、O.P.+12m程度とした。



※「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書」より抜粋

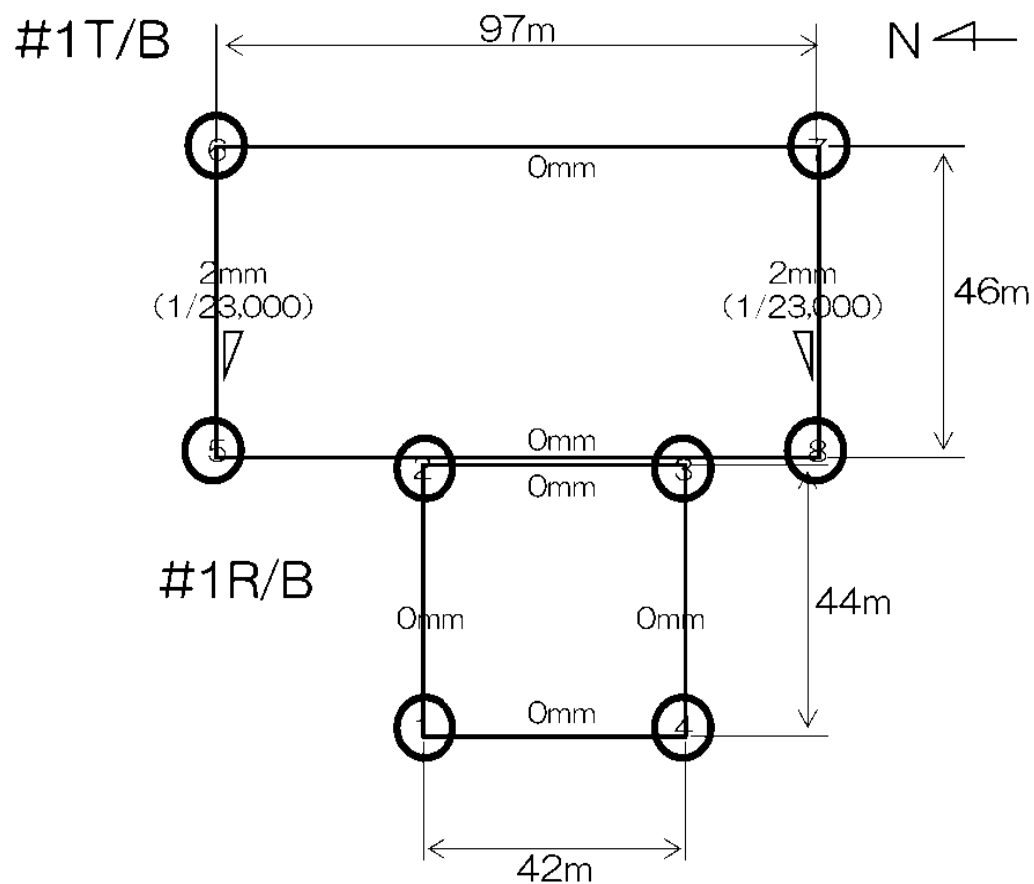


<参考>凍土壁の根入れを互層下端までとした場合の沈下量の算定

■基礎地盤の変形量試算結果 (#1R/B・T/B)

変形量 (mm)	#1T/B 5	#1T/B 6	#1T/B 7	#1T/B 8
合計	-10	-8	-8	-10
第1泥質部	-6	-5	-5	-6
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-3	-2	-2	-3

変形量 (mm)	#1R/B 1	#1R/B 2	#1R/B 3	#1R/B 4
合計	-6	-6	-6	-6
第1泥質部	-3	-3	-3	-3
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-2	-2	-2	-2



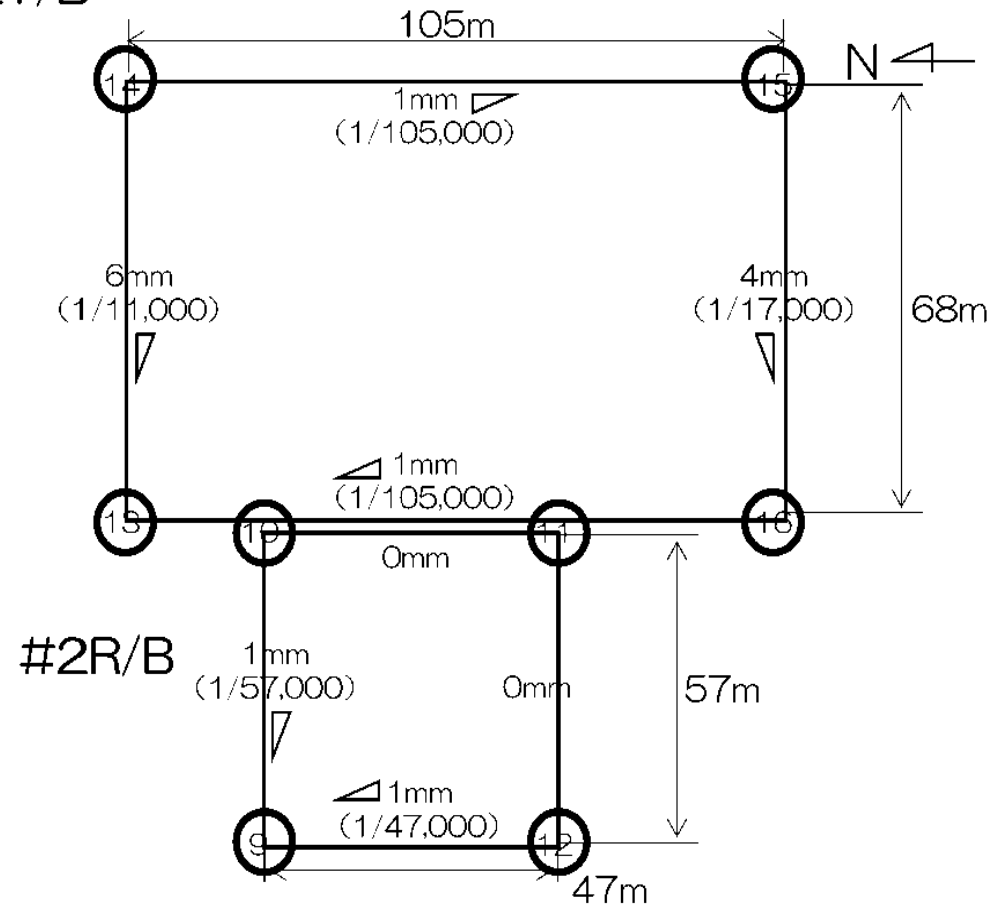
<参考>凍土壁の根入れを互層下端までとした場合の沈下量の算定

■基礎地盤の変形量試算結果 (#2R/B・T/B)

変形量 (mm)	#2T/B 13	#2T/B 14	#2T/B 15	#2T/B 16
合計	-12	-6	-7	-11
第1泥質部	-7	-3	-4	-7
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-4	-2	-2	-3

変形量 (mm)	#2R/B 9	#2R/B 10	#2R/B 11	#2R/B 12
合計	-5	-4	-4	-4
第1泥質部	-1	-1	-1	0
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-3	-2	-2	-3

#2T/B



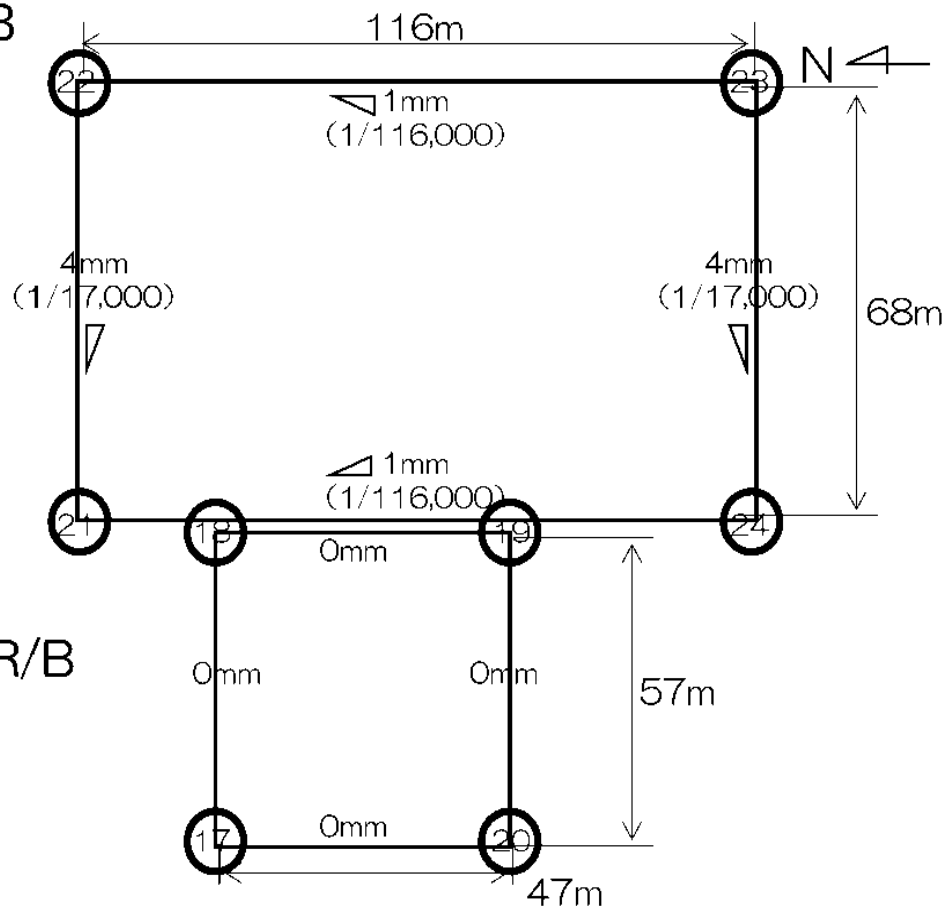
<参考>凍土壁の根入れを互層下端までとした場合の沈下量の算定

■基礎地盤の変形量試算結果 (#3R/B・T/B)

変形量 (mm)	#3T/B 21	#3T/B 22	#3T/B 23	#3T/B 24
合計	-11	-7	-6	-10
第1泥質部	-6	-4	-3	-5
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-4	-2	-2	-4

変形量 (mm)	#3R/B 17	#3R/B 18	#3R/B 19	#3R/B 20
合計	-4	-4	-4	-4
第1泥質部	0	-1	-1	0
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-3	-2	-2	-3

#3T/B



#3R/B

<参考>凍土壁の根入れを互層下端までとした場合の沈下量の算定

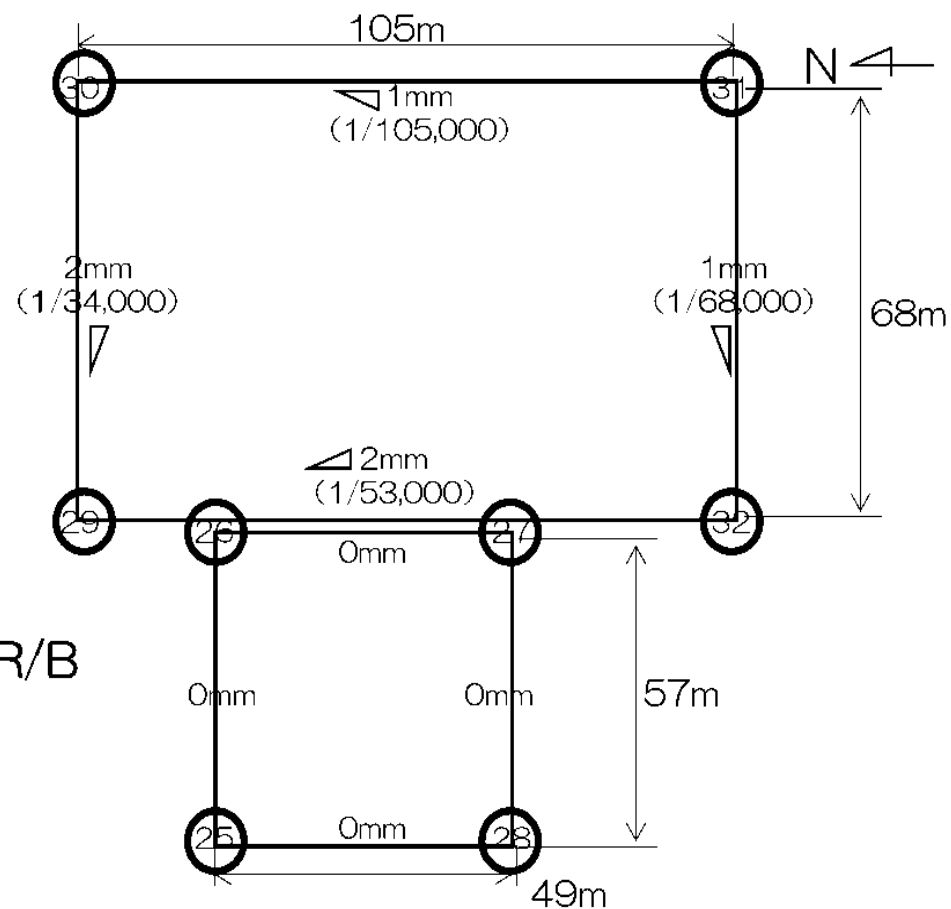
■基礎地盤の変形量試算結果 (#4R/B・T/B)

変形量 (mm)	#4T/B 29	#4T/B 30	#4T/B 31	#4T/B 32
合計	-8	-6	-5	-6
第1泥質部	-3	-3	-1	-1
互層(砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層(泥岩)	-4	-2	-3	-4

変形量 (mm)	#4R/B 25	#4R/B 26	#4R/B 27	#4R/B 28
合計	0	0	0	0
第1泥質部	-	-	-	-
互層(砂岩)	-	0	-	-
互層(泥岩)	-	0	-	-

#4T/B

#4R/B



<参考>凍土壁の根入れを互層下端までとした場合の建屋基礎地盤の沈下量の評価

■建屋基礎底面の傾斜

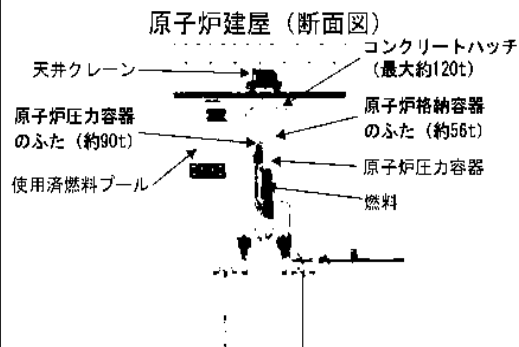
		基礎底面の傾斜 (最大)	評価① (安定性評価に係る審査ガイド)	評価② (建築基礎構造設計指針)
			【目安値】 1/2,000	【目安値】 1/1,000～1/500
原子炉 建屋	1号機	-	OK	OK
	2号機	1/47,000	OK	OK
	3号機	-	OK	OK
	4号機	-	OK	OK
タービン 建屋	1号機	1/23,000	OK	OK
	2号機	1/11,000	OK	OK
	3号機	1/17,000	OK	OK
	4号機	1/34,000	OK	OK

福島第二原子力発電所からのお知らせ（平成26年5月号）

福島第二原子力発電所1～4号機は、安定した冷温停止を維持しています。発電所の最新状況や、様々な取り組みをお知らせします。

1号機の燃料移動に先立ち 原子炉開放作業を開始しました

- 1号機における原子炉から使用済燃料プールへの燃料移動に先立ち、原子炉開放作業を5月12日から開始し、コンクリートハッチ、原子炉格納容器・圧力容器それぞれのふたをとりはずしました。
- 1号機の原子炉開放作業は、震災後初めての作業であり、震災時の状況（高温、高圧）を踏まえて、綿密に工程を組み慎重に進めています。例えば、原子炉圧力容器のふたを押さえている92個のボルトとナットに若干のサビが見られたことから、手作業で丁寧に取り除きましたが、計画通りの工程で問題なくふたをとりはずすることができました。
- 今後の予定としては、本作業は5月中に完了し、その後、6月上旬から燃料移動を開始します。引き続き、慎重に作業を進めていきます。



*** 原子炉開放作業**
 コンクリートハッチ、原子炉格納容器のふた、原子炉圧力容器のふた、蒸気乾燥器、気水分離器などを天井クレーン（吊上荷重125t）で吊り上げて、とりはずす作業です。

○原子炉開放・燃料移動スケジュール

	平成26年5月	平成26年6月
1号機	原子炉開放 5/12～5月末（予定）	燃料移動 6/2（予定）～ 6月末（予定）



原子炉圧力容器のふたのとりはずし

冷温停止維持に向け、日々、取り組んでいます ～非常用ディーゼル発電機の点検と確認試験～

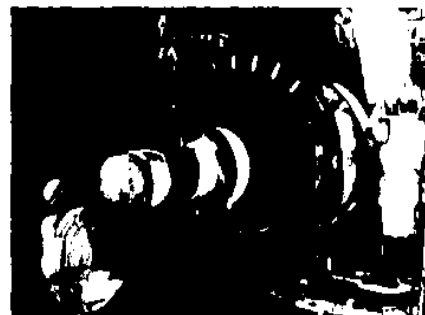
- これまで緊急時における冷温停止維持に向けた取り組みとして、電源車やガスタービン発電機による電源確保を目的とした訓練などを紹介してきましたが、震災被害から復旧した設備の点検等も着実に進めています。
- 非常用ディーゼル発電機もその一つであり、通常使っている電気が停止すると、冷温停止を維持するため自動的に起動します。1台でも安定した冷却に必要な電気を発電できますが、1～4号機に各々3台ずつ設置しており、点検は、この3台が重ならないよう計画的に行っています。
- また、毎月1回の確認試験では、実際に起動させて、正常に機能することを確認しています。そのため、試験のたびに、原子炉建屋に取り付けられた煙突から煙が立ち昇ります。



非常用ディーゼル発電機（発電機）



非常用ディーゼル発電機（ディーゼル機関）



発電機の組み立て（平成24年8月）



ディーゼル機関の点検

負傷者が発生した際の対応訓練について 紹介します

- 当所は、作業安全に向けた取り組みを進めていますが、作業等でけが人が発生した場合には、適切な処置を迅速に行えるよう、訓練を行っています。
- 放射線管理区域*で作業員がけがをした場合は、けが人を現場からプラント内の処置室に搬送します。けが人が放射性物質で汚染していることを前提として対応しますので、処置室自体を放射線管理区域として設定して、全身の汚染検査を行います。検査の結果、傷口等に放射性物質の付着があれば、生理的食塩水で洗浄し除染します。そのうえで、傷口を包帯で巻くなどの応急処置を行い、急患移送車で医療機関へ搬送します。なお、車には、放射線監理員が同乗し、搬送先の医療機関で状況を説明します。
- こうした状況に迅速な対応がはかれるよう、定期的に訓練を行っています。

○訓練の様子



放射能汚染の確認



傷口の除染



傷口の手当て



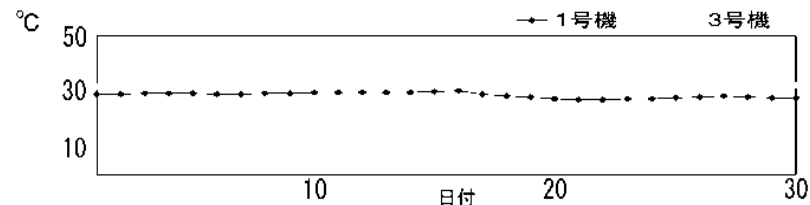
医療機関へ運ぶ際に使用する急患移送車

*放射線による無用な被ばくを防止するため、また、放射性物質による放射能汚染の拡大防止をはかるため管理を必要とする区域。

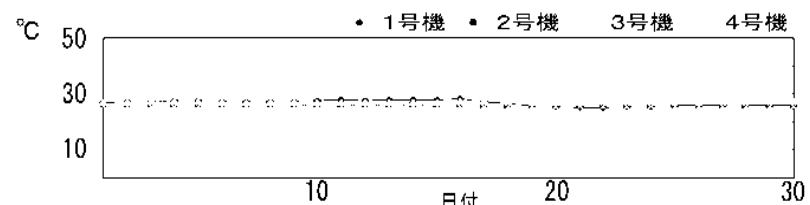
【プラントデータ】

原子炉水および使用済燃料プール水の温度は、約30℃程度で安定して推移しており、燃料の冷却を維持しています。

【原子炉水温度】



【使用済燃料プール水温度】



2号機は平成25年10月16日までに、4号機は平成24年10月24日までに原子炉内から764体の燃料すべてを取り出し、使用済燃料プールへ移動しました。

発電所敷地境界付近の空間放射線量率（1時間あたりの放射線の量）については、当社ホームページをご覧ください。

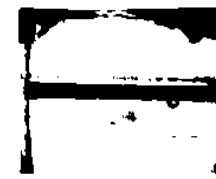
<当社ホームページ><http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f2/index-j.html>

使用済燃料プール内に異物等があった原因と対策をとりまとめました

- 3月号でお知らせした通り、1号機の使用済燃料プール内から異物等（フック、容器*）を回収しました。その後、2～4号機についても調査を行い、ワイヤー付きボルト等、計10個の異物を回収しましたが、燃料等への影響はありません。原因調査の結果、混入した経路や時期は特定できませんでしたが、平成16年4月以降は、異物混入防止対策を強化していることから、それ以前に混入したものと推定しました。引き続き、同対策を徹底していきます。
- また、異物ではありませんが、1号機と同プール床面から回収した容器については、平成4年8月に同容器を保管する箱へ収納する際、同プール床面に落下させてしまい、そのまま箱に保管されているものとして管理していました。今後は、水中カメラを用いて、確実に同容器を保管する箱へ収納したことを確認します。



回収したワイヤー付きボルト



回収した中性子検出器廃棄容器

* 中性子検出器廃棄容器
中性子検出器は、原子炉内の中性子の量を計測することで出力を監視する装置であり、中性子検出器廃棄容器は原子炉内で使用した中性子検出器を切断して格納し廃棄するための容器

福島第二原子力発電所は、引き続き安定した冷温停止を維持してまいります。

【お問い合わせ】福島第二原子力発電所 企画広報グループ
tel 0240-25-1353 受付時間(平日)午前9時～午後5時

福島第二原子力発電所 1号機 原子炉開放作業の完了について

平成26年5月28日
東京電力株式会社

当所1号機では、5月12日より原子炉開放作業を開始し、順次、コンクリートハッチ、原子炉格納容器の蓋、原子炉圧力容器の蓋、蒸気乾燥器、気水分離器の取り外しを行い、5月27日、原子炉開放作業が完了しました。

原子炉内に装荷されている燃料の使用済燃料プールへの移動については、6月2日より開始する予定です。

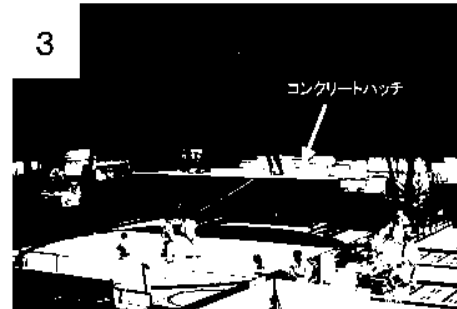
●原子炉開放作業の流れ（作業実績）



原子炉開放作業前の様子
(平成26年5月7日撮影)



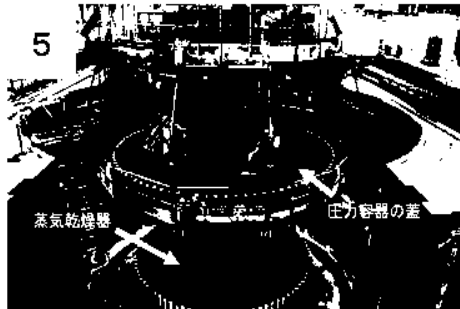
コンクリートハッチの取り外しの様子
(平成26年5月12日撮影)



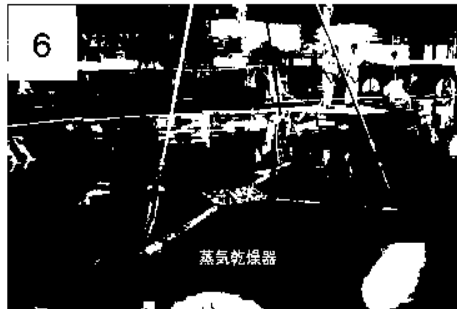
コンクリートハッチの取り外しの様子
(平成26年5月12日撮影)



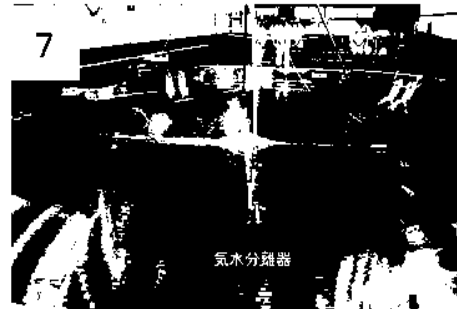
原子炉格納容器 蓋の取り外しの様子
(平成26年5月13日撮影)



原子炉圧力容器 蓋の取り外しの様子
(平成26年5月20日撮影)



蒸気乾燥器の取り外しの様子
(平成26年5月26日撮影)



気水分離器の取り外しの様子
(平成26年5月27日撮影)



原子炉開放作業後の様子
(平成26年5月27日撮影)

●確認された主な不具合箇所

今回の原子炉開放作業において、以下の不具合が確認されました。

1. 原子炉ウエルのコンクリートハッチがのっていた箇所(2・3段目のひな段)の表面(ほぼ全周)に接触痕を確認(図:A)
 2. 原子炉格納容器ベローズ・保護カバーの固定ボルト(36本中5本)の折損を確認(図:B)
 3. 原子炉圧力容器ベローズ保護カバーの固定ボルト(24本中1本)の折損を確認(図:B)
- 折損した計6本のボルトのうち1本は回収できていませんが、設備の構造上、原子炉内に入ることはありません。
○ 確認された不具合は、設備の健全性に影響を与えるものではありません。

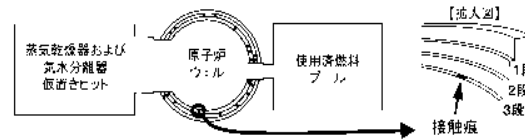
※ベローズ：原子炉建屋と原子炉格納容器の間、また、原子炉格納容器と原子炉圧力容器の間にあり、それぞれの節にある密封を確保するとともに原子炉内への水の浸入を防ぐ役割を担っている。また、原子炉格納容器と原子炉圧力容器の間にあり、それぞれの節にある密封を確保するとともに原子炉内への水の浸入を防ぐ役割を担っている。



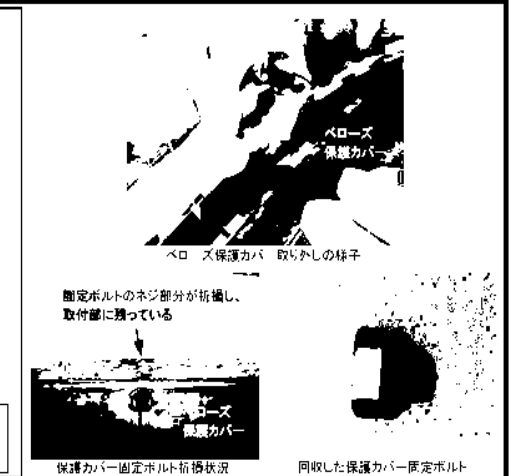
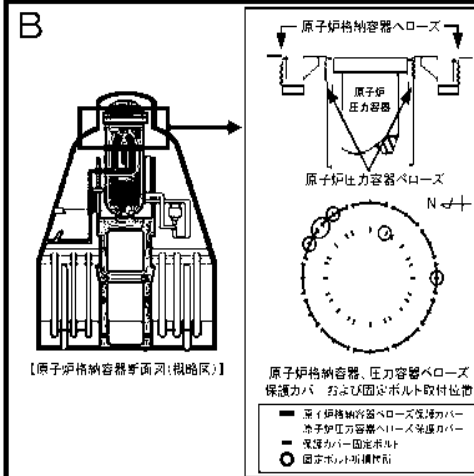
接触痕の様子
(平成26年5月17日撮影)

【原子炉ウエル*概略図】

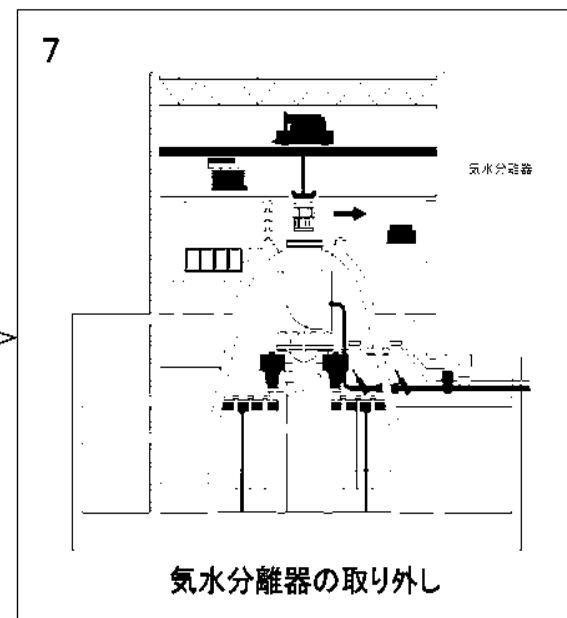
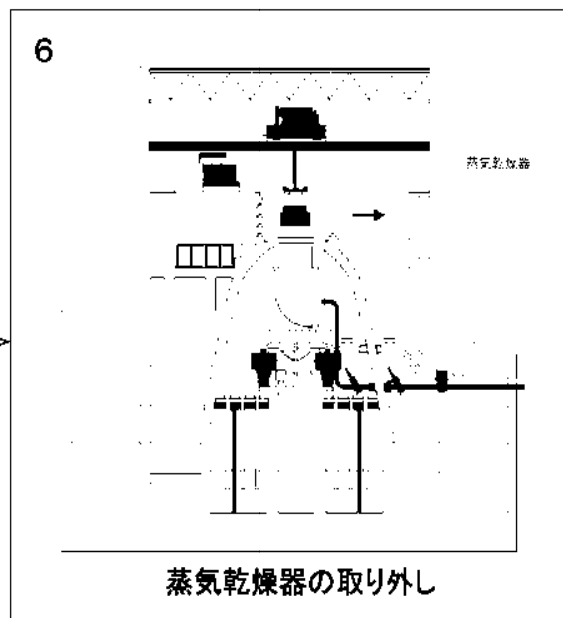
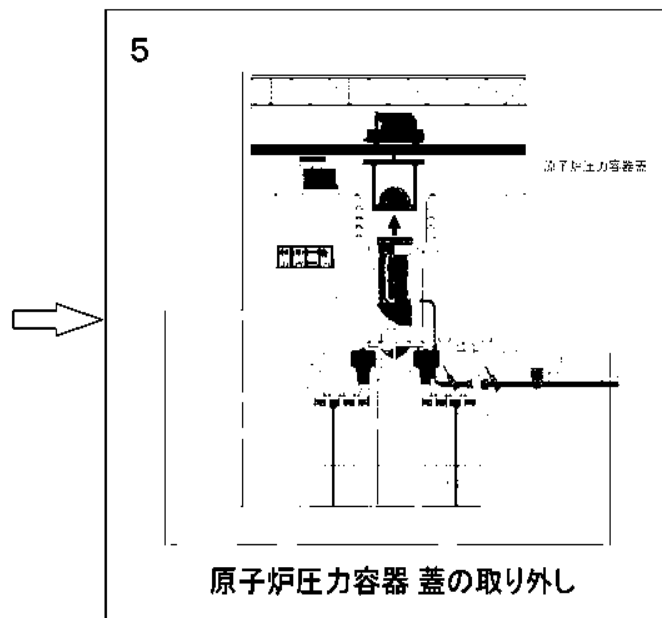
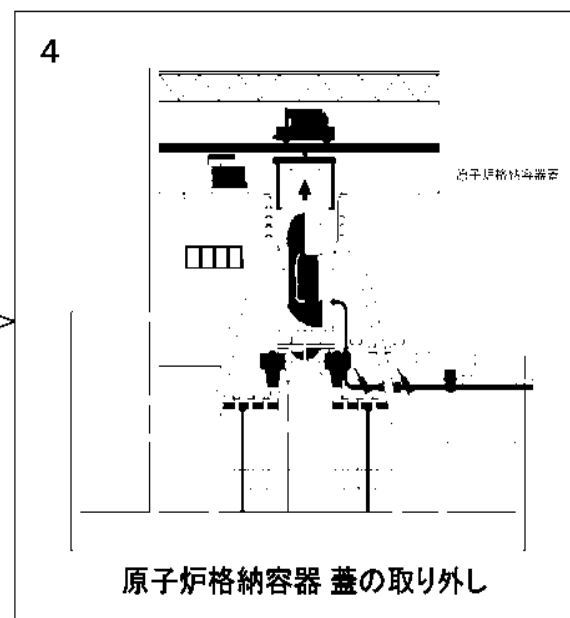
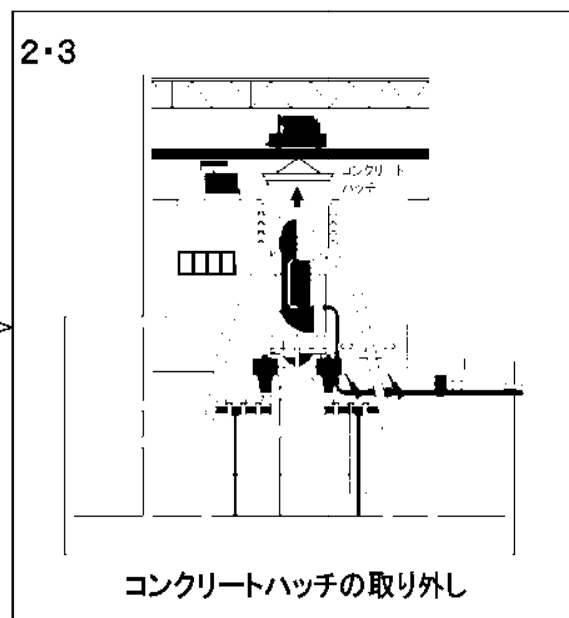
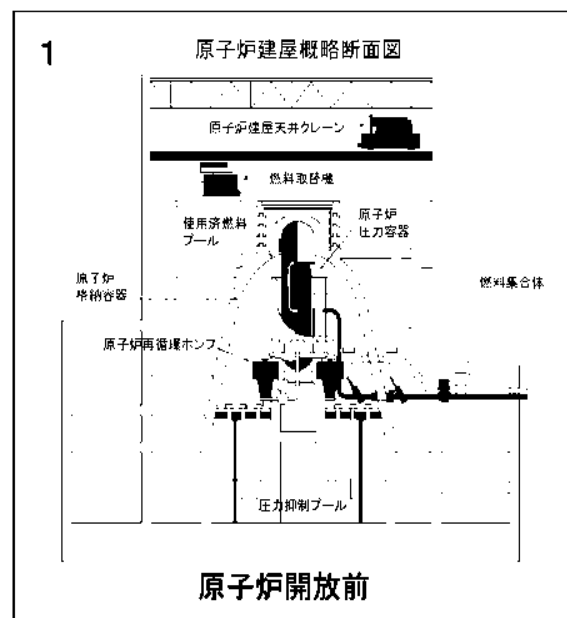
- 接触痕(計19箇所)



※原子炉ウエル：原子炉圧力容器および原子炉格納容器の蓋を設置している空間で、燃料移動を行う際には、この空間を減水状態にする。



<参考>原子炉開放の流れ

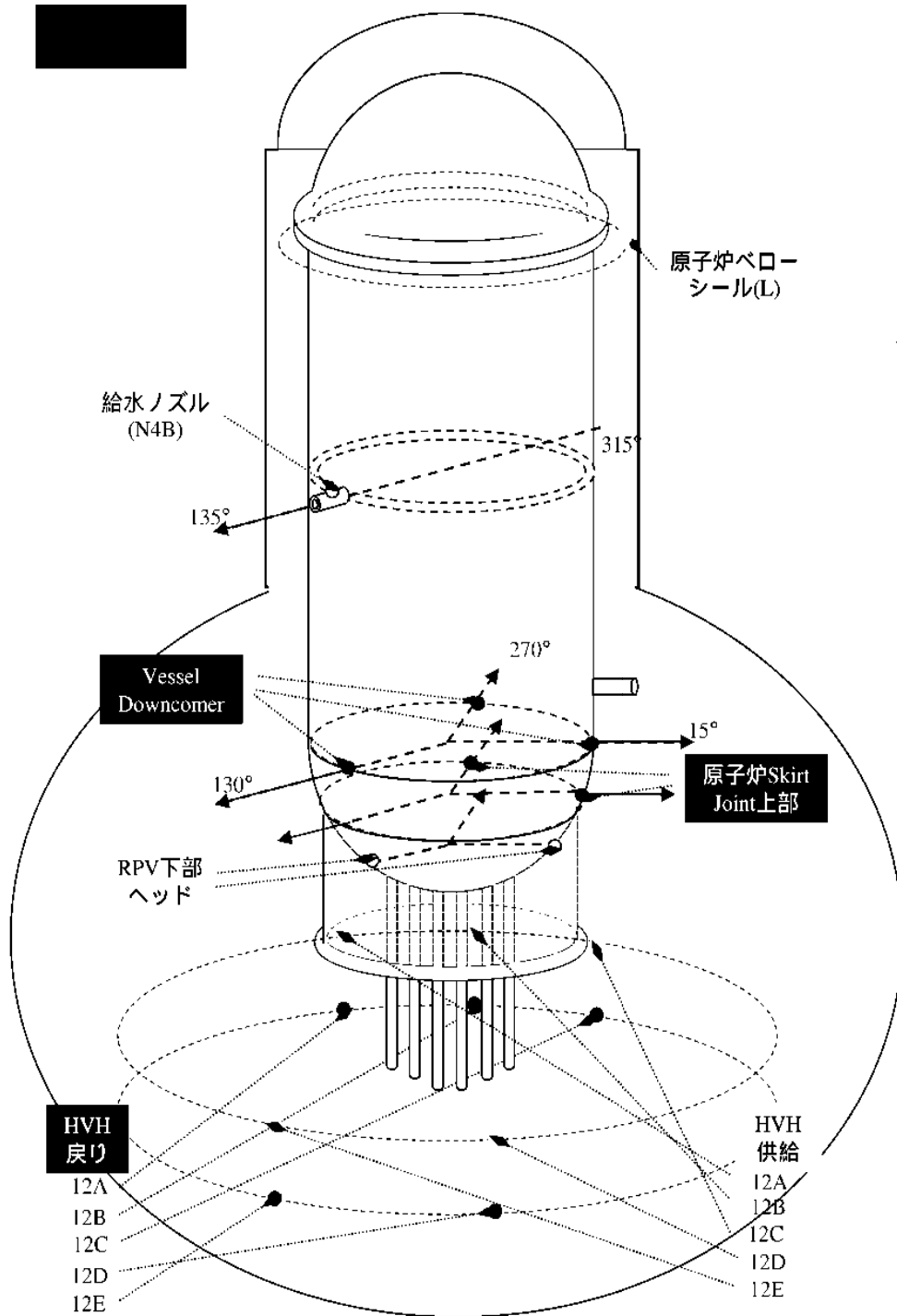


福島第一原子力発電所 プラント関連パラメータ

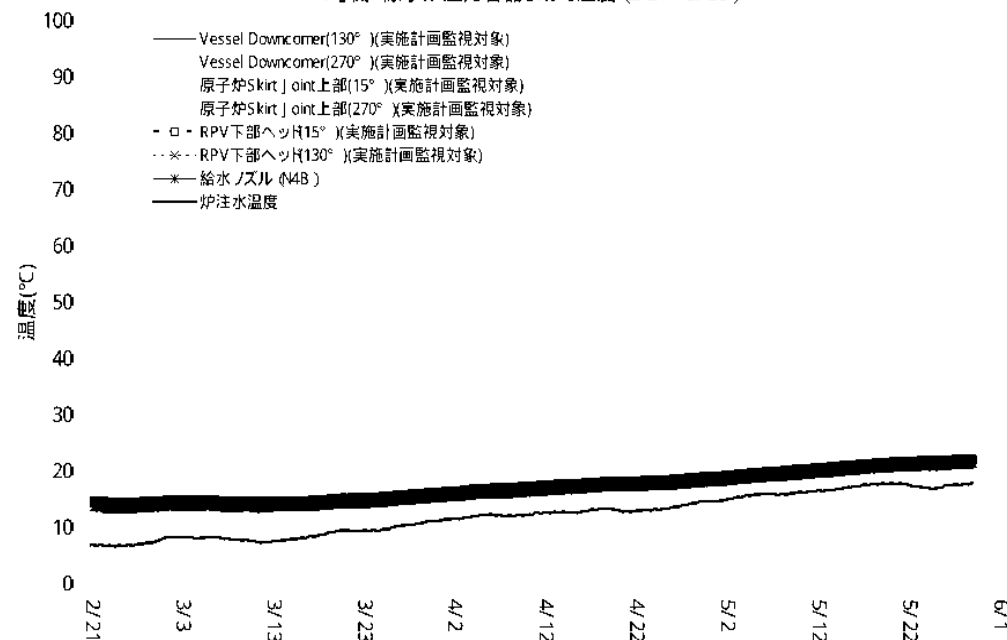
号機	1号機		2号機		3号機		4号機	
	4月23日	5月28日	4月23日	5月28日	4月23日	5月28日	4月23日	5月28日
原子炉注水状況	給水系：2.3m ³ /h CS系：2.0m ³ /h ※4 23 11:00 現在	給水系：2.5m ³ /h CS系：1.9m ³ /h ※5 28 11:00 現在	給水系：2.0m ³ /h CS系：2.5m ³ /h ※4 23 11:00 現在	給水系：1.7m ³ /h CS系：2.5m ³ /h ※5 28 11:00 現在	給水系：2.0m ³ /h CS系：2.5m ³ /h ※4 23 11:00 現在	給水系：2.0m ³ /h CS系：2.4m ³ /h ※5 28 11:00 現在		
原子炉圧力容器底部温度	VESSEL BOTTOM HEAD (TE-263-69L1)：18.3℃ 原子炉 SKIRT JOINT 上部 (1L-263-69H1)：18.2℃ VESSEL DOWN COMMER (TE-263-69G2)：18.2℃ ※4 23 11:00 現在	VESSEL BOTTOM HEAD (TE-263-69L1)：22.1℃ 原子炉 SKIRT JOINT 上部 (1L-263-69H1)：22.0℃ VESSEL DOWN COMMER (TE-263-69G2)：22.0℃ ※5 28 11:00 現在	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD (TE-2-3-69H13)：27.5℃ ※4 23 11:00 現在	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD (TE-2-3-69H13)：31.6℃ ※5 28 11:00 現在	RPV下部ヘッド温度 (TE-2-3-69L1)：25.4℃ スカートジャンクション上部温度 (1L-2-3-69H1)：25.1℃ RPV上部ヘッド上部温度 (TE-2-3-69H1)：22.6℃ ※4 23 11:00 現在	RPV下部ヘッド温度 (TE-2-3-69L1)：28.9℃ スカートジャンクション上部温度 (1L-2-3-69H1)：28.7℃ RPV上部ヘッド上部温度 (TE-2-3-69H1)：26.4℃ ※5 28 11:00 現在		
原子炉格納容器内温度	HVH-12A RETURN AIR (TE-1625A)：18.7℃ HVH-12A SUPPLY AIR (TE-1625F)：18.0℃ ※4 23 11:00 現在	HVH-12A RETURN AIR (TE-1625A)：22.4℃ HVH-12A SUPPLY AIR (TE-1625F)：21.7℃ ※5 28 11:00 現在	RETURN AIR DRYWELL COOLER (1L-16-114B)：27.6℃ SUPPLY AIR D W COOLER HVH2-16B (TE-16-114G#1)：27.9℃ ※4 23 11:00 現在	RETURN AIR DRYWELL COOLER (1L-16-114B)：31.8℃ SUPPLY AIR D W COOLER HVH2-16B (TE-16-114G#1)：32.1℃ ※5 28 11:00 現在	格納容器空調機戻り空気温度 (TE-16-114A)：24.0℃ 格納容器空調機供給空気温度 (TE-16-114F#1)：22.4℃ ※4 23 11:00 現在	格納容器空調機戻り空気温度 (TE-16-114A)：27.8℃ 格納容器空調機供給空気温度 (TE-16-114F#1)：26.3℃ ※5 28 11:00 現在	-	-
原子炉格納容器圧力	103.7kPa abs ※4 23 11:00 現在	3.6kPa g ※5 ※5 28 11:00 現在	4.03kPa g ※4 23 11:00 現在	6.30kPa g ※5 28 11:00 現在	0.25kPa g ※4 23 11:00 現在	0.22kPa g ※5 28 11:00 現在		
窒素封入流量 ※1	RPV：28.19Nm ³ /h PCV：-Nm ³ /h ※2 ※4 23 11:00 現在	RPV：28.19Nm ³ /h PCV：-Nm ³ /h ※2 ※5 28 11:00 現在	RPV：15.73Nm ³ /h PCV：-Nm ³ /h ※2 ※4 23 11:00 現在	RPV：15.91Nm ³ /h PCV：-Nm ³ /h ※2 ※5 28 11:00 現在	RPV：16.64Nm ³ /h PCV：-Nm ³ /h ※2 ※4 23 11:00 現在	RPV：16.84Nm ³ /h PCV：-Nm ³ /h ※2 ※5 28 11:00 現在		
原子炉格納容器水系濃度 ※3	A系：0.01vol% B系：0.00vol% ※4 23 11:00 現在	A系：0.00vol% B系：0.00vol% ※5 28 11:00 現在	A系：0.05vol% B系：0.04vol% ※4 23 11:00 現在	A系：0.04vol% B系：0.04vol% ※5 28 11:00 現在	A系：0.07vol% B系：0.06vol% ※4 23 11:00 現在	A系：0.05vol% B系：0.05vol% ※5 28 11:00 現在		
原子炉格納容器放射能濃度 (Xe135)	A系：1.43E-03Bq/cm ³ B系：1.85E-03Bq/cm ³ ※4 23 11:00 現在	A系：1.53E-03Bq/cm ³ B系：1.58E-03Bq/cm ³ ※5 28 11:00 現在	A系：ND/2.2E-01Bq/cm ³ 以下 B系：ND/2.1E-01Bq/cm ³ 以下 ※4 23 11:00 現在	A系：ND/2.2E-01Bq/cm ³ 以下 B系：ND/2.1E-01Bq/cm ³ 以下 ※5 28 11:00 現在	A系：ND/3.1E-01Bq/cm ³ 以下 B系：ND/3.1E-01Bq/cm ³ 以下 ※4 23 11:00 現在	A系：ND/3.1E-01Bq/cm ³ 以下 B系：ND/3.1E-01Bq/cm ³ 以下 ※5 28 11:00 現在		
使用済燃料プール水温度	17.0℃ ※4 23 11:00 現在	22.0℃ ※5 28 11:00 現在	15.4℃ ※4 23 11:00 現在	21.1℃ ※5 28 11:00 現在	15.4℃ ※4 ※4 23 5:00 現在	21.1℃ ※5 28 11:00 現在	17.2℃ ※4 23 11:00 現在	20.9℃ ※5 28 11:00 現在
FPC 貯け置き水	3.56m ³ ※4 23 11:00 現在	3.75m ³ ※5 28 11:00 現在	3.37m ³ ※4 23 11:00 現在	3.12m ³ ※5 28 11:00 現在	3.73m ³ ※4 ※4 23 5:00 現在	5.56m ³ ※5 28 11:00 現在	66.34×100mm ³ ※4 23 11:00 現在	46.74×100mm ³ ※5 28 11:00 現在

※1:使用状態の温度・圧力で流量補正した値を記載する。
 ※2:窒素封入停止中
 ※3:指示値がマイナスの場合は0.00vol%と記載する。(水素濃度が極めて低い場合は、計器精度によりマイナス表示される場合があるため)
 ※4:3号機使用済燃料プール代替冷却システム停止中の為、3号機使用済燃料プール水温度とトピスキマサージタンク水位に関しては至近のデータを記載。なお、使用済燃料プールの温度上昇率は0.119℃/h程度と評価。
 ※5:原子炉格納容器圧力(PT-1601-69)指示不良のため、2014年5月16日23時より原子炉格納容器圧力(PT-1632C)にてデータ採取。

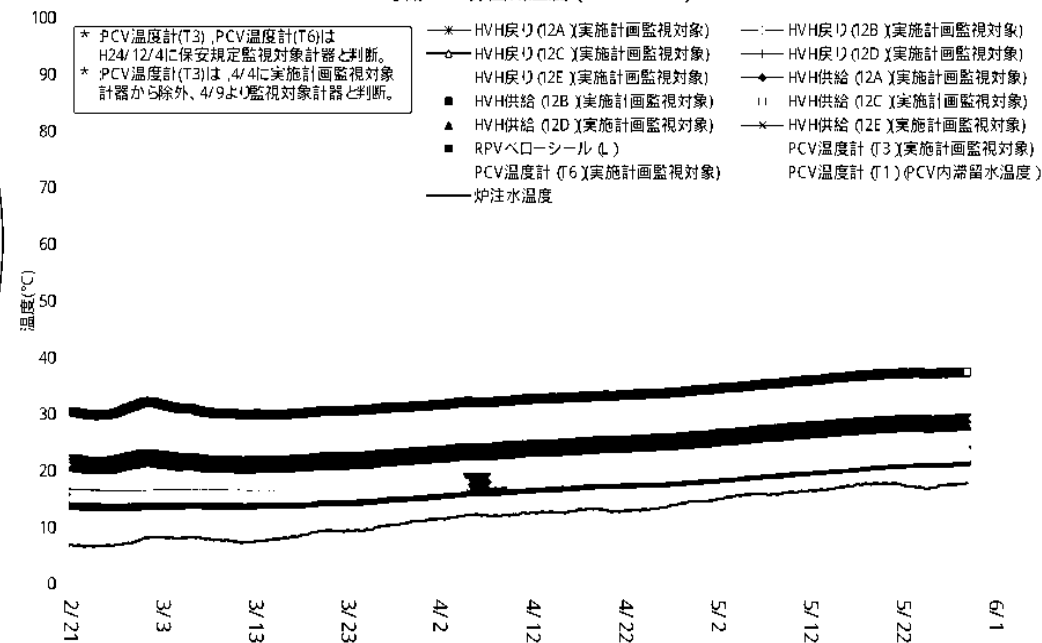
※注水冷却を継続することにより、1～3号機の原子炉圧力容器底部温度、格納容器気相部温度は、号機や温度計の位置によって異なるものの、至近1ヶ月において、約15℃～約40℃で推移。
 格納容器内圧力や格納容器からの放射性物質の放出量等のパラメータについては有意な変動はなく、冷却状態の異常や臨界等の兆候は確認されていない。
 以上より、総合的に冷温停止状態を維持しており、原子炉が安定状態にあることを確認。



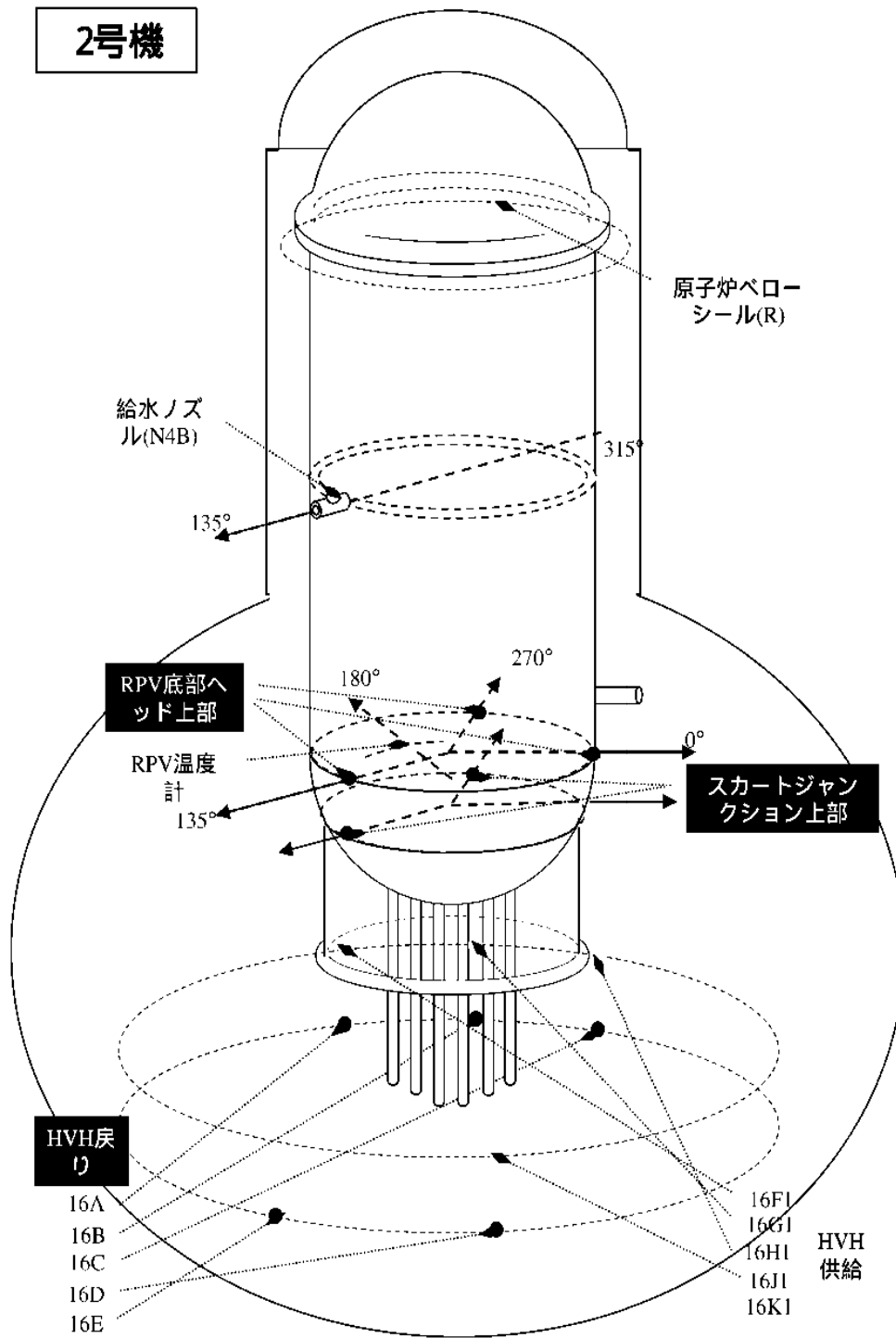
1号機 原子炉压力容器まわり温度 (2/21 ~ 5/28)



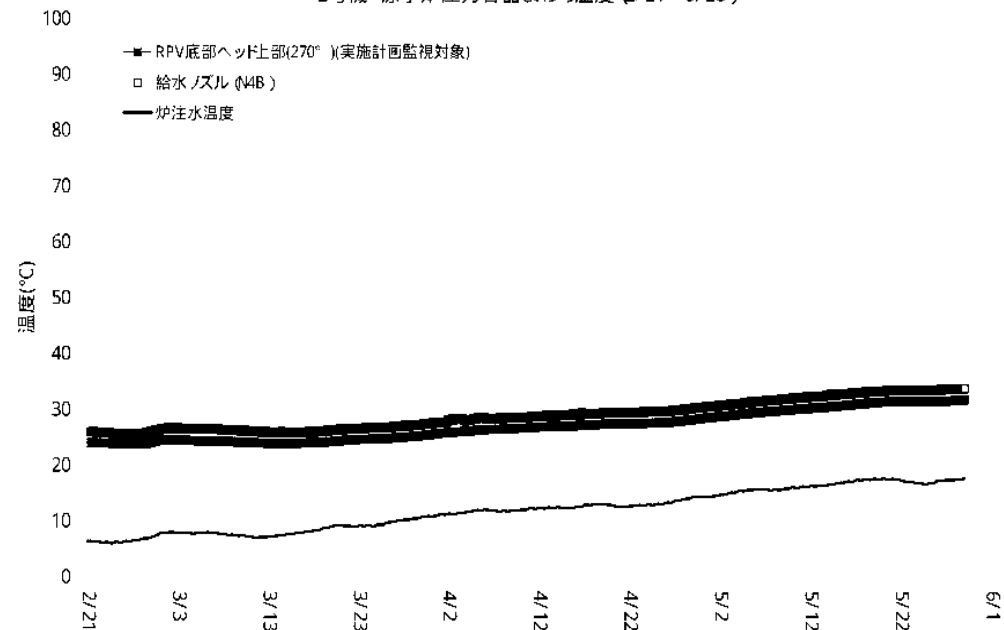
1号機 D/W雰囲気温度 (2/21 ~ 5/28)



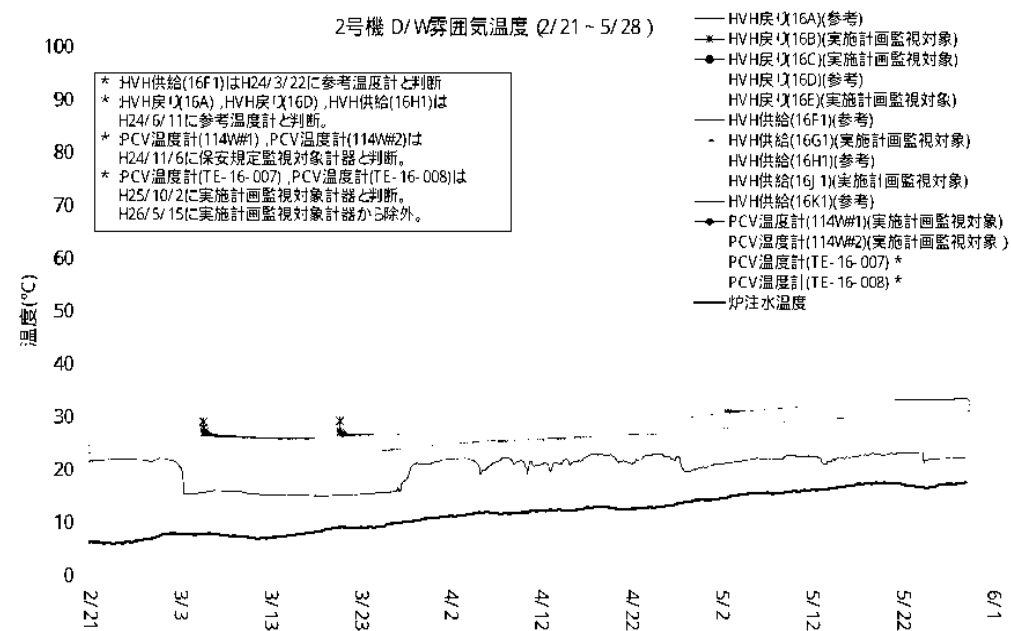
2号機

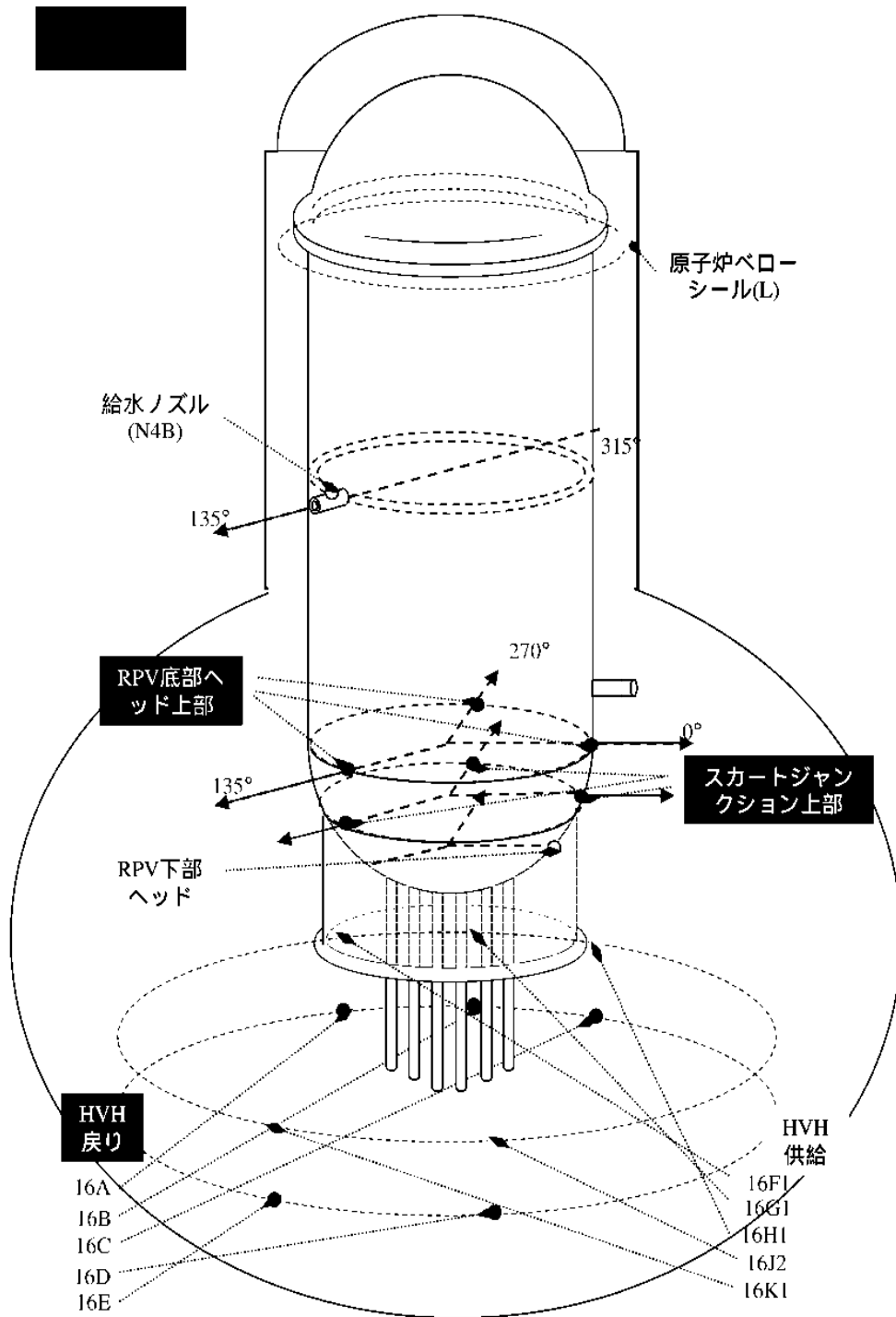


2号機 原子炉圧力容器まわり温度 (2/21 ~ 5/28)

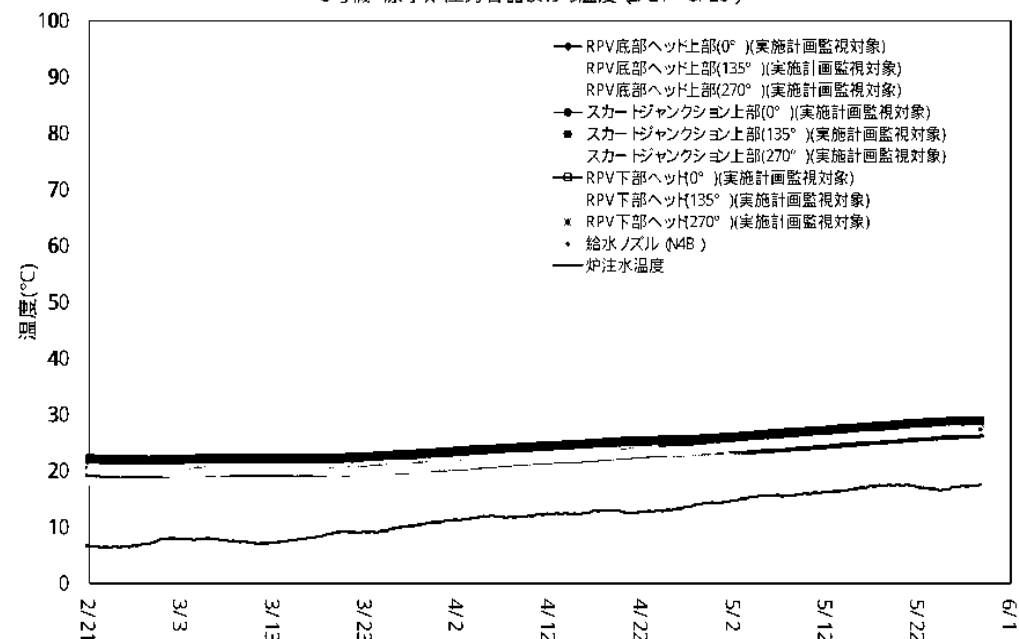


2号機 D/W雰囲気温度 (2/21 ~ 5/28)

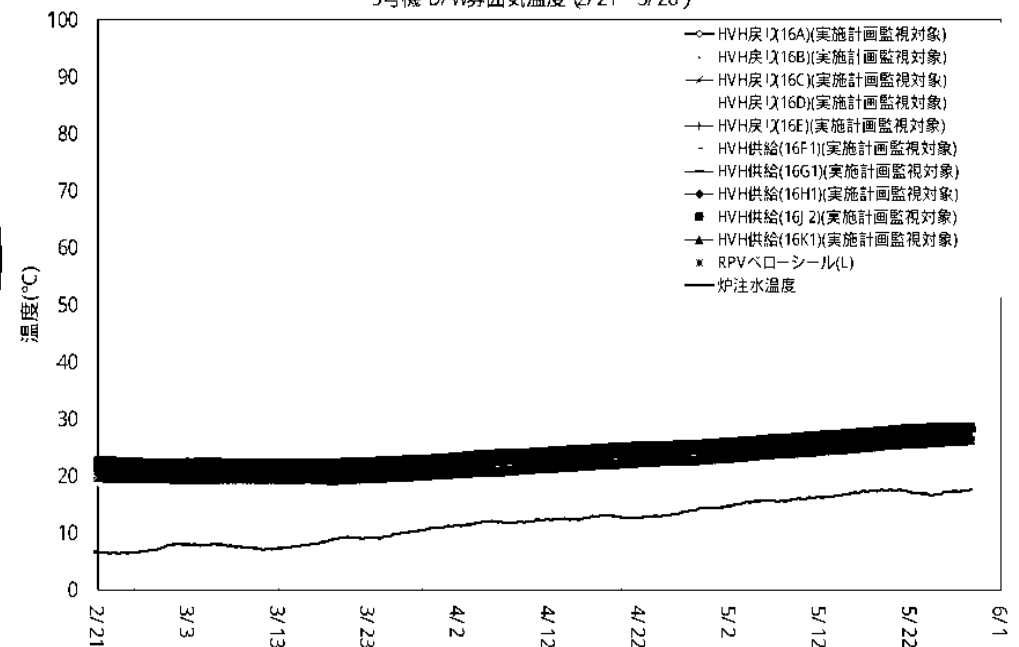




3号機 原子炉圧力容器まわり温度 (2/21 ~ 5/28)



3号機 D/W雰囲気温度 (2/21 ~ 5/28)



滞留水の貯蔵及び処理の状況概略

滞留水の貯蔵状況 (5月27日時点)

① 建屋内滞留水水位及び貯蔵量

建屋内滞留水水位は運転上の制限を満足
処理装置 (セシウム吸着装置) は運転中

② 廃棄物発生量

除染装置停止中のため、廃スラッジ貯蔵量は変動なし

③ 処理水タンク貯蔵量

淡水化装置による処理により、淡水受タンク及び濃縮塩水タンク貯蔵量は変動あり
蒸発濃縮装置は全台停止中

④ 5、6号機滞留水貯蔵量

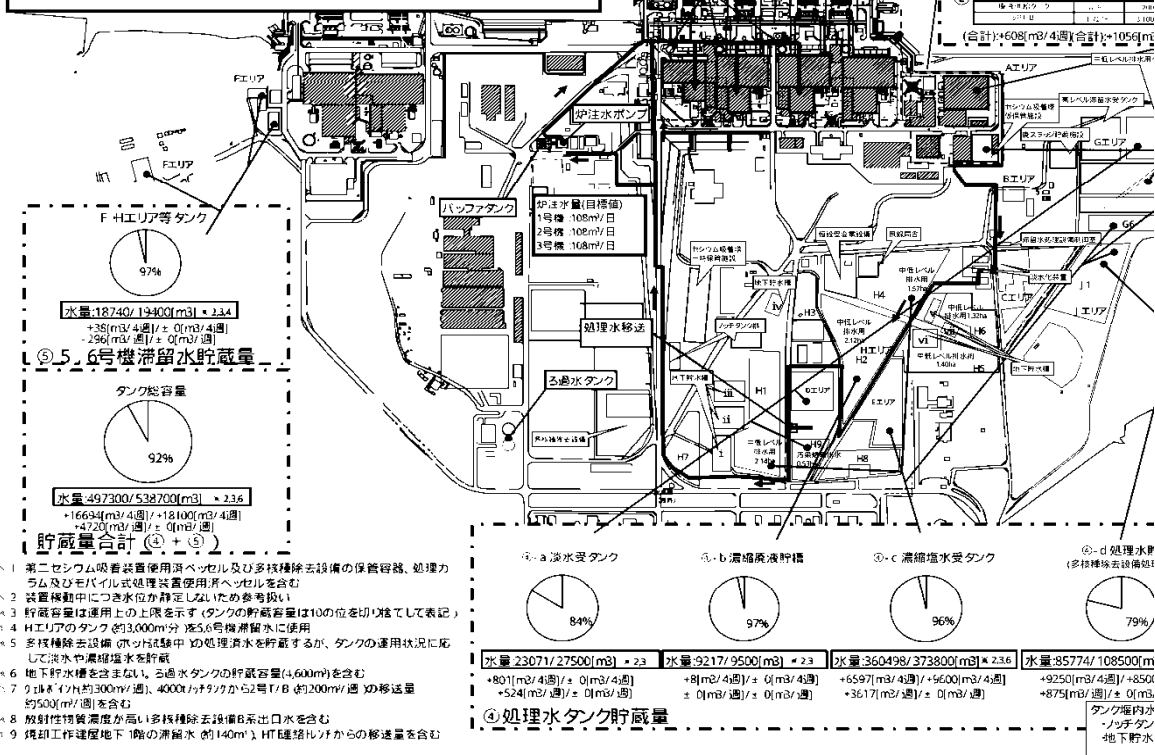
① 建屋内滞留水水位及び貯蔵量

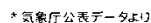
区分	貯蔵量	貯蔵率
1号機	1,180[m³]	GF 2.78%
2号機	1,180[m³]	GF 2.78%
3号機	1,180[m³]	GF 2.78%
4号機	1,180[m³]	GF 2.78%
5号機	1,180[m³]	GF 2.78%
6号機	1,180[m³]	GF 2.78%

貯蔵区分	貯蔵量	貯蔵率
プロセス工建屋	6714.239[m³]	GF 2.86%
蒸発濃縮装置建屋	671.100[m³]	GF 1.88%
計	7385.339[m³]	

(合計) 1060[m³/4週] (合計) 1580[m³/週]

(合計) 1100[m³/4週] (合計) 300[m³/週]





各エリア別タンク一覧

1～4号機用汚染水貯蔵タンク

堰エリア	基数	1基あたり 容量(公称) [m ³]	タンク型	貯蔵水	備 考
B南	5	450	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	淡水	
B北	15	300	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	淡水	
C	26	40	鋼製角型タンク(溶接)	濃縮塩水	
	52	40	鋼製角型タンク(溶接)	淡水	
C東	5	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
C西	8	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
E	49	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
G1	72	100	鋼製横置きタンク(溶接)※土中埋設	淡水	
G3東	24	1000	鋼製円筒型タンク(溶接)	多核種除去設備 処理済水	
G3西	40	1000	鋼製円筒型タンク(溶接)	濃縮塩水	
G3北	6	1000	鋼製円筒型タンク(溶接)	濃縮塩水	
G4南	17	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	濃縮塩水用17基の内、2基は運用前
G4北	6	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	多核種除去設備 処理済水	
G5	17	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	多核種除去設備 処理済水	
G6北	19	500	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	漏えいが確認されたため、1基使用停止 20-1=19
G6南	18	500	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
H1	170	120	鋼製横置きタンク(溶接)	濃縮塩水	
H1東	12	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
H2	100	100	鋼製横置きタンク(溶接)	濃縮廃液	
H2北	17	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
H2南	11	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
H3	9	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	高線量箇所が確認されたため、2基使用停止 11-2=9
H4	20	500	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
H4東	12	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
H4北	21	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	漏えいが確認されたこと等から、2基使用停止 23-2=21
H5	31	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
H6	24	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	濃縮塩水	
H8北	5	1000	鋼製円筒型タンク(溶接)	濃縮塩水	
H8南	11	1000	鋼製円筒型タンク(溶接)	濃縮塩水	
H9	5	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	淡水	
H9西	7	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	淡水	
J1	51	1000	鋼製円筒型タンク(溶接)	多核種除去設備 処理済水	
	25	1000	鋼製円筒型タンク(溶接)	濃縮塩水	
ALPS	4	1000	鋼製円筒型タンク(フランジ接合)	多核種除去設備 処理済水	
水処理	1	8000	No.1ろ過水タンク	濃縮塩水	側板の一部に変形が認められたため、耐震 評価を行いRO濃縮水貯水量を4600m ³ とした。
合計	215				(平成26年5月27日 現在) ※ 下線部は前回報告からの変更点

G1	28	100	鋼製横置きタンク (溶接)※ 土中埋設	高濃度滞留水	非常用の受けタンクであり、現在未使用
----	----	-----	---------------------	--------	--------------------

H3	9	1000	鋼製円筒型タンク (フランジ接合)	地下水	
----	---	------	-------------------	-----	--

5, 6号機用汚染水貯蔵タンク

	基数	1基あたり 容量 (公称) [m ³]	タンク型	貯蔵水	備 考
F2	6	35	鋼製角型タンク (溶接)	5, 6号機滞留水	Aタンク
	6	42	鋼製角型タンク (溶接)	5, 6号機滞留水	Aタンク
	4	110	鋼製角型タンク (溶接 + フランジ接合)	5, 6号機滞留水	Bタンク
	5	160	鋼製円筒型タンク (フランジ接合)	5, 6号機滞留水	Cタンク
	2	200	鋼製円筒型タンク (フランジ接合)	5, 6号機滞留水	Cタンク
F1	3	299	鋼製円筒型タンク (フランジ接合)	5, 6号機滞留水	h ₁ タンク
	18	508	鋼製円筒型タンク (フランジ接合)	5, 6号機滞留水	h ₂ タンク
	5	1100	鋼製円筒型タンク (溶接)	5, 6号機滞留水	Kタンク
H4北	3	1100	鋼製円筒型タンク (フランジ接合)	5, 6号機滞留水	

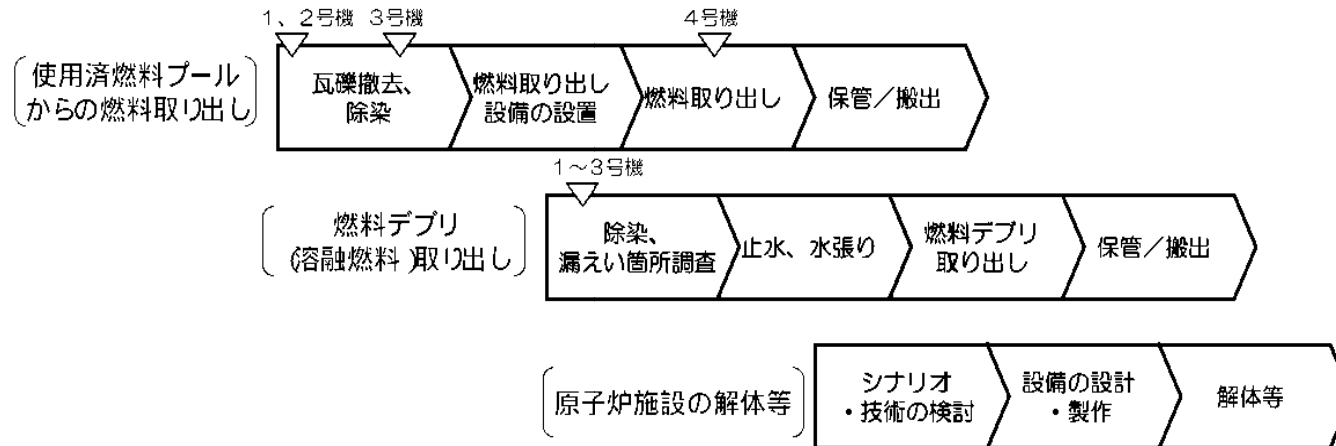
合計 52

(平成26年5月27日 現在)

※: 下線部は前回報告からの変更点

「廃炉」の主な作業項目と作業ステップ

～4号機使用済燃料プールからの燃料取り出しを推進すると共に、1～3号機の燃料取り出し、燃料デブリ取り出しの開始に向け順次作業を進めています～



使用済燃料プールからの燃料取り出し

平成25年11月18日より4号機使用済燃料プールからの燃料取り出しを開始しました。4号機は、平成26年末頃の燃料取り出し完了を目指し作業を進めています。



(燃料取り出し状況)

「汚染水対策」の3つの基本方針と主な作業項目

～事故で溶けた燃料を冷やした水と地下水が混ざり、1日約400トンの汚染水が発生しており、下記の3つの基本方針に基づき対策を進めています～

方針1. 汚染源を取り除く

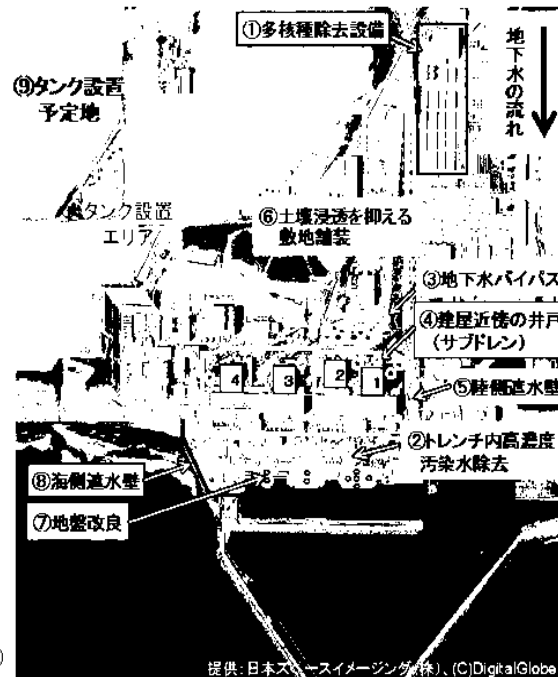
- ①多核種除去設備による汚染水浄化
- ②トレンチ内の汚染水除去

方針2. 汚染源に水を近づけない

- ③地下水バイパスによる地下水汲み上げ
- ④建屋近傍の井戸での地下水汲み上げ
- ⑤凍土方式の陸側遮水壁の設置
- ⑥雨水の土壌浸透を抑える敷地舗装

方針3. 汚染水を漏らさない

- ⑦水ガラスによる地盤改良
- ⑧海側遮水壁の設置
- ⑨タンクの増設（溶接型へのリプレイス等）

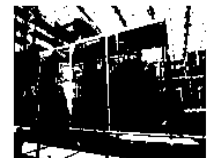


多核種除去設備 (ALPS)

タンク内の汚染水から放射性物質を除去しリスクを低減させる。

汚染水に含まれる62核種を告示濃度限度以下まで低減することを目標としています（トリチウムは除去できない）。

(放射性物質を吸着する設備の設置状況)



凍土方式の陸側遮水壁

建屋を凍土壁で囲み、建屋への地下水流入を抑制します。

昨年8月から現場にて試験を実施しており、近いうちに本格施工に着手し、2014年度中に遮水壁の造成に向けた凍結開始を目指します。



(延長：約1,500m 凍土量：約7万m³)

海側遮水壁

1～4号機海側に遮水壁を設置し、汚染された地下水の海洋流出を防ぎます。

遮水壁を構成する鋼管矢張の打設は一部を除き完了（94%完了）。本年9月からの運用開始を目指しています。



(設置状況)

取り組みの状況

◆1～3号機の原子炉・格納容器の温度は、この1か月、約15℃～約40℃※1で推移しています。

また、原子炉建屋からの放射性物質の放出量等については有意な変動がなく※2、総合的に冷温停止状態を維持していると判断しています。

※1 号機や温度計の位置により多少異なります。

※2 原子炉建屋から放出されている放射性物質による、敷地境界での被ばく量は最大で年間0.03ミリシーベルトと評価しています。これは、自然放射線による被ばく量（日本平均：年間約2.3ミリシーベルト）の約70分の1です。

地下水バイパス 排水開始

「地下水バイパス」は、建屋に流入する前に地下水を山側でくみ上げ、水質を確認した上で海に排水し、汚染水の増加を抑える対策です。くみ上げた地下水が、厳しい運用目標を下回ることを確認した上で、5/21、27に排水を行いました。（5/21:561m³、5/27:641m³）

今後も、排水の都度、運用目標未達であることを東京電力及び第三者機関にて確認し、適宜、排水時には内閣府廃炉・汚染水対策現地事務所の職員が立ち会います。また、風評被害が起らないよう、引き続き分析結果を公表します。



<地下水バイパス 排水状況>

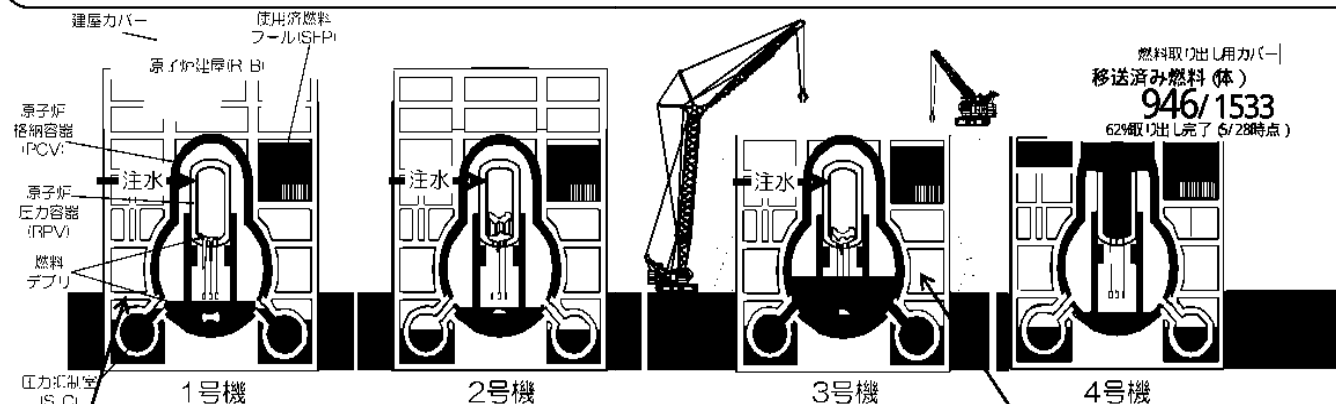
くみ上げ用の井戸の一つから運用目標を上回るトリチウムが5/27に確認されたため、予め定めておいた対応方針に従い、当該井戸からのくみ上げを直ちに停止し、監視を続けています。

<地下水バイパス一時貯留タンク 分析結果>

単位：ベクレル/リットル

採水日 (排水日)	2014/4/15 (2014/5/21)		2014/5/19 (2014/5/27)		運用 目標	(参考) VPO 飲料水 基準値	(参考) 告示 濃度 限度
	JA E A	日本分析 センター	東京電力	日本分析 センター	東京電力		
セシウム134	0.015	0.022	0.016	ND(0.67)	ND (0.49)	1	10
セシウム137	0.044	0.039	0.047	ND(0.51)	ND (0.38)	1	10
全アルファ	ND (0.057)	ND (3.1)	ND (2.5)	-	-	-	-
全ベータ	ND (0.10)	ND (0.61)	ND (0.88)	ND(0.55)	ND (0.89)	5(1)	-
トリチウム	240	230	220	150	150	1,500	10,000
ストロンチウム 90	0.013	0.011	0.013	-	-	10	30

※全ベータの運用目標は10日1回の頻度で行う調査では1Bq/Lとしています。



多核種除去設備(ALPS)の 運転を順次再開

ALPS B系は、フィルタのガスケット※が放射線で劣化したため、3/18より停止していましたが、劣化しにくい改良品への交換が完了し、5/23より処理を再開しました。A系、C系については、フィルタ劣化の早期検知策により、汚染を広げることなく運転を停止しています。今後、フィルタを改良品に順次取り替えた上で、A系は6月上旬、C系は6月中旬に処理を再開する予定です。

※ 挟み込んで隙間をふさぎ、漏えいを防ぐもの

1号機 圧力抑制室(S/C)※ 上部調査による漏えい箇所確認

1号機S/C上部の漏えい箇所を5/27より調査し、上部にある配管のうち1本の伸縮継手カバーより漏えいを確認しました。今後、格納容器の止水・補修に向けて、具体的な方法を検討していきます。



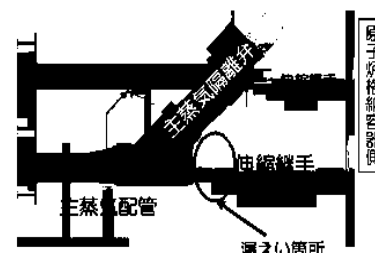
<漏えい箇所>

※圧力抑制室(S/C)：事故時に格納容器内に吹き出した蒸気を水中で凝縮し、格納容器の圧力上昇を抑制するための、水を溜めたドーナツ状の大きな容器

3号機 格納容器からの漏えい箇所確認

5/15に3号機主蒸気隔離弁※1室にカメラを挿入し、主蒸気配管※2のうち1本の伸縮継手周辺から、水が流れていることを確認しました。

3号機で、格納容器からの漏えい箇所が判明したのは初めてであり、今後、格納容器の止水・補修に向けて、具体的な方法を検討していきます。

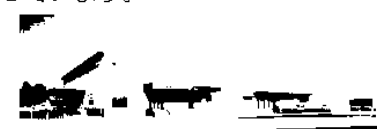


※1 主蒸気隔離弁：原子炉から発生した蒸気を緊急時に止める弁

※2 主蒸気配管：原子炉から発生した蒸気をタービンに送る配管

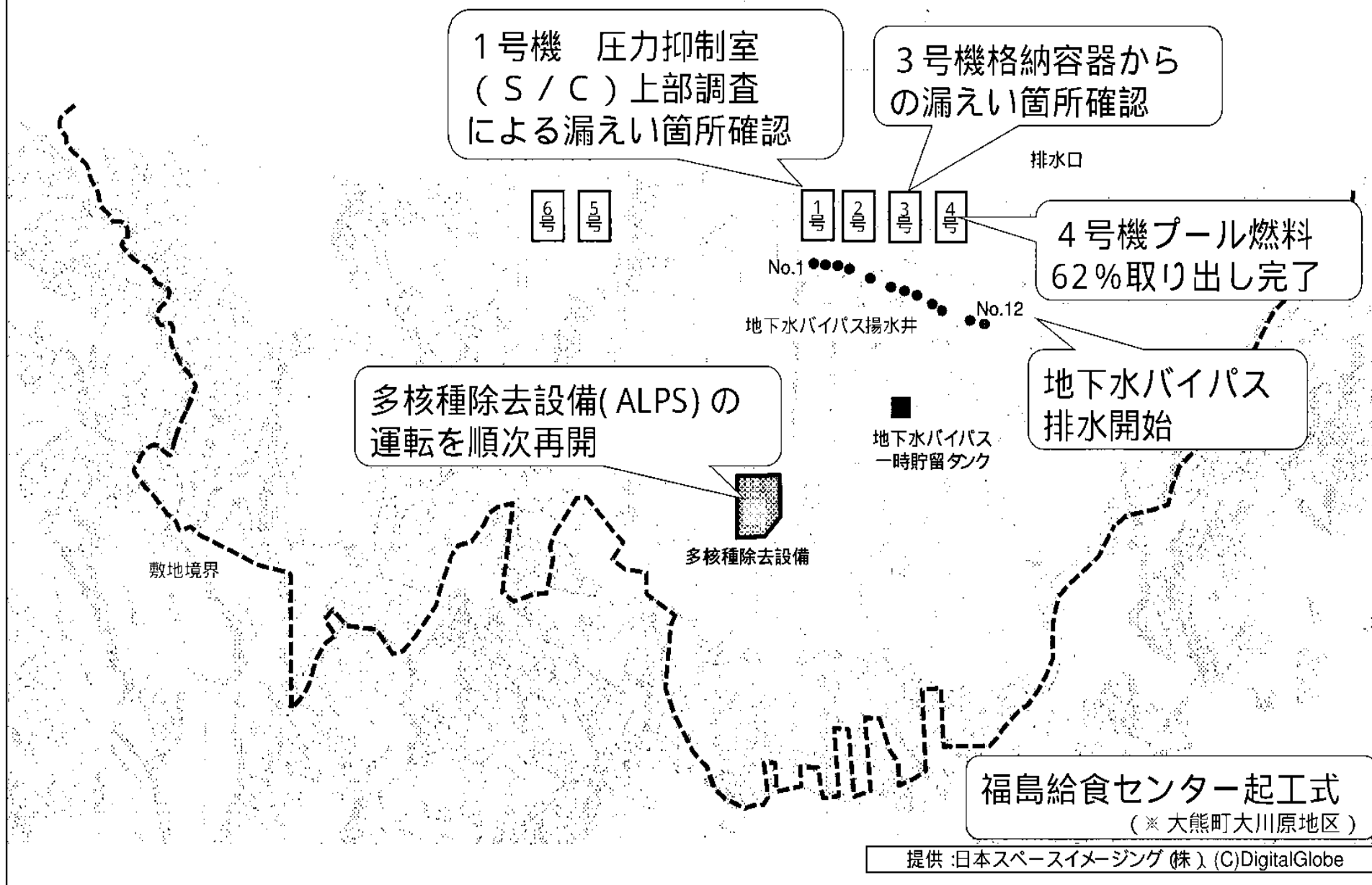
福島給食センター起工式

食生活の改善・充実は目的とした福島給食センターを大熊町大川原地区に2014年度末までに設置する予定です。5/29に起工式を実施しています。



<福島給食センターイメージ図>

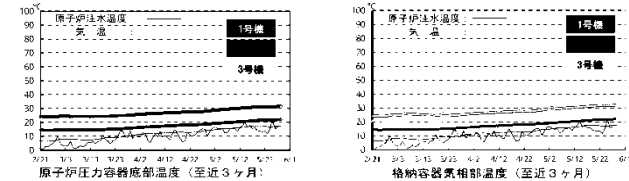
主な取り組み 構内配置図



I. 原子炉の状態の確認

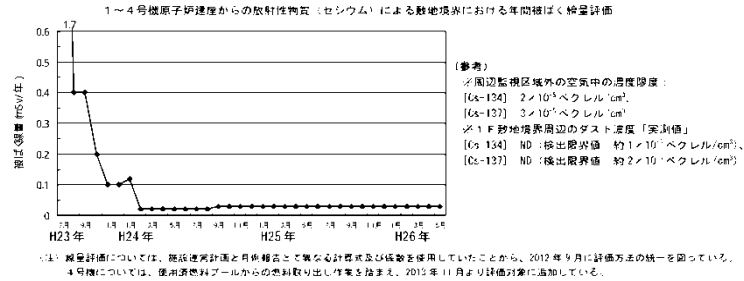
1. 原子炉内の温度

注水冷却を継続することにより、原子炉圧力容器底部温度、格納容器気相部温度は、号機や温度計の位置によって異なるものの、至近1ヶ月において、約15～40度で推移。



2. 原子炉建屋からの放射性物質の放出

1～4号機原子炉建屋から新たに放出される放射性物質による、敷地境界における空気中放射性物質濃度は、Cs-134及びCs-137ともに約 1.3×10^{-3} ベクレル/cm³と評価。放出された放射性物質による敷地境界上の被ばく線量は0.03mSv/年(自然放射線による年間線量(日本平均約2.1mSv/年)の約70分の1に相当)と評価。



3. その他の指標

格納容器内圧力や、臨界監視のための格納容器放射性物質濃度(Xe-135)等のパラメータについても有意な変動はなく、冷却状態の異常や臨界等の兆候は確認されていない。
以上より、総合的に冷温停止状態を維持しており原子炉が安定状態にあることが確認されている。

II. 分野別の進捗状況

1. 原子炉の冷却計画

～注水冷却を継続することにより低温での安定状態を維持するとともに状態監視を補完する取組を継続～

・循環ループ縮小工事の開始

- ・H26年度末運用開始を目標に計画している循環ループ縮小について、設備設計が固まったことから6月より準備工事に着手予定。

➤ 2号機原子炉格納容器内監視計器の再設置

- ・H25/8に監視計器(温度計、水位計)の設置を試みたが、計器を除き計画の位置に設置できず、H26/5/20～22に、計器のみが設置できず、5/27に当該計器の引き抜きを実施。

➤ 2号機原子炉圧力容器底部温度計の交換

- ・H26/2に故障した原子炉圧力容器底部温度計の交換のため、交換のたけはず作業を中断。錆の発生により固着または摩擦増加を引き起こすに向けて、発錆・固着確認試験を実施中(5/12～)

2. 滞留水処理計画

～地下水流入により増え続ける滞留水について、流入を抑制するたけ、施設の除染能力の向上、汚染水管理のための施設を整備～

➤ 原子炉建屋等への地下水流入抑制

- ・4/9より12本ある地下水バイパス揚水井の各ポンプをタンクに貯留した地下水について、東京電力及び第三者原子力研究開発機構)による詳細分析を実施し、運用巨府廃炉・汚染水対策現地事務所職員の立ち会いの下、排、今後も汲み上げた地下水は、一旦タンクに貯留し、水、電力及び第三者機関(日本分析センター)で確認した、回東京電力による分析を行っており、5/26に揚水井No.のトリチウムが検出されたため、当該揚水井からの汲み、1～4号機を取り囲む凍土遮水壁(経済産業省の補助事、四方)の凍結試験を実施中。小規模凍土壁の凍結状況を遮水壁の準備工事を進めており、今後準備が整った箇所、サブドレン設備の設置(～9月末)に向け、5/28時点で削完了。サブドレン浄化設備は、3/12より建屋工事、3、中。

➤ 多核種除去設備の運用状況

- ・放射性物質を含む水を用いたホット試験を実施中(A系系:H25/9/27～)。これまでに約86,000m³を処理(5/27水が貯蔵されたJ1(D)タンク貯蔵分約9,500m³を含む)。
- ・B系は、フィルタの不具合により3/18にB系出口水のフィルタの分解点検調査の結果、テフロン製ガasketすべき放射性物質(主にストロンチウム)が含まれる部のガasket部の構造を改良すると共に、材質を耐放射フィルタへ交換し、5/23より運転を再開。
- ・A系及びC系は、B系と同様のフィルタ不具合が発生したに、貯蔵タンクへの移送前に放射能濃度を測定すると測定を毎日実施。A系及びC系もB系と同様のフィルタ炭酸塩スラリーの流出を早期に検知し、汚染拡大するこウム濃度<11ppm、5/17[カルシウム濃度<11ppm]、C系
- ・A系及びC系についても改良型フィルタへ取り替えた(月中旬)。C系については、停止中に腐食対策有効性確、増設多核種除去設備の設置に向け、3/17より干渉物撤去、経済産業省の補助事業である高性能多核種除去設備の影

地盤改良・基礎工事を実施中。5/15より機器設置準備作業を開始。また、放射性物質の濃度を低減する能力等を検証する検証試験装置の実施計画を5/23に申請。

➤ RO濃縮水のリスク低減に向けた取組

- ・RO濃縮水のリスク低減のため、モバイル型ストロンチウム除去装置の設置及び第二セシウム吸着装置へのセシウム・ストロンチウム同時吸着材の適用により、RO濃縮水のストロンチウム90の低減を図る。8月処理開始を目指し、モバイル型ストロンチウム除去装置の実施計画を5/22に申請。

➤ タンクエリア堰内雨水対策

- ・汚染水タンクエリアに降雨し堰内に溜まった雨水のうち、暫定排水基準を満たさない雨水についてはタンクに貯留し、一部はタービン建屋へ移送し汚染水として処理していたが、5/21より雨水処理装置を用い放射性物質を除去し敷地内に散水（5/27時点で累計395m³）。

➤ HT1連絡トンネル水位上昇について

- ・高温焼却炉建屋（HT1）止水対策工事において、トンネルの閉塞に向けてグラウト注入孔を削孔したところ、掘削孔の一部から地下水が流入（5/19）。孔内へのバクカー設置・薬液注入により止水完了。

➤ 構外資材ヤードにおけるクレーンの横転

- ・J1タンク設置工事のための構外資材ヤード（橋梁町）において、100tクレーンで作業中、左前方のコンクリートが陥没し、バランスを崩し横転、タンク設置工事の工程には大きな影響はない。

➤ 主トンネルの汚染水浄化、水抜き

- ・2号機の主トンネル内汚染水の浄化をモバイル式処理装置により実施（セシウム：H25/11/14～H26/4/10、ストロンチウム：4/10～4/25）。汚染水汲み上げ用ポンプの位置調整作業中。
- ・3号機の主トンネル内汚染水のセシウム浄化をモバイル式処理装置により実施（H25/11/15～）。放射性セシウム濃度の低減を確認。
- ・2号機の主トンネル内汚染水の水抜きに向け、トンネルと建屋間の凍結による止水を予定。立坑Aにおいて凍結管・測湿管の設置が完了し、4/28より全ての凍結管による凍結運転を開始。開削ダクトについては凍結管・測湿管の削孔工事を実施中（21/24本削孔完了（5/26時点））。
- ・3号機の主トンネル内汚染水の水抜きに向け、トンネルと建屋間の凍結による止水を予定。凍結管・測湿管設置孔の削孔作業中（H26年5月～6月予定）。

3 放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画

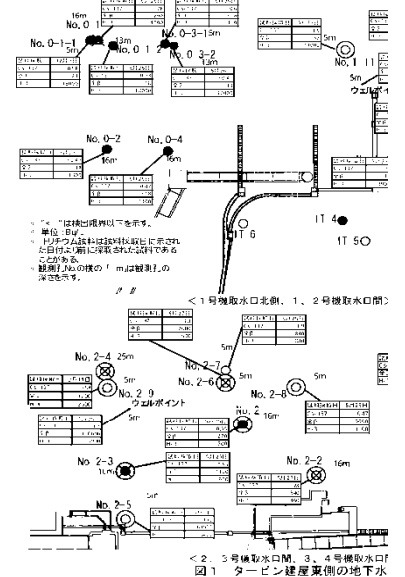
～敷地外への放射線影響を可能な限り低くするため、敷地境界における実効線量低減と港湾内の水の浄化～

➤ 1～4号機タービン建屋東側における地下水・海水の状況

- ・1号機取水口北側護岸付近において、3月以降全ての地下水観測孔でトリチウム濃度が低下、最も高濃度であった観測孔No.0-3-2においても至近で3万Bq/L程度まで低下（図1参照）。観測孔No.0-3-2より1m³/日の汲み上げを継続。
- ・1、2号機取水口間護岸付近において、ウエルポイントからの汲み上げ水はトリチウム、全β濃度とも数十万Bq/L程度。地下水観測孔No.1-16の全β濃度は1/30に310万Bq/Lまで上昇したが、至近では100万Bq/L前後を推移（図1参照）。ウエルポイントからの汲み上げ（平均約40m³/日）、地下水観測孔No.1-16の傍に設置した汲上用井戸No.1-16(P)からの汲み上げ（1m³/日）を継続。
- ・2、3号機取水口間護岸付近において、雨水の侵入を防ぐためのコンクリート等による地表舗装を完了（5/2）。地下水濃度は北側（2号機側）で全β濃度が高い状況。地下水観測孔No.2-7、No.2-8において全β濃度が上昇し数千Bq/L程度を推移。ウエルポイント北側からの汲み上げ

（4m³/日）を継続。

- ・3、4号機取水口間護岸付近において、雨水の侵入を防ぐための地表舗装を完了（5/2）。新たに海水トンネル近傍に設置した増トリチウム濃度は数千Bq/L程度（図1参照）。
- ・今後に向けて、10M 壁東側及びタービン建屋屋根に降る雨水が流入する1～3号機放水路の水質調査を実施。海水や海水配管トンネルに比べて、十分に低い濃度であるため、流入水の経路及び水質調査を追加実施予定。
- ・1～4号機取水口付近（海側造水壁内側）海水について、今後に向けて、10M 壁東側及びタービン建屋屋根に降る雨水が流入する1～3号機放水路の水質調査を実施。海水や海水配管トンネルに比べて、十分に低い濃度であるため、流入水の経路及び水質調査を追加実施予定。
- ・1～4号機取水口付近（海側造水壁内側）海水について、今後に向けて、10M 壁東側及びタービン建屋屋根に降る雨水が流入する1～3号機放水路の水質調査を実施。海水や海水配管トンネルに比べて、十分に低い濃度であるため、流入水の経路及び水質調査を追加実施予定。
- ・南北放水口付近及び港湾周辺の海水中に放射能濃度に特に海側造水壁工事の進捗に伴い、造水壁内側の水中コンクリート、それに伴い造水壁内側のサンプリング地点（「3号機」）の移動が要因と想定。東波除堤北側（1～4号機開渠）の質濃度は昨年秋以降若干低下傾向。
- ・南北放水口付近及び港湾周辺の海水中に放射能濃度に特に海側造水壁工事の進捗に伴い、造水壁内側の水中コンクリート、それに伴い造水壁内側のサンプリング地点（「3号機」）の移動が要因と想定。東波除堤北側（1～4号機開渠）の質濃度は昨年秋以降若干低下傾向。
- ・港湾内海底土被覆工事の準備として、被覆材の配合試験



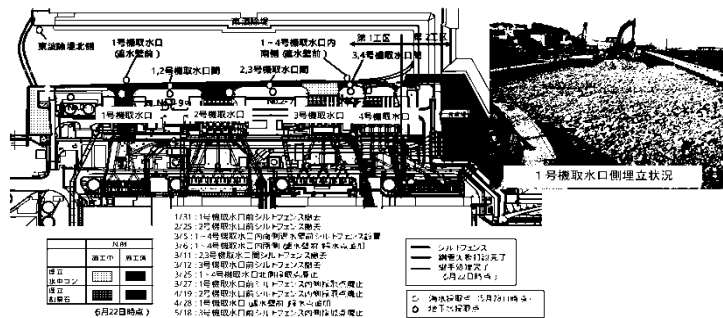


図2 高圧遮水壁工事の進捗状況

4. 使用済燃料プールからの燃料取出計画

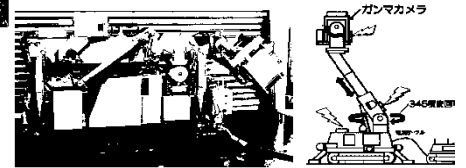
～耐震・安全性に万全を期しながらプール燃料取り出しに向けた作業を着実に推進。4号機プール燃料取り出しは平成25年11月18日に開始、平成26年末頃の完了を目指す

- 4号機使用済燃料プールからの燃料取り出し
 - ・ H25/11/18より、使用済燃料プールからの燃料取り出し作業を開始。
 - ・ 5/28時点で、使用済燃料 924/1331 体、新燃料 22/202 体を共用プールへ移送済み、62%の燃料取り出しが完了。
 - ・ 燃料健全性及び燃料取扱上の問題がないことを再確認するため、4号機使用済燃料プールから取り出した燃料4体を対象にチャンネルボックスを外して外観点検を実施（4/22、25）。燃料健全性及び燃料取扱上、問題とならないことを確認。
- 3号機使用済燃料取り出しに向けた主要工事
 - ・ 使用済燃料プール内のガレキ撤去を実施中（12/17～）。4/19より燃料交換機の撤去作業を行っており、5月には走行式補助ホイストフレーム、その他ホイスト上にあつた手摺等を撤去。
 - ・ 原子炉建屋5階（オヘフロ）の線量低減対策（除染、遮へい）をH25/10/15より実施中。
- 1号機使用済燃料取り出しに向けた主要工事
 - ・ 燃料取り出しのための原子炉建屋5階（オヘフロ）のガレキ撤去に向け、準備が整い次第建屋カバー解体に着手する予定。
- 共用プール燃料ラックの取り替え
 - ・ 震災前又は震災時に変形・破損した可能性のある使用済燃料プール内の燃料を共用プールに貯蔵するため、既設の使用済燃料貯蔵ラック（健全燃料を90体貯蔵可能）の新設ラック（変形・破損した可能性のある燃料を49体貯蔵可能）への取り替えを計画。実施計画を5/29に申請。

5. 燃料デブリ取出計画

～格納容器へのアクセス向上のための除染・遮へいに加え、格納容器漏えい箇所の調査・補修など燃料デブリ取り出し準備に必要な技術開発・データ取得を推進～

- 1～3号機原子炉建屋の汚染状況調査・除染作
 - ・ 1～3号機原子炉建屋2～3階の線量低減方法の検討の
 - ・ 機2.3階、2号機2.3階、3号機2階の線量率測定、ガ
 - ・ 機：4/28～5/22、2号機：5/28～6月中旬予定、3号機
 - ・ 1～3号機原子炉建屋1階において、線量率への寄与か
 - ・ のため、遠隔操作ロボット（かにクレーン：図3参照）を
 - ・ 査を実施中。（1号機：5/9～29・6月中旬予定、2号機
 - ・ 旬予定）



かにクレーン

図3 1階高所汚染状況調査のための遠隔操作ロボット

- 1号機圧力抑制室（S/C）上部調査装置実証
 - ・ H25年11月の水上ポートによる調査でS/C外表面に汚
 - ・ 造物からの漏えい有無の確認及び原子炉建屋からター
 - ・ ため、経済産業省の補助事業「格納容器水張りに向け
 - ・ 開発中のS/C上部調査装置の実証試験を実施中（5/2
 - ・ 縮継手カバーから2箇所の漏えいを確認（5/27）（図4

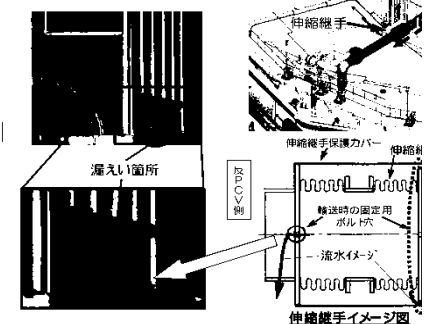


図4 1号機圧力抑制室 真空破壊ライン伸縮継手

➤ 3号機主蒸気隔離弁室内の流水箇所調査

- ・1/18 に3号機原子炉建屋1階北東エリアの主蒸気隔離弁室からの流水が確認されたことから、流水箇所の調査を実施（4/23～5/15）。調査の結果、主蒸気配管Dの伸縮継手部より流水を確認（5/15）（図5参照）。今回得られた映像から、漏えい量の評価を行うとともに、追加調査の要否を検討。また、本調査結果をPOV止水・補修方法の検討に活用。

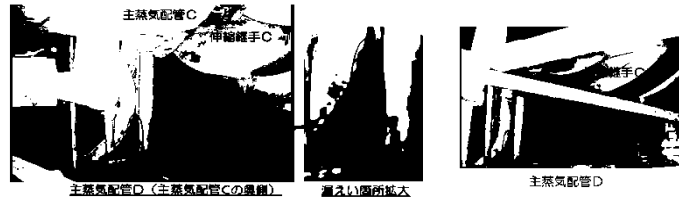


図5：3号機主蒸気隔離弁室内調査状況

6. 固体廃棄物の保管管理、処理・処分、原子炉施設の廃止措置に向けた計画

～廃棄物発生量低減・保管適正化の推進、適切かつ安全な保管と処理・処分に向けた研究開発～

➤ ガレキ・伐採木の管理状況

- ・4月末時点でのコンクリート、金属ガレキの保管総量は約105,300m³（3月末との比較：+10,000m³）（エリア占有率：78%）。伐採木の保管総量は約73,100m³（3月末との比較：-6,200m³）（エリア占有率：57%）。ガレキの主な増加要因は、タンク設置に伴う廃車両等の撤去、多核種除去設備増設関連工事など。伐採木の減少要因は、屋外集積していた枝葉を伐採木一時保管槽へ搬入するためチップ化したことに伴う減容。

➤ 水処理二次廃棄物の管理状況

- ・5/27 時点での廃スラッジの保管状況は597m³（占有率：85%）。使用済ベッセル・多核種除去設備の保管容器（HIC）等の保管総量は910体（占有率：36%）。

7. 要員計画・作業安全確保に向けた計画

～作業員の確保と総量管理を確実に実施しながら長期に亘って要員を確保。また、現場のニーズを把握しながら継続的に作業環境や労働条件を改善～

➤ 要員管理

- ・1ヶ月間のうち1日でも従事者登録されている人数（協力企業作業員及び東電社員）は、1月～3月の1ヶ月あたりの平均が約9,800人。実際に業務に従事した人数は1ヶ月あたりの平均で約7,500人であり、ある程度余裕のある範囲で従事登録者が確保されている。
- ・6月の作業に想定される人数（協力企業作業員及び東電社員）は、平日1日あたり約4,450人程度と想定され、現時点で要員の不足が生じていないことを主要元請企業に確認。なお、昨年度の各月の平日1日あたりの平均作業員数（実績値）は8月より約3,000～4,500人規模で推移（図6参照）。
- ・4月時点における地元雇用率（協力企業作業員及び東電社員）は約50%。

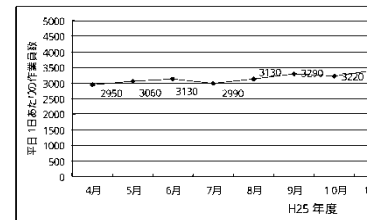


図6：H25年度以降各月の平日1日あたりの平均作業員数

➤ インフルエンザ・ノロウイルスの発生状況

- ・インフルエンザの感染者発生数が減少したことを受け、今シーズン（H25-H26）の累計は、インフルエンザ感染があった。なお、昨シーズン（H24-H25）の累計は、インフルエンザ感染者43人。
- ・昨シーズンに比べ、インフルエンザ感染者が49人の増。昨シーズンは、3月下旬にインフルエンザの発生者数が再びウイルスについては、昨シーズンと発生状況に大きな違

➤ 全面マスク着用省略可能エリアの拡大

- ・福島第一原子力発電所敷地南側のJタンク設置エリアに完了（～5/10）。空气中放射性物質濃度がマスク着用基あること等を確認したため、全面マスク着用省略可能エリアとなるタンク建設作業に限り、使い捨て式防じんマスク

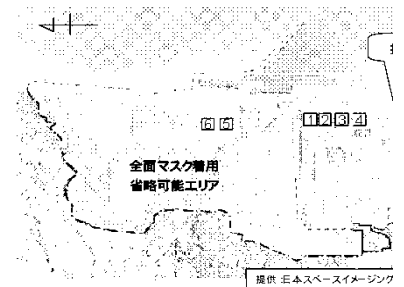


図7：全面マスク着用省

➤ 労働環境改善に向けた取組

- ・構内専用車両の整備を目的として、構内に車両整備場を設置（6/1より営業開始）（図8参照）。
- ・食生活の改善・充実を目的として、大熊町大川原地区に3,000食規模の食事を提供可能な福島給食センターをH26年度末までに設置予定。5/29に起工式を開催（図9参照）。



図8：車両整備場 外観



図9：福島給食センター 起工式

➤ 熱中症予防対策の実施

- ・昨年度に引き続き、酷暑期に向けた熱中症予防対策を5月から開始。
- ・WBGT※を活用し、作業時間、休憩の頻度・時間、作業強度の変更等の実施。
- ・7月、8月の14時から17時の炎天下における作業の原則禁止。
- ・適度な休憩とこまめな水分・塩分の摂取。
- ・チェックシートを用いた体調管理とクールベットの活用。
- ・言い出しやすい職場環境の構築と緊急医療室での早期受診の促進。

※WBGTは「大気や地面と人体の熱のやり取り」を計算し、気温の3℃を上げると危険

8. その他

➤ 汚染水処理対策技術検証事業（トリチウム分離技術検証試験事業）の公募開始

- ・本事業は、現時点におけるトリチウムの分離技術に関する最新の知見を得るために実施するもの。具体的には、①トリチウム分離技術に関する分離性能、②仮に福島第一原発に設備を設置し、実際に発生する多核種除去設備による処理後の水を処理するのに必要な、設備の建設コスト・ランニングコスト、の検証を目的としており、トリチウムの分離処理を行うことを決定したものではない。
- ・公募期間は、平成26年5月15日（木）から、7月17日（木）日本時間正午まで。
- ・公募説明会は、平成26年6月3日（火）13時30分から15時30分（予定）。場所は、ヘルサール御成門駅前1階ホール。説明会の様子は、本事業の事務局である、三菱総研専用ホームページ（開設準備中）から、インターネットにて同時配信予定。また、説明会後は、録画で視聴を可能とする。

港湾内における海水モニタリングの状況 (H25年の最高値と直近の比較)

添付資料 1

最高値 → 直近(5/19-5/26採取)の順、単位 (ベクレル / リットル)、検出限界値以下の場合はND(検出限界値)と標記

セシウム-134 : 3.3 (H25/10/17) → ND(1.0) 1/3以下
セシウム-137 : 9.0 (H25/10/17) → ND(1.2) 1/7以下
全ベータ : 74 (H25/ 8/19) → ND(15) 1/4以下
トリチウム : 67 (H25/ 8/19) → ND(1.9) 1/35以下

セシウム-134 : 4.4 (H25/12/24) → ND(1.3) 1/3以下
セシウム-137 : 10 (H25/12/24) → 1.2 1/8以下
全ベータ : 60 (H25/ 7/ 4) → ND(15) 1/2以下
トリチウム : 59 (H25/ 8/19) → 36 7/10以下

セシウム-134 : 5.0 (H25/12/2) → ND(1.3) 1/3以下
セシウム-137 : 8.4 (H25/12/2) → ND(1.3) 1/6以下
全ベータ : 69 (H25/8/19) → ND(15) 1/4以下
トリチウム : 52 (H25/8/19) → ND(1.9) 1/27以下

セシウム-134 : 2.8 (H25/12/2) → ND(2.1) 8/10以下
セシウム-137 : 5.8 (H25/12/2) → ND(2.2) 1/2以下
全ベータ : 46 (H25/8/19) → ND(17) 1/2以下
トリチウム : 24 (H25/8/19) → 5.9 1/4以下

セシウム-134 : 3.3 (H25/12/24) → ND(1.3) 1/2以下
セシウム-137 : 7.3 (H25/10/11) → ND(1.1) 1/6以下
全ベータ : 69 (H25/ 8/19) → ND(15) 1/4以下
トリチウム : 68 (H25/ 8/19) → ND(1.9) 1/35以下

セシウム-134 : 3.5 (H25/10/17) → ND(1.1) 1/3以下
セシウム-137 : 7.8 (H25/10/17) → ND(1.3) 1/6以下
全ベータ : 79 (H25/ 8/19) → ND(15) 1/5以下
トリチウム : 60 (H25/ 8/19) → ND(1.9) 1/30以下

セシウム-134 : (H25/10/11) → 2.8 1/11以下
セシウム-137 : (H25/10/11) → 9.2 1/7以下
全ベータ : 320 (H25/ 8/12) → 31 1/10以下
トリチウム : 510 (H25/ 9/ 2) → 280 6/10以下

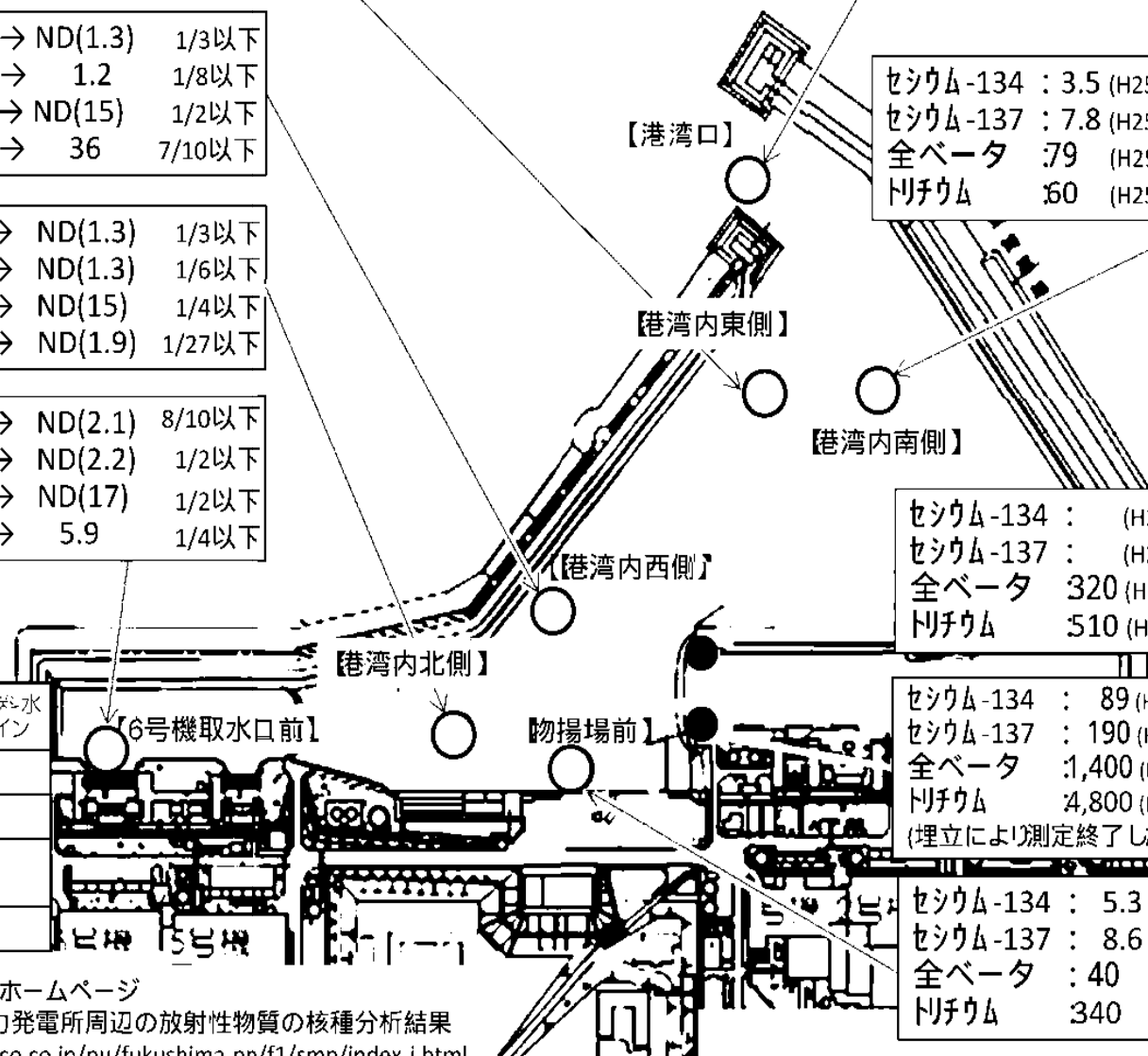
セシウム-134 : 89 (H25/10/10) → 1/6以下
セシウム-137 : 190 (H25/10/10) → 1/4以下
全ベータ : 1,400 (H25/11/ 7) → 200 1/7
トリチウム : 4,800 (H25/11/ 7) → 630 1/7以下
(埋立により測定終了したためH26年3月の値)

セシウム-134 : 5.3 (H25/8/ 5) → ND(2.3) 1/2以下
セシウム-137 : 8.6 (H25/8/ 5) → 2.5 1/3以下
全ベータ : 40 (H25/7/ 3) → ND(17) 1/2以下
トリチウム : 340 (H25/6/26) → 8.1 1/40以下

	法令濃度限度	WHO飲料水ガイドライン
セシウム134	60	10
セシウム137	90	10
ストロンチウム90 (全ベータ値と強い相関)	30	10
トリチウム	6万	1万

5月28日
までの東電
データまとめ

出典 東京電力ホームページ
福島第一原子力発電所周辺の放射性物質の核種分析結果
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/smp/index-j.html>



港湾外近傍における海水モニタリングの状況 (H25年の最高値と直近の比較)

(直近値

5/14-5/26採取)

	法令濃 度限度	
セシウム134	60	10
セシウム137	90	10
ストロンチウム90 (全ベータ値と強い相関)	30	10
トリチウム	6万	1万

単位 (ベクレル/リットル) 検出限界値以下の場合はNDと標記し ()内は検出限界値、ND(H25)は25年中継続してND

【港湾口北東側(沖合 1 km)】

セシウム-134 : ND (H25) → ND(0.66)
セシウム-137 : ND (H25) → ND(0.79)
全ベータ : ND (H25) → ND(18)
トリチウム : ND (H25) → ND(1.7)

【港湾口東側(沖合 1 km)】

セシウム-134 : ND (H25) → ND(0.66)
セシウム-137 : 1.6 (H25/10/18) → ND(0.69) 1/2以下
全ベータ : ND (H25) → ND(18)
トリチウム : 6.4 (H25/10/18) → ND(1.7) 1/3以下

【港湾口南東側 (沖合 1 km)】

セシウム-134 : ND (H25) → ND(0.68)
セシウム-137 : ND (H25) → ND(0.58)
全ベータ : ND (H25) → ND(18)
トリチウム : ND (H25) → ND(1.7)

セシウム-134 : ND (H25) → ND(0.60)
セシウム-137 : ND (H25) → ND(0.59)
全ベータ : ND (H25) → ND(18)
トリチウム : 4.7 (H25/8/18) → ND(1.7) 1/2以下

【北防波堤北側(沖合 0.5 km)】

【5,6号機放水口北側】

セシウム-134 : 1.8 (H25/ 6/21) → ND(0.87) 1/2以下
セシウム-137 : 4.5 (H25/ 3/17) → ND(0.71) 1/6以下
全ベータ : (H25/12/23) → 9.5 8/10以下
トリチウム : 8.6 (H25/ 6/26) → 5.6 2/3以下

【港湾口】

セシウム-134 : 3.3 (H25/12/24) → ND(1.3) 1/2以下
セシウム-137 : 7.3 (H25/10/11) → ND(1.1) 1/6以下
全ベータ : 6.9 (H25/ 8/19) → ND(15) 1/4以下
トリチウム : 6.8 (H25/ 8/19) → ND(1.9) 1/35以下

【南防波堤南側 (沖合 0.5 km)】

セシウム-134 : ND (H25) → ND(0.68)
セシウム-137 : ND (H25) → ND(0.58)
全ベータ : ND (H25) → ND(18)
トリチウム : ND (H25) → ND(1.7)

セシウム-134 : ND (H25) → ND(0.75)
セシウム-137 : 3.0 (H25/ 7/15) → ND(0.72) 1/4以下
全ベータ : (H25/12/23) → 9.5 2/3以下
トリチウム : 1.9 (H25/11/25) → 5.6

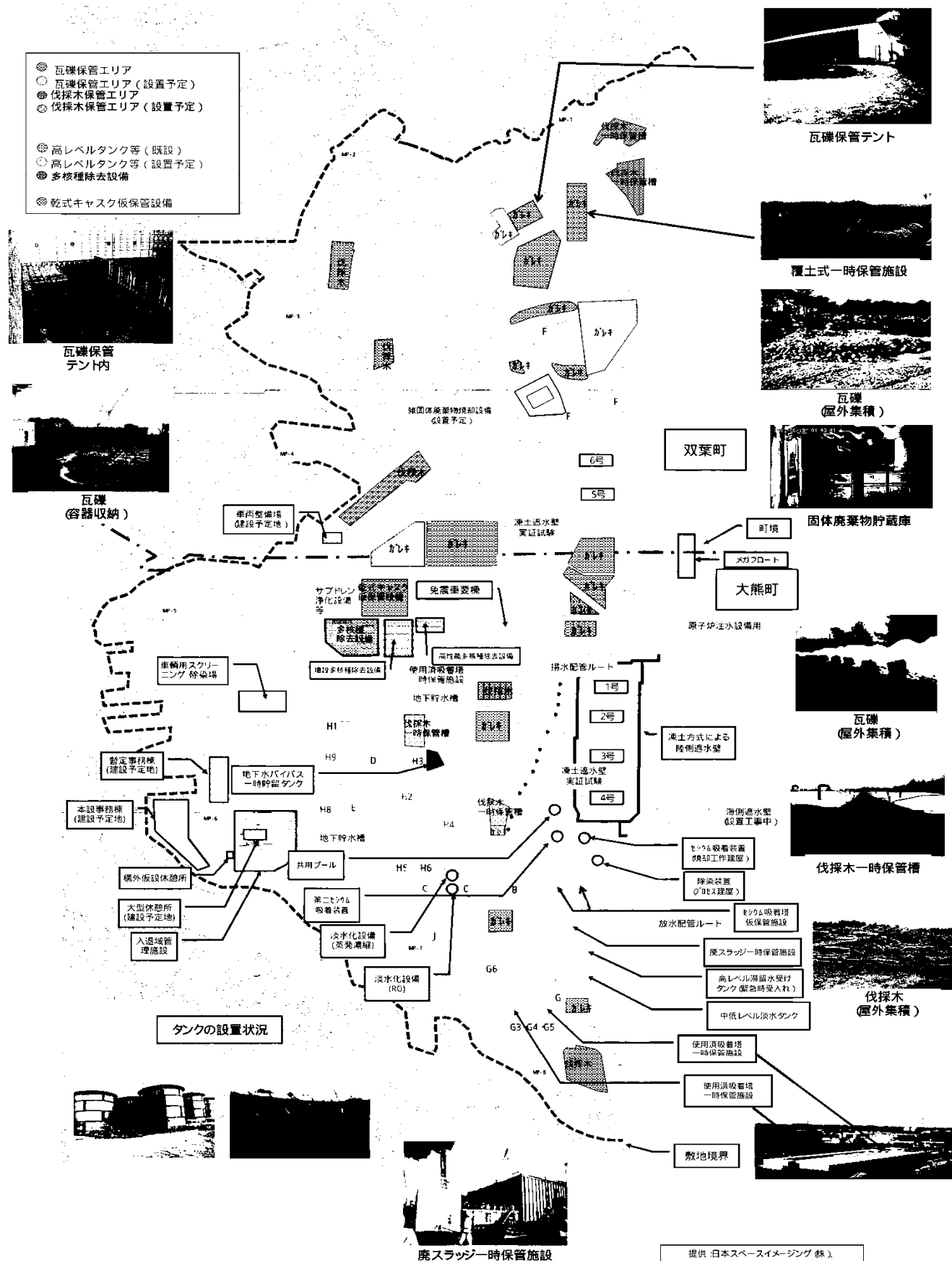
海側遮水壁

シルトフェンス

【南放水口付近】

5月28日
までの東電
データまとめ

東京電力（株） 福島第一原子力発電所 構内配置図



諸計画の取り組み状況(その1)

添付資料3



諸計画の取り組み状況(その2)

▼2014年5月29日現在

→ : 主要工程
→ : 準主要工程

現場作業
研究開発
検討
先月までの計画

課題		第1期(当面の取組終了後2年後以内)	第2期(前)		
		2012年度	2013年度	2014年度	2015年度
燃料デブリ取出計画	建屋内除染	除染技術調査／遠隔除染装置開発 遠隔汚染調査技術の開発① 遠隔除染装置の開発① 現場調査・現場実証(適宜) 目標: 除染ロボット技術の確立 建屋内除染・遮へい等(作業環境改善①) 原子炉建屋内 1階 継続			
	低減対策	総合的な被ばく低減計画の策定 作業エリアの状況把握 原子炉建屋内の作業計画の策定 極限損傷箇所の作業計画の策定			
	格納容器補修・(止水)	格納容器の水張りに向けた研究開発(建屋間止水含む) 格納容器調査装置の設計・製作・試験等② 格納容器補修装置の設計・製作・試験等③⑥ 【1, 3号機】原子炉建屋地下階調査・格納容器下部調査☆ 【2号機】原子炉建屋地下階調査・格納容器下部調査☆ ☆: 開発成果の現場実証含む			
	燃料デブリ取り出し	燃料デブリ取り出しに向けた研究開発(内部調査方法や装置開発等、長期的課題へ継続) 格納容器内調査装置の設計・製作・試験等⑤ 格納容器内部調査			
	処理・処分	収納缶開発(既存技術調査、保管システム検討・安全評価技術の開発他) 処理・処分技術の調査・開発 燃料デブリに係る計量管理方策の構築			
	その他	臨界評価、検知技術の開発			

諸計画の取り組み状況(その3)

▼2014年5月29日現在

→ : 主要工程
→ : 準主要工程

現場作業
研究開発
検討
先月までの計画

課題		第1期(当面の取組終了後2年後以内)		第2期(前)	
		2012年度	2013年度	2014年度	2015年度
継続に向けた計画 ・ 処理計画	滞留水	▽目標: 現行設備の信頼性向上の実施			
		現行処理施設による滞留水処理		信頼性を向上させた水処理施設による滞留水処理	
		現行設備の信頼性向上等(移送・処理・貯蔵設備の信頼性向上)			
		分岐管耐圧ホース使用箇所のPE管化			
		タンク群等の防漏対策(床の嵩上げ・土留壁・排水路確保化)・タンク壁面にあわせて保水機能		※現場進捗状況に合わせた見直し	
		循環ライン縮小検討			
		サブドレン復旧方法の検討		サブドレン復旧工事	
		サブドレン他浄化設備の検討→設置工事		サブドレン復旧、地下水流入量を低減(滞留水減少)	
				※運用開始	
				建屋内地下水の水位低下	
発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画	海洋汚染拡大防止計画	海側遮水壁の構築		▽目標: 汚染水漏えい時における海洋汚染拡大リスクの低減	
		銅管矢板設置		目標: 港湾内海水中の放射性物質濃度低減(告示濃度未満)	
		放射性ストロンチウム(Sr)浄化技術の検討			
		海水循環浄化		放射性ストロンチウム(Sr)浄化	
		海水繊維状吸着材浄化(継続)		航路・泊地エリアの浚渫土砂の被覆等	
	気体・液体廃棄物	地下水及び海水のモニタリング(継続実施)			
		1～3号機 格納容器ガス管理システム運用			
		2号機 ブローアウトパネル開口部閉止・換気設備設置			
		建屋等開口部ダスト濃度測定・現場調査			
		気体モニタリングの精度向上		陸域・海域における環境モニタリング(継続実施)	
	敷地境界線量	▽目標: 発電所全体から新たな放出される放射性物質等による敷地境界1mSv/年未満			
		遮へい等による線量低減実施			
		汚染水浄化等による線量低減実施			
	敷地内除染計画	陸域・海域における環境モニタリング(継続実施)		▽目標: 1～4号機周辺を除く敷地南側エリアを平均5μSv/時以下	
		発電所敷地内除染の計画的実施			

諸計画の取り組み状況(その4)

▼2014年5月29日現在

→ : 主要工程
→ : 準主要工程

□ : 現場作業
□ : 研究開発
□ : 検討
□ : 先月までの計画

課題		第1期(当面の取組終了後2年後以内)		第2期(前)	
		2012年度	2013年度	2014年度	2015年度
燃料取り出し計画	使用済燃料プールからの				
	輸送貯蔵兼用キャスク	キャスク製造			
	乾式貯蔵キャスク	キャスク製造			
	港湾	物揚場復旧工事			
		空キャスク搬入(順次)			
	共用プール	搬入済み 既設乾式貯蔵キャスク点検(9基) 共用プール燃料取り出し 損傷燃料用ラック設計・製作 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の貯蔵(保管・管理)			
	キャスク仮保管設備	設計・製作 設置 キャスク受入・仮保管			
	研究開発	使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討			
	原子炉建屋コンテナ等設置				
	RPV/PCV健全性維持	圧力容器/格納容器腐食に対する健全性の評価技術の開発 腐食抑制対策(窒素バブリングによる原子炉冷却水中の溶存酸素低減)			
施設の廃止措置に向けた計画	固体廃棄物の保管管理、処理・処分、原子炉				
	適切な遮へい対策及び飛散抑制対策を施した安定保管の継続				
	保管管理計画の策定(発生量低)	持込抑制策の検討 車両整備場の設置 保管管理計画の更新 発生量低減策の推進 保管適正化の推進			
	固体廃棄物の保管管理計画	ドラム缶保管施設の設置			
	雑固体廃棄物焼却設備	設計・製作 雑固体廃棄物焼却設備の設置			
	ガレキ等の覆土式一時保管施設への移動				
	伐採木の覆土工事				
	遮へい策による保管水処理二次廃棄物の線量低減実施				
	水処理二次廃棄物の性状、保管容器の寿命の評価	設備更新計画策定			
	固体廃棄物の処理・処分計画	処理・処分にに関する研究開発計画の策定 処理・処分技術の幅広い調査と適用性の評価 固体廃棄物の性状把握、物量評価等			
廃止措置シナリオの立案	原子炉施設の廃止措置計画	複数の廃止措置シナリオの立案			
	実施体制・要員計画	協力企業を含む要員の計画的育成・配置、意欲向上策の実施 等			
	作業安全確保に向けた計画	安全活動の継続、放射線管理の維持・充実、医療体制の継続確保 等 本場と臨海地区・施設と並立する関係・施設と並立する関係の確立・低減			

HP
ND-1

廃止措置シナリオの立案

廃止措置等に向けた進捗状況：使用済み燃料プールからの燃料取り出し作業

至近の目標 使用済燃料プール内の燃料の取り出し開始(4号機、2013年11月)

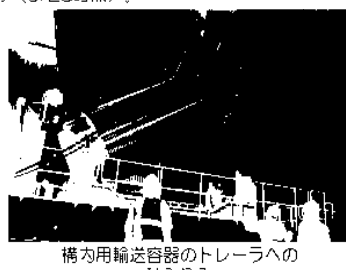
4号機

中長期ロードマップでは、ステップ2完了から2年以内(～2013/12)に初号機の使用済燃料プール内の燃料取り出し開始を第1期の目標としてきた。2013/11/18より初号機である4号機の使用済燃料プール内の燃料取り出しを開始し、第2期へ移行した。
使用済燃料プールには、取り出し開始の時点で1,533体の燃料(使用済燃料1,331体、新燃料202体)が保管されており、取り出した燃料は、共用プールへ移送させることとしている。取り出し完了は、平成26年末頃を目指す。全体の62%の946体(使用済燃料924体、新燃料22体)の燃料を共用プールに移送済み(5/28時点)。



燃料取り出し状況

※写真の一部については、核物質防護などに関わる機密情報を含むことから修正しております。



構内用輸送容器のトレーラへの積み込み

リスクに対してしっかり対策を打ち、慎重に確認を行い、安全第一で作業を進める

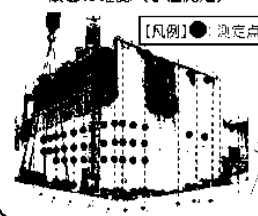
燃料取り出しまでのステップ



原子炉建屋の健全性確認
2012/5以降、年4回の定期的な点検を実施。建屋の健全性は確保されていることを確認。



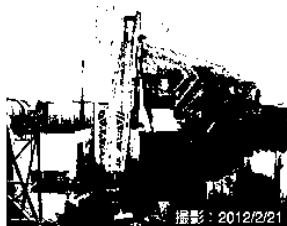
傾きの確認(水位測定)



傾きの確認(外壁面の測定)

3号機

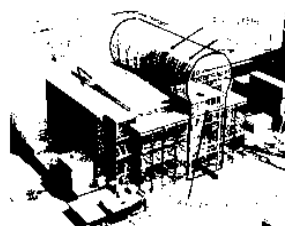
燃料取り出し用カバー設置に向けて、機台設置作業完了(2013/3/13)。原子炉建屋上部ガレキ撤去作業を完了(2013/10/11)し、現在、燃料取り出し用カバーや燃料取扱設備のオペレーティングフロア^(※1)上の設置作業に向け、線量低減対策(除染、遮へい)を実施中(2013/10/15～)。使用済燃料プール内のガレキ撤去を実施中(2013/12/17～)。



大型ガレキ撤去前



大型ガレキ撤去後



燃料取り出し用カバーイメージ

1、2号機

- 1号機については、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去を実施するため、原子炉建屋カバーの解体を計画している。建屋カバーの解体に先立ち、建屋カバーの排気設備を停止(2013/9/17)。大型重機が走行するためのヤード整備等を行い、準備が整い次第建屋カバー解体に着手する予定。
- 2号機については、建屋内除染、遮へいの実施状況を踏まえて設備の調査を行い、具体的な計画を検討、立案する。

1号機建屋カバー解体

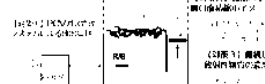
使用済燃料プールから、燃料プールの取り出しの開始に向け、原子炉建屋カバーを解体し、オペロ上のガレキ撤去を進める。建屋カバー解体時の放射性降塵は、事前に比べ増加するものの、放出抑制への取り組みにより、1～3号機からの放出による放射性降塵は0.03mSv/年への影響は少ない。



【対策1】放射能の遮蔽



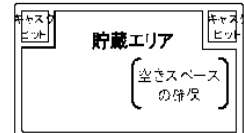
【対策2】遮蔽バリアの設置による放射能の遮蔽



【対策3】遮蔽バリアの設置による放射能の遮蔽

放出抑制への取り組み

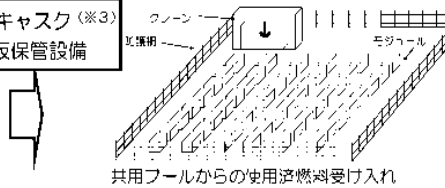
共用プール



共用プール内空きスペースの確保
(乾式キャスク仮保管設備への移送)

- 現在までの作業状況
- ・燃料取扱いが可能な状態まで共用プールの復旧が完了(2012/11)
 - ・共用プールに保管している使用済燃料の乾式キャスクへの装填を開始(2013/6)
 - ・4号機使用済燃料プールから取り出した燃料を受入開始(2013/11)

乾式キャスク(※3)
仮保管設備



2013/4/12より運用開始、キャスク保管建屋より既設乾式キャスク全9基の移送完了(5/21)、共用プール保管中燃料を順次移送中。

<略語解説>

- (※1)オペレーティングフロア(オペフロ)：定期検査時に、原子炉上蓋を開放し、炉内燃料取扱や炉内構造物の点検等を行うフロア。
- (※2)機器ハッチ：原子炉格納容器内の機器の搬出入に使う貫通口。
- (※3)キャスク：放射性物質を含む燃料・機器等の輸送容器の名称

廃止措置等に向けた進捗状況：プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた作業

2014年5月29日
廃炉・汚染水対策チーム会合
事務局会議
2/6

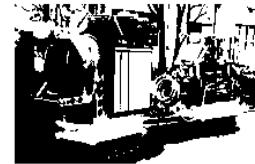
至近の目標 プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた研究開発及び除染作業に着手

除染装置の実証試験

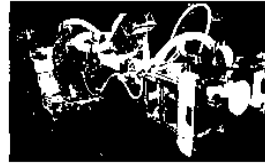
1. 吸引・プラスト除染装置
 - ・実証試験を原子炉建屋1階にて実施（1/30～2/4）。吸引除染による粉じんの除去によりβ線の線量率が低減していること、その後のプラスト除染により塗装表面が削れることを確認。
2. ドライアイスプラスト除染装置
 - ・実証試験を2号機原子炉建屋1階にて実施（4/15～21）。
3. 高圧水除染装置
 - ・実証試験を原子炉建屋1階にて実施（4/23～29）。



吸引・プラスト除染装置



ドライアイスプラスト除染装置



高圧水除染装置

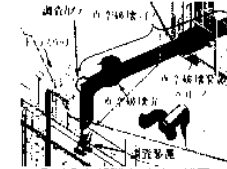
※プラスト除染：鋼製の多角形粒子を除染対象（表面）に噴射し、表面を削る上法

圧力抑制室（S/C）上部調査による漏えい箇所確認

- ・1号機S/C上部の漏えい箇所を5/27より調査し、上部にある配管の内1本の伸縮継手カバーより漏えいを確認。今後、格納容器の止水・補修に向けて、具体的な方法を検討していく。

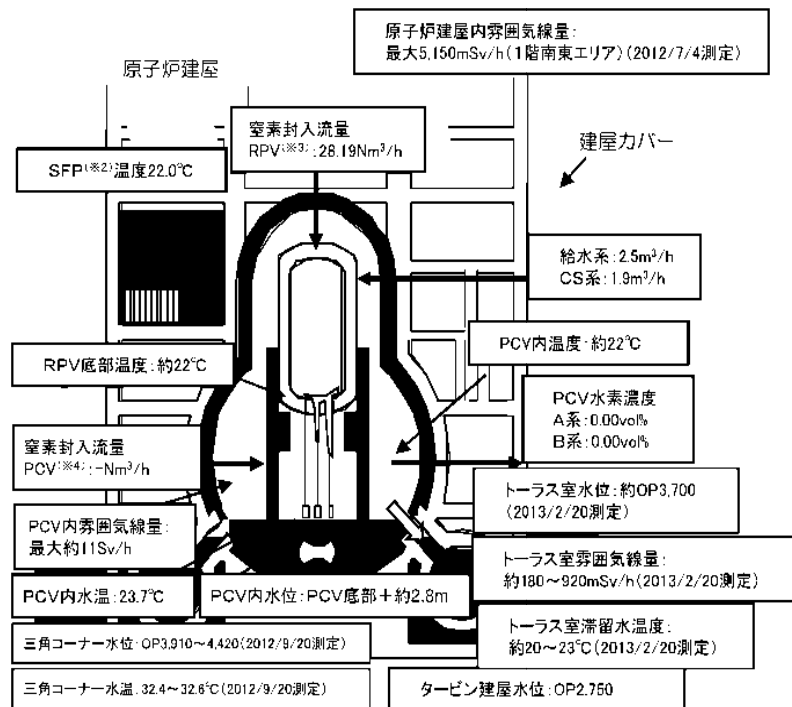


漏えい箇所



S/C上部調査イメージ図

1号機



※プラント関連パラメータは2014年5月28日11:00現在の値 タービン建屋

格納容器内部調査に向けた装置の開発状況

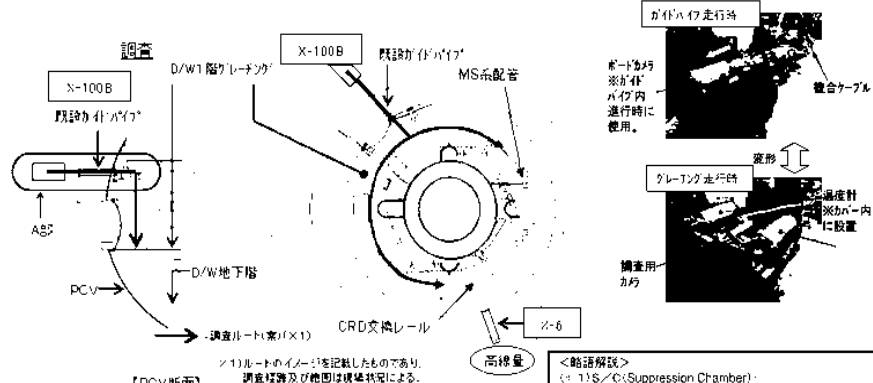
燃料デブリ取り出しに先立ち、燃料デブリの位置等格納容器内の状況把握のため、内部調査を実施予定。1号機は、燃料デブリがヘデスタル外側まで広がっている可能性があるため、外側の調査を優先。

【調査概要】

- ・1号機X-100Bヘネ※5から装置を投入し、時計回りと反時計回りに調査を行う。

【調査装置の開発状況】

- ・狭小なアクセス口（内径φ100mm）から格納容器内へ進入し、グレーティング上を安定走行可能な形状変形機構を有するクローラ型装置を開発中であり、2014年度下期に現場での実証を計画。



格納容器内調査ルート（計画案）

＜略語解説＞

- （※1）S/C: (Suppression Chamber) 圧力抑制ファウル、非用炉心冷却系の水溜りとして使用。
- （※2）SFP: (Spent Fuel Pool) 使用済燃料プール。
- （※3）RPV: (Reactor Pressure Vessel) 原子炉圧力容器。
- （※4）PCV: (Primary Containment Vessel) 原子炉格納容器。
- （※5）ヘネ: ヘネレーションの略。格納容器等にある貫通口。

廃止措置等に向けた進捗状況：プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた作業

2014年5月29日
廃炉・汚染水対策チーム会合
事務局会議
3/6

至近の目標 プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた研究開発及び除染作業に着手

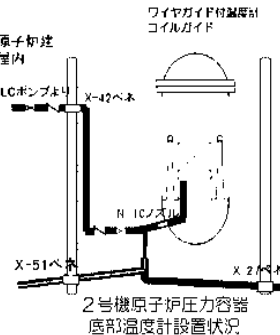
原子炉圧力容器温度計・原子炉格納容器常設監視計器の設置

①原子炉圧力容器温度計再設置

- ・震災後に2号機に設置した原子炉圧力容器底部温度計が故障したことから監視温度計より除外(2/19)。
- ・4/17に温度計の引き抜き作業を行ったが、引き抜けなかったため作業を中断。温度計の再引き抜きに向けて、発錆・固着確認試験を実施中(5/12～)。

②原子炉格納容器温度計・水位計再設置

- ・格納容器常設監視計器の設置を試みたが、既設グレーチングとの干渉により、計画の位置に設置することが出来なかった(2013/8/13)。
- ・5/20～22に、ケーブルのねじれを解消して再設置を試みたものの設置できず、5/27に当該計器の引き抜きを実施。6月に新規品を設置予定。



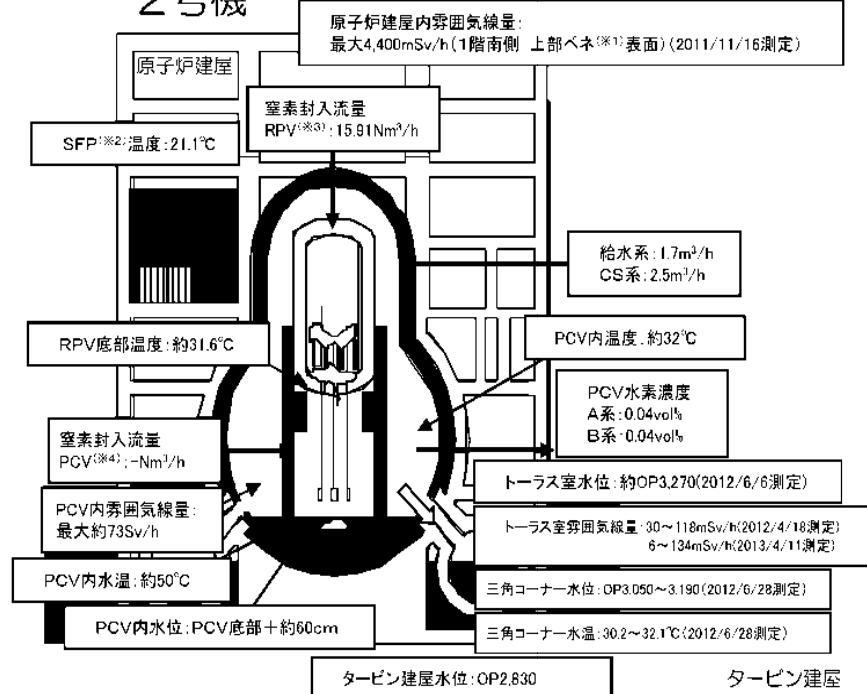
原子炉建屋5階汚染状況調査

- ・原子炉建屋5階の汚染状況を調査するため、建屋屋上に孔を開け調査装置(ガンマカメラ、線量計、光学カメラ)を吊り下ろす。また、遠隔操作ロボットにて、5階床面のコアサンプルを採取する。
- ・床面コアサンプル採取用ロボットの動線確保のため、遠隔操作ロボットを用いてオペレーティングフロア^(※6)内のフェンス等の撤去作業を実施(3/13、14)。
- ・作業中にロボットが転倒し、バッテリー残量が無くなったため当該ロボットの回収を断念。フェンス撤去作業が完了しアクセス可能な範囲内でコアを採取(3/20～26)。



遠隔操作ロボット転倒状況

2号機



※ プラント関連パラメータは2014年5月28日11:00現在の値

格納容器内部調査に向けた装置の開発状況

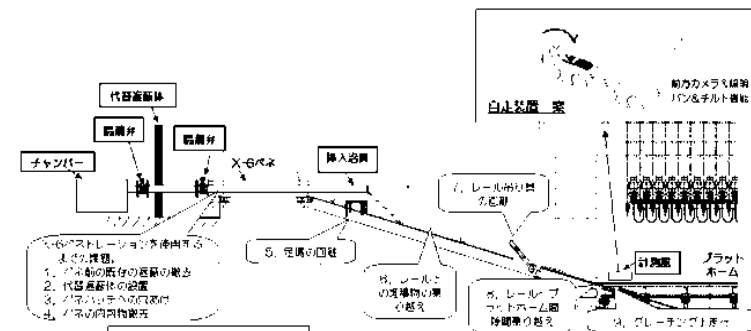
燃料デブリ取り出しに先立ち、燃料デブリの位置等格納容器内の状況把握のため、内部調査を実施予定。2号機は、燃料デブリがヘデスタル外側まで広がっている可能性は低いため、内側の調査を優先。

【調査概要】

- ・2号機X-6ベネ^(※1)貫通口から調査装置を投入し、CRDレールを利用しヘデスタル内にアクセスして調査。

【調査装置の開発状況】

- ・2013年8月に実施したCRDレール状況調査で確認された課題を踏まえ、調査工法および装置設計を進めており2014年度下期に現場実証を計画。



格納容器内調査の課題および装置構成(計画案)

＜略語解説＞

- (※1) ベネ ベネトレーションの略。格納容器等にある貫通部。
- (※2) SFP(Spent Fuel Pool): 使用済燃料プール。
- (※3) RPY(Reactor Pressure Vessel): 原子炉圧力容器。
- (※4) PCV(Primary Containment Vessel): 第1格納容器。
- (※5) SC(Suppression Chamber): 圧力抑制プール。非圧力抑制系の水設備として使用。
- (※6) オペレーティングフロア(オペフロ): 定期検査時に、原子炉上部を開放し、炉内燃料取扱や炉内構造物の点検等を行うフロア。

廃止措置等に向けた進捗状況：プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた作業

2014年5月29日
廃炉・汚染水対策チーム会合
事務局会議
4/6

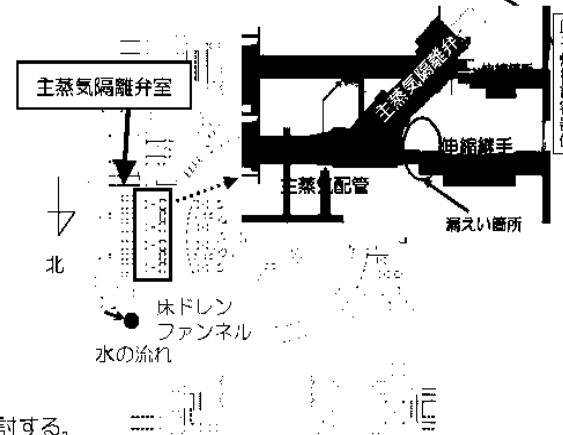
至近の目標 プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた研究開発及び除染作業に着手

主蒸気隔離弁※室からの流水確認

3号機原子炉建屋1階北東エリアの主蒸気隔離弁室の扉付近から、近傍の床ドレンファンネル（排水口）に向かって水が流れていることを1/18に確認。排水口は原子炉建屋地下階につながっており、建屋外への漏えいはない。

4/23より、原子炉建屋2階の空調機械室から1階の主蒸気隔離弁室につながっている計器用配管から、カメラによる映像取得、線量測定を実施。5/15に主蒸気配管のうち1本の伸縮継手周辺から水が流れていることを確認した。

3号機で、格納容器からの漏えい箇所が判明したのは初めてであり、今回の映像から、漏えい量の評価を行うとともに、追加調査の要否を検討する。また、本調査結果をPCV止水・補修方法の検討に活用する。



流水状況概略図

※主蒸気隔離弁：原子炉から発生した蒸気を緊急時に止める弁

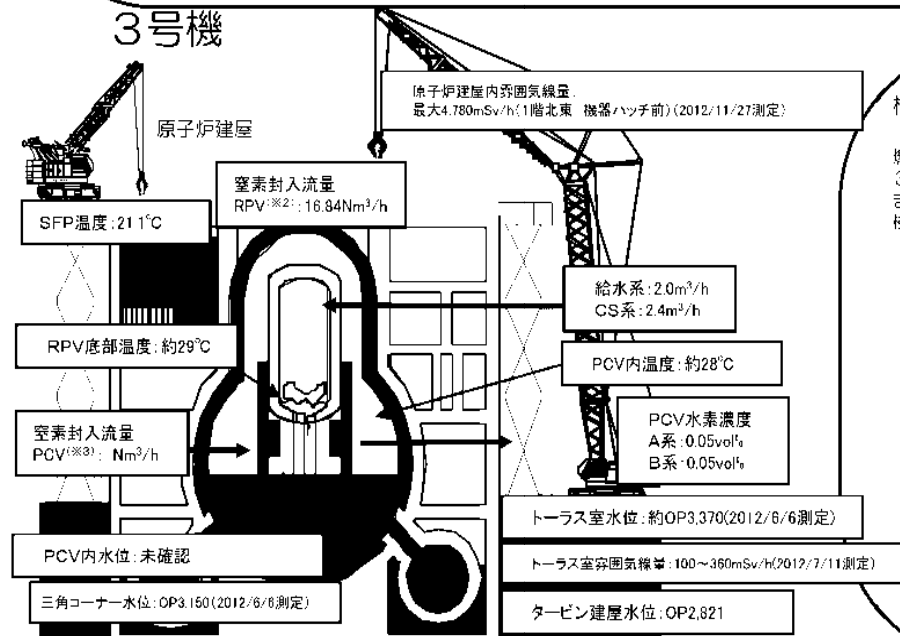
建屋内の除染

- ロボットによる、原子炉建屋内の汚染状況調査を実施（2012/6/11～15）。
- 最適な除染方法を選定するため除染サンプルの採取を実施（2012/6/29～7/3）。
- 建屋内除染に向けて、原子炉建屋1階の土壌移設作業を実施（2013/11/18～3/20）。



汚染状況調査用ロボット（ガンマカメラ搭載）

3号機



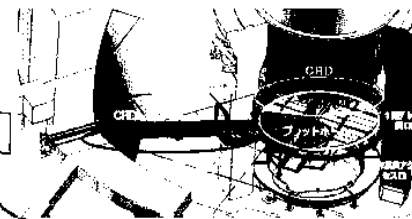
※ プラント関連パラメータは2014年5月28日11:00現在の値

格納容器内部調査に向けた装置の開発状況

燃料デブリ取り出しに先立ち、燃料デブリの位置等格納容器内の状況把握のため、内部調査を実施予定。3号機は、燃料デブリがヘデスタル外側まで広がっている可能性は低いと見られ、内側の調査を優先。また、格納容器内の水位が高く、1、2号機で予定のヘネが水没している可能性があり、別方式を検討する必要がある。

【調査及び装置開発ステップ】

- (1) X-53ヘネからの調査
 - 除染後にX-53ヘネ周辺エリアの現場調査を行い、内部調査実施方針・装置仕様を確定予定。
- (2) X-53ヘネからの調査後の調査計画
 - X-6ヘネは格納容器内水頭圧測定値より推定すると水没の可能性がありアクセスが困難と想定。
 - 他のヘネからアクセスする場合、「装置の更なる小型化」、「水中を移動してヘデスタルにアクセス」等の対応が必要であり検討を行う。



<略語解説>

- (※ 1) SFP (Spent Fuel Pool)：使用済燃料プール。
- (※ 2) RPV (Reactor Pressure Vessel)：原子炉圧力容器。
- (※ 3) PCV (Primary Containment Vessel)：原子炉格納容器。
- (※ 4) TIP (Traversing Incore Probe System)：移動式炉内計装系。検出器を炉心内で上下に移動させ中性子を測る。

廃止措置等に向けた進捗状況：循環冷却と滞留水処理ライン等の作業

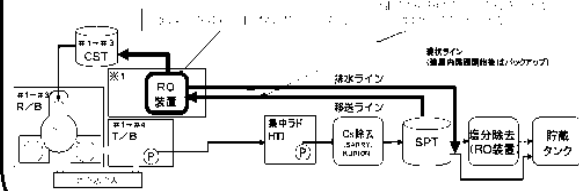
2014年5月29日
 廃炉・汚染水対策チーム会合
 事務局会議
 5/6

至近の目標 原子炉冷却、滞留水処理の安定的継続、信頼性向上

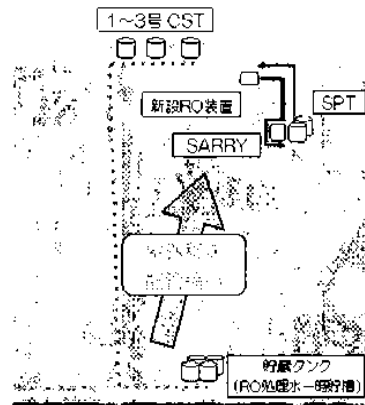
循環注水冷却設備・滞留水移送配管の信頼性向上

- ・3号機CSTを水源とする原子炉注水系の運用を開始し(2013/7/5～)、従来に比べて、屋外に敷設しているライン長が縮小されることに加え、水源の保有水量の増加、耐震性向上等、原子炉注水系の信頼性が向上した。
- ・2014年度末までにRO装置を建屋内に新設することにより、炉注水のループ(循環ループ)は約3kmから約0.8km[※]に縮小

※：汚染水移送配管全体は、余剰水の台高への移送ライン(約1.3km)を含め、約2.1km

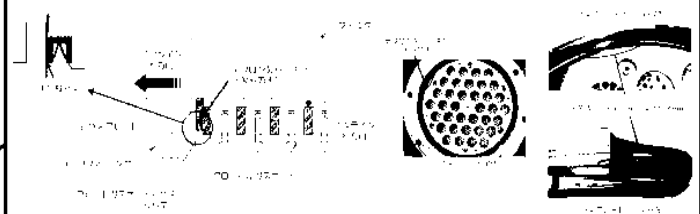


※1 4号T/Bオフは設置案の1つであり、作業機検等を考慮し、今後更に検討を進めて決定予定
 ※2 詳細なライン構成等は、今後更に検討を進めて決定予定

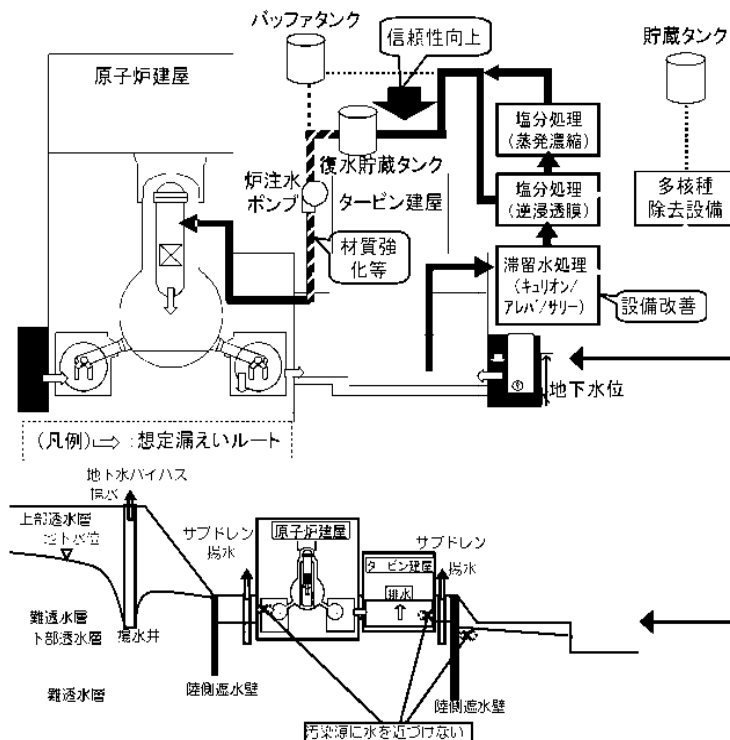


多核種除去設備の状況

- ・放射性物質を含む水を用いたホット試験を実施中(A系：2013/3/30～、B系：2013/6/13～、C系：2013/9/27～)。
- ・B系は、フィルタの不具合により3/18にB系出口水の放射性物質濃度が上昇したため処理中断。フィルタの分解点検調査の結果、テフロン製パッキンが放射線劣化により脆化したものと推定。改良型フィルタへ交換し、5/23より運転を再開。
- ・A系及びC系は、B系と同様のフィルタ不具合が発生した場合の早期検知策により、汚染を広げることなく運転を停止。A系及びC系についても改良型フィルタへ取り替えた上で処理再開予定(A系：6月上旬、C系6月中旬)。
- ・増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の設置に向け、干渉物撤去、掘削・地盤改良・基礎工事等を実施中。



多核種除去設備B系統 フィルタ分解点検状況

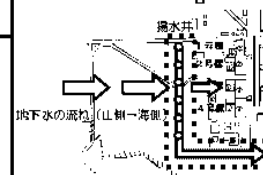


原子炉建屋への地下水流入抑制



サブドレン水汲み上げによる地下水位低下に向け、1～4号機の一部のサブドレンビットについて浄化試験を実施。今後、サブドレン復旧方法を検討。

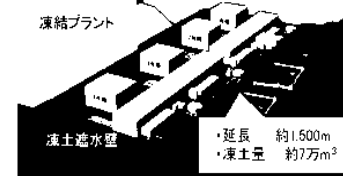
サブドレン水を汲み上げることによる地下水流入の抑制



山側から流れてきた地下水を建屋の上流で揚水し、建屋への地下水流入量を抑制する取組(地下水バイパス)を実施。

5/21よりくみ上げた地下水の排水を開始。
 くみ上げた地下水は一時的にタンクに貯留し、東京電力及び第三者機関により、運用目標未達であることを都度確認し、排水する。
 湯水井、タンクの水量について、定期的にモニタリングを行い、適切に運用する。

地下水バイパスにより、建屋付近の地下水位を低下させ、建屋への地下水流入を抑制



建屋への地下水流入を抑制するため、凍土壁で建屋を囲む陸側遮水壁の設置を計画。
 発電所構内で小規模凍土壁の凍結試験を行い、凍結の成立性を確認。
 準備が整い次第、凍結管を設置。

<略語解説>
 (×1) CST (Condensate Storage Tank)
 復水貯蔵タンク。
 プラントで使用する水を一時貯蔵しておくためのタンク。

1～4号機建屋周りに凍土壁を設置し、建屋への地下水流入を抑制

廃止措置等に向けた進捗状況：敷地内の環境改善等の作業

2014年5月29日
 廃炉・汚染水対策チーム会合
 事務局会議
 6/6

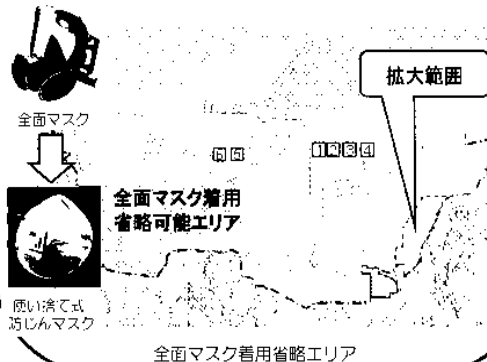
至近の目標

- ・発電所全体からの追加的放出及び事故後に発生した放射性廃棄物（水処理二次廃棄物、ガレキ等）による放射線の影響を低減し、これらによる敷地境界における実効線量1mSv/年未満とする。
- ・海洋汚染拡大防止、敷地内の除染

全面マスク着用省略エリアの拡大

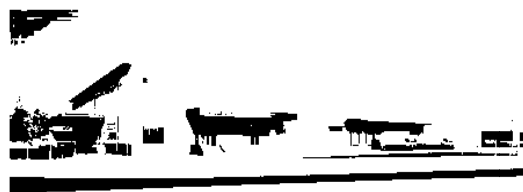
空气中放射性物質濃度のマスク着用基準に加え、除染電離則も参考にした運用を定め、エリアを順次拡大中。

敷地南側のJタンク設置エリアにおいて除染作業が完了し、全面マスク着用省略可能エリアに設定。汚染水を取り扱わないタンク建設作業に限り、使い捨て式防じんマスクが着用可能（5/30～）。

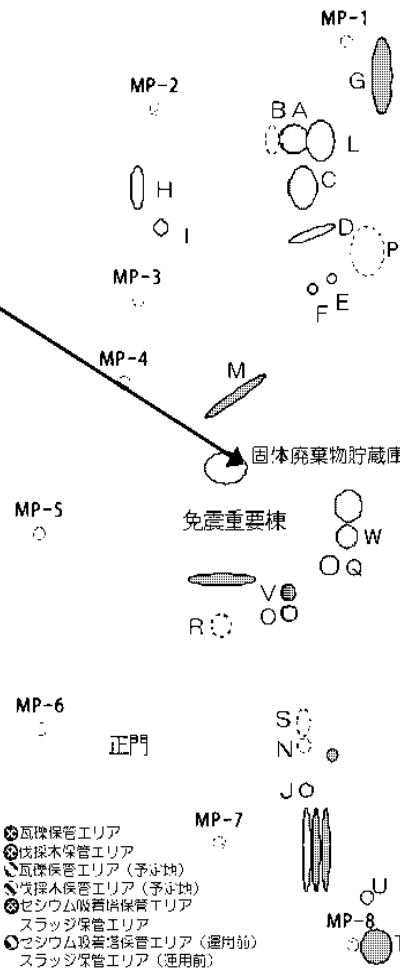


福島給食センターの設置

食生活の改善・充実を目的として、大熊町大川原地区に3,000食規模の食事を提供可能な福島給食センターをH26年度末までに設置予定。5/29に起工式を開催。

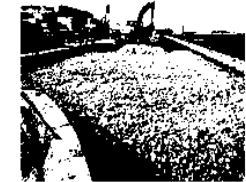


福島給食センター イメージ図



海側遮水壁の設置工事

汚染水が地下水へ漏えいした場合に、海洋への汚染拡大を防ぐための遮水壁を設置中（2014年9月完成予定）。港湾内の鋼管矢板の打設は、9本を残して2013/12/4までに一旦完了。引き続き、港湾外の鋼管矢板打設、港湾内の埋立、くみ上げ設備の設置等を実施し竣工前に閉塞する予定。

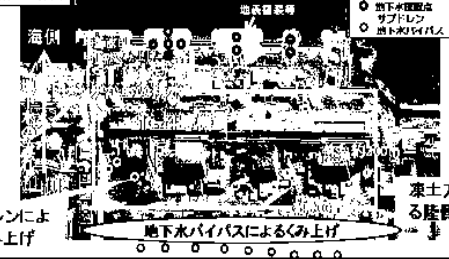


海側遮水壁工事状況
 （1号掘取水口側埋立状況）

港湾内海水中の放射性物質低減

- ・遡岸東側（海側）の地下水の濃度、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漏えいしていることが明らかになった。
- ・港湾内の海水は至近1ヶ月で有意な変動はなく、沖合での測定結果については引き続き有意な変動は見られていない。
- ・海洋への汚染拡大防止対策として下記の取り組みを実施している。
 - 1 汚染水を漏らさない
 - ・護岸背面に地盤改良を実施し、放射性物質の拡散を抑制
 - （1～2号機間：2013/8/9完了、2～3号機間：2013/8/29～12/12、3～4号機間：2013/8/23～1/23完了）
 - ・汚染エリアの地下水くみ上げ（8/9～順次開始）
 - 2 汚染源に地下水を近づけない
 - ・山側地盤改良による囲い込み
 - （1～2号機間：2013/8/13～3/25完了、2～3号機間：2013/10/1～2/6完了、3～4号機間：2013/10/19～3/5完了）
 - ・雨水等の浸入防止のため、コンクリート等の地表舗装を実施（2013/11/25～5/2完了）
 - 3 汚染源を取り除く
 - ・分岐トレンチ等の汚染水を除去し、閉塞（2013/9/19完了）
 - ・主トレンチの汚染水の浄化、水抜き
 - 2号機：2013/11/14～浄化開始、4/2～止水に向けた凍結開始
 - 3号機：2013/11/15～浄化開始

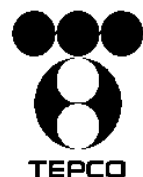
対策の全体図



循環ループ縮小工事の開始について

平成26年5月29日

東京電力株式会社

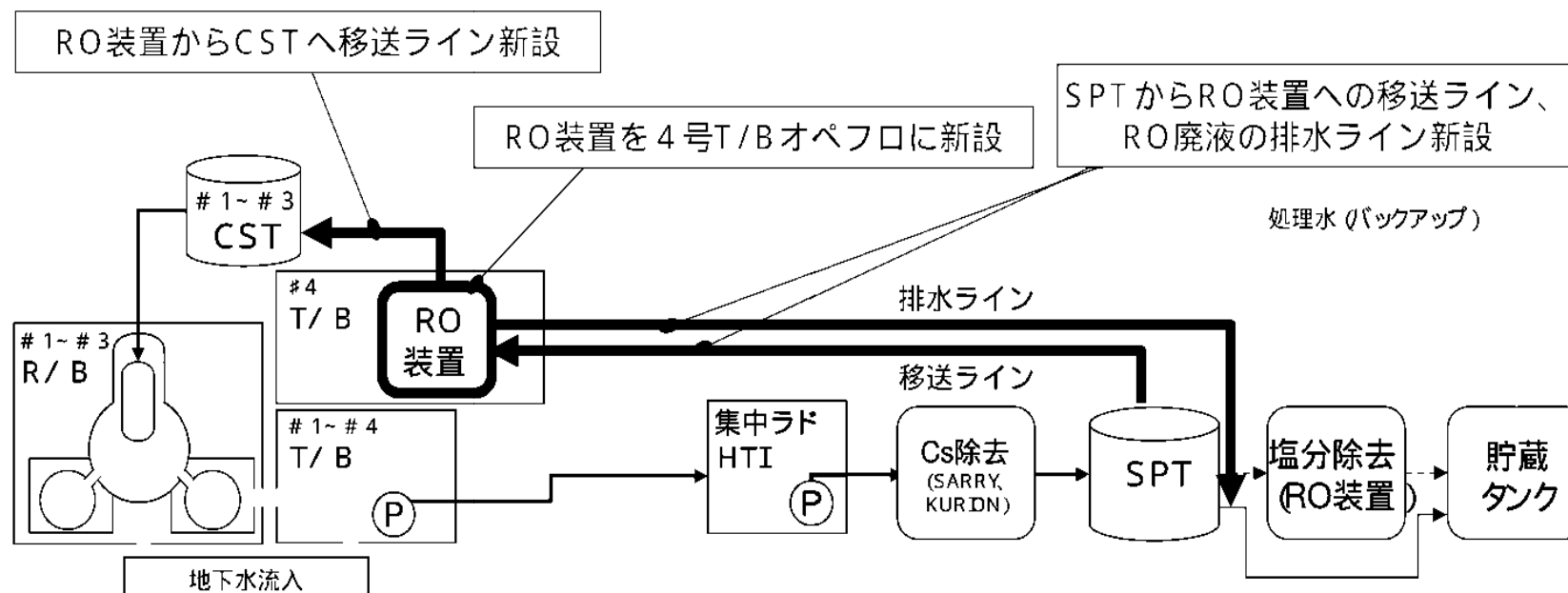


東京電力

1. はじめに

循環ループ縮小（建屋内循環）については，平成26年度末運用開始を目途に計画を進めている（平成25年11月28日廃炉対策推進会議にてお知らせ済み）。このたび，設備設計が固まり，平成26年6月より工事（準備工事等）を開始するため，その概要についてご紹介を行う。

【循環ループ縮小 全体イメージ】



2．系統コンセプト（案）

系統構成

RO装置は，1～3号機の原子炉注水に必要な淡水を生成可能。

（処理量：入口流量800t/day、淡水生成量400t/day）

将来，地下水流入量が減少した場合にも水バランスが成立。

機械・電気・制御設備とも系統を二重化し，片系統で100％容量の淡水生成が可能。

運転操作は，自動操作／遠隔操作（1F免震棟）を主体とし，運転負担および被ばくを軽減。

機器設計

適切な保守により30年使用可能な設計とする。また，系統の水質に対して十分な耐食性を有する材質を選定。なお，各機器の設計は以下の規定等を用いる。

機器設計：J S M E規格 クラス3相当。

耐震設計：J E A C 4 6 0 1 Bクラス相当。

設備対策

設備の信頼性向上のため，主に以下の対策を実施予定。

漏えい対策：各機器周辺に漏えい検知器等の設置。

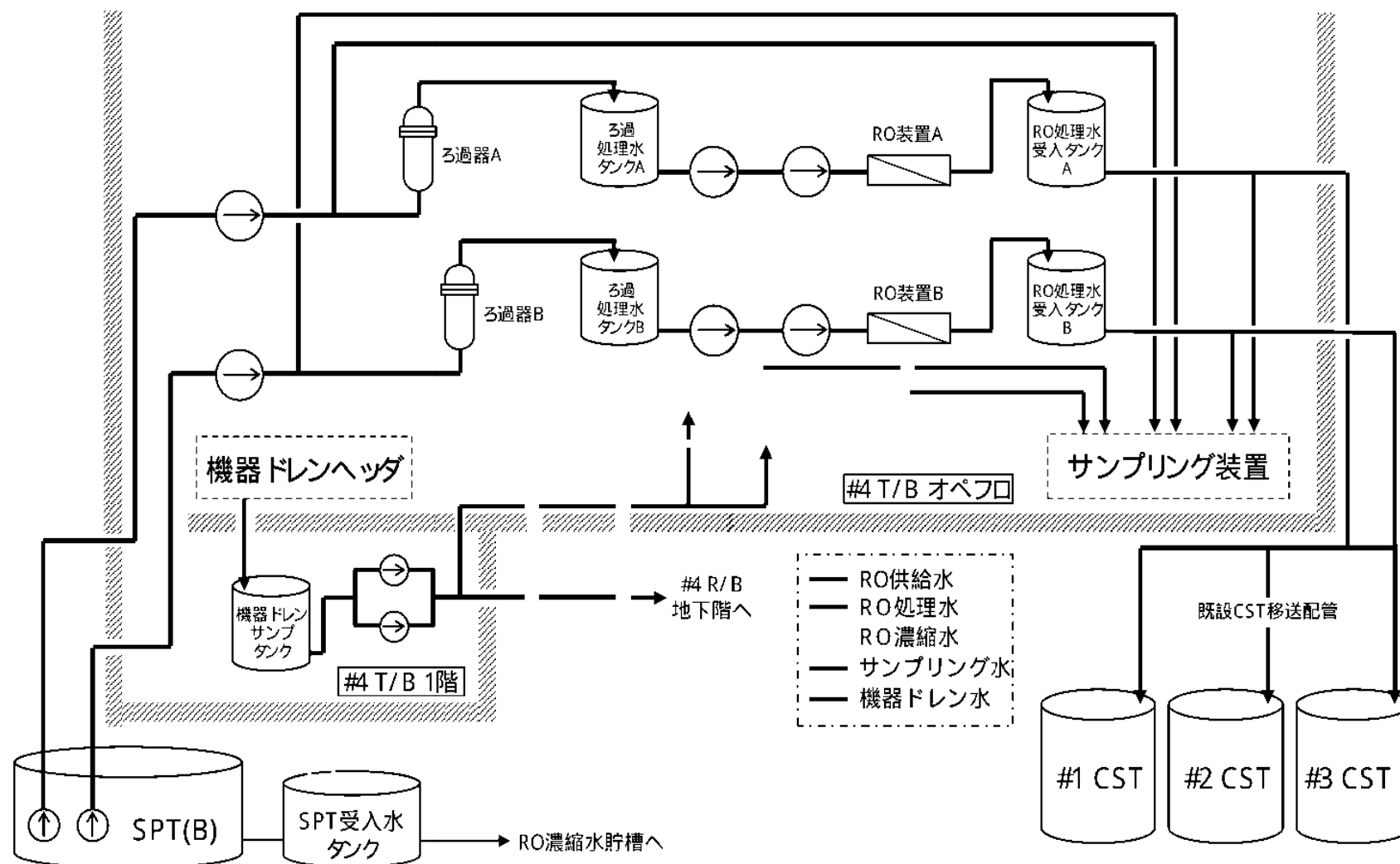
汚染拡大防止対策：堰の設置や漏えい時の系統隔離インターロック。

凍結防止対策：水を内包する設備は，電気ヒータまたは保温材の設置。

被ばく低減対策：遮へい，機器の配置等により被ばくの低減を考慮。

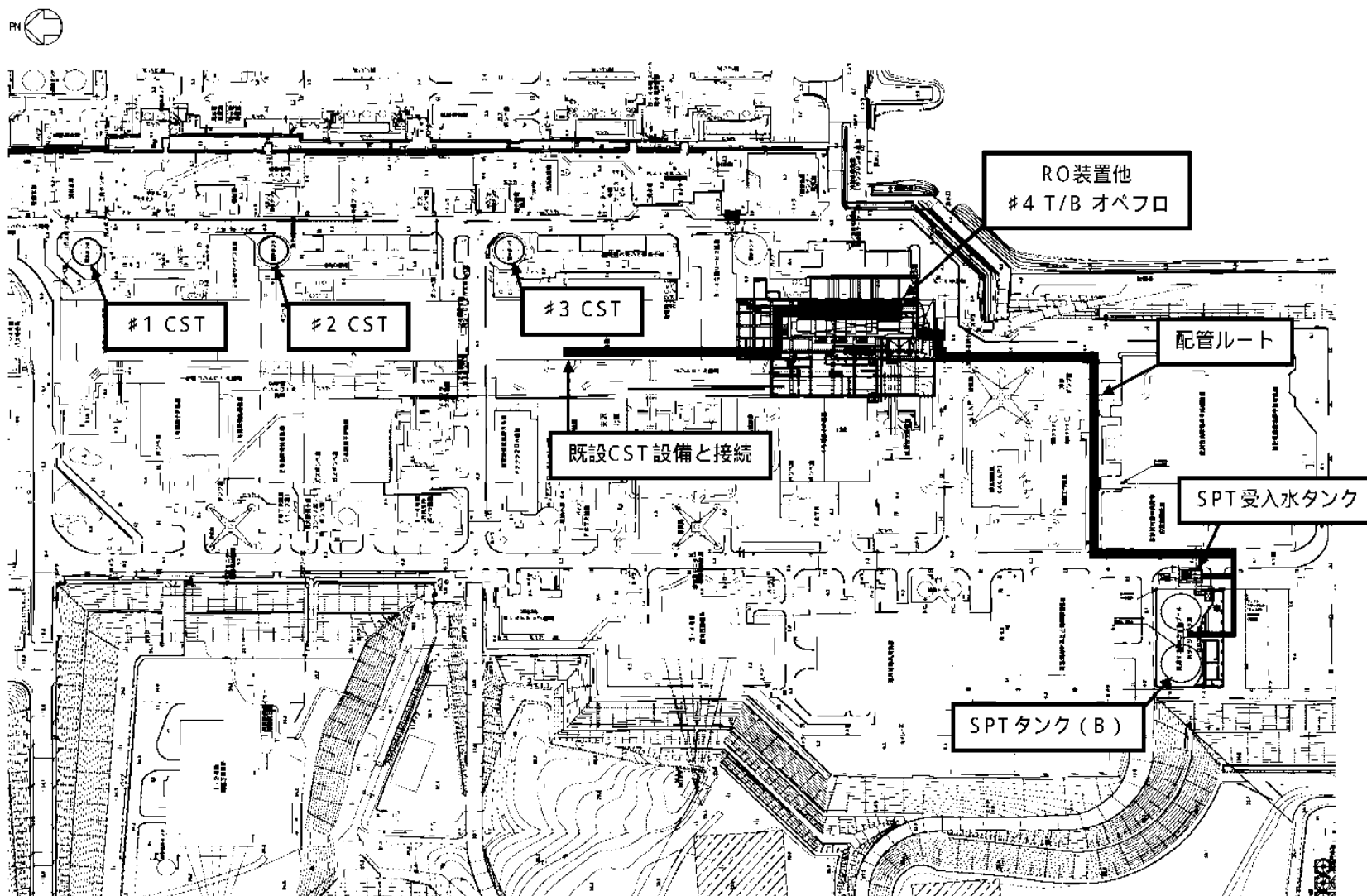
3 . 系統概略図（案）

A系 / B系の2系統で構成。



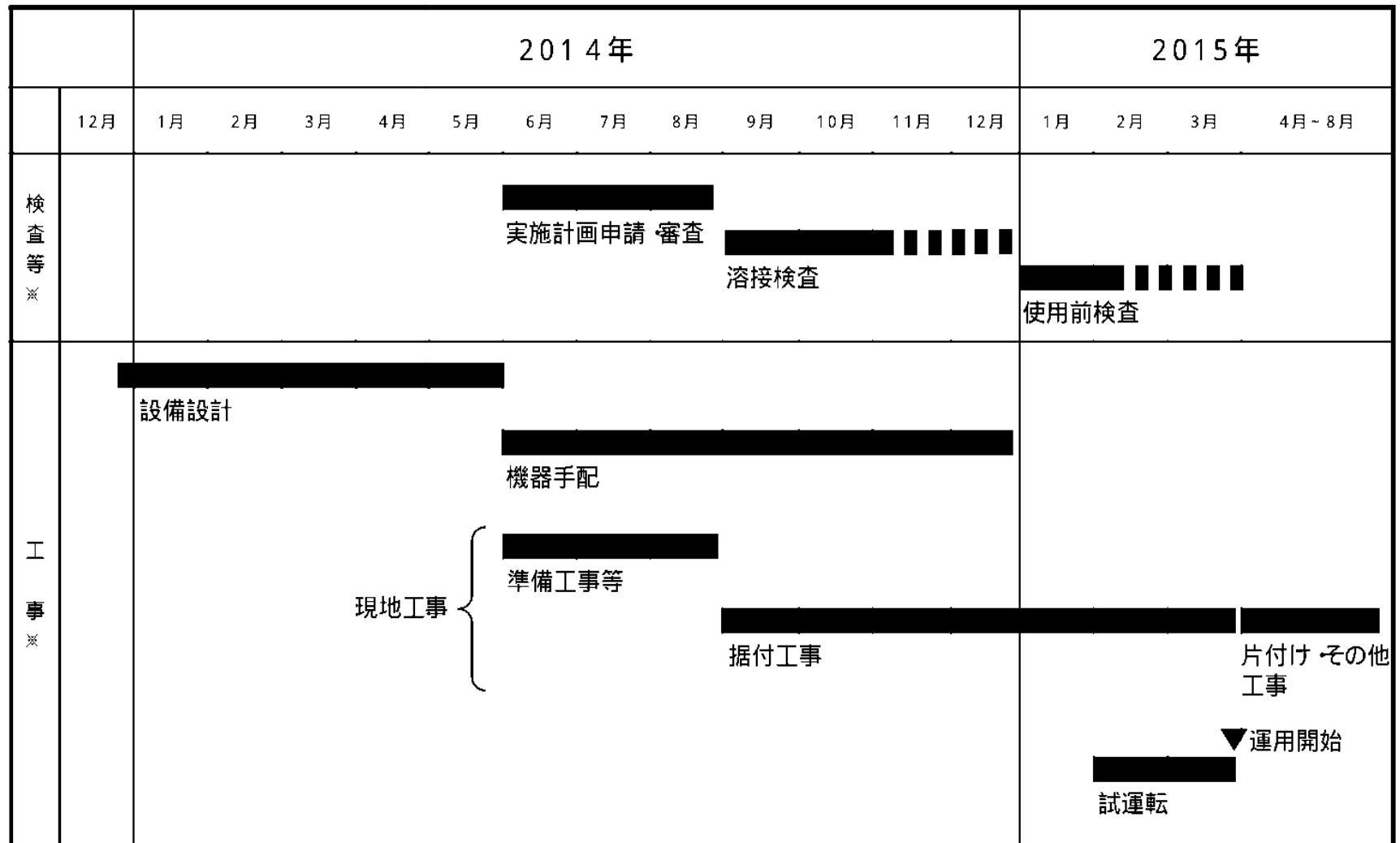
4 . 配置ルート概略図（調整中）

1～4号機周辺。



5 . 全体工程

全体スケジュール（案）



※ スケジュールは想定イメージであり、今後の対応状況に応じて適宜変更を予定

【参考】循環ループ縮小効果（屋外移送配管）について



今回の工事による循環ループ縮小効果（屋外移送配管）は以下の通り。

SPTからの戻りラインが必要となるが、貯蔵タンク（RO処理水貯槽）を經由したCSTまでの移送ラインの削減が可能。

建屋滞留水（地下流入分等）の処理が必要な期間は、当該移送のラインが必要。

	CST循環（現行）	RO装置新設
ループ配置		
ループ長さ	約3 km	約0.8 km（注）

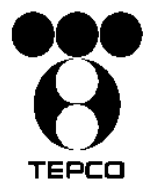
（注）建屋滞留水移送ラインを含めた屋外移送配管は約2.1 km



 炉注水に関わるループ（循環ループ）は約3 kmから約0.8 kmに縮小

[illegible]

多核種除去設備C F F 炭酸塩スラリー流出の 原因と対策について

平成26年5月29日
東京電力株式会社



東京電力

概要 1

多核種除去設備（A系、B系、C系）を運転中のところ、3/18にB系にて処理した水および処理済水の移送先であるサンプルタンク、処理水タンク（J1）に通常より高い放射能濃度を確認。原因を調査するためB系を停止するとともに、汚染したサンプルタンク、処理水タンク（J1）を隔離するため、A系・C系も停止。

調査の結果、原因はB系のクロスフローフィルター（CFF）3Bのパッキンが放射線劣化し、放射性物質（主にSr）を含む炭酸塩スラリーがろ過側（処理済水側）へ移行し、下流側へ流出したと推定。

対策として、耐放射線性能の高い材質を用いたパッキンに変更した改良型CFFへ取り替え、5/23 B系の運転を再開。

一方、A系およびC系は、処理済水に異常がないことから、汚染したサンプルタンク、移送ラインの浄化のため、3/25に運転を再開。運転再開に当たり、B系と同様の事象が発生した場合の早期検知、汚染拡大防止のため、以下の対策を実施。

- a. ブースターポンプ1出口（吸着塔入口）のCa濃度を毎日測定（CFFの状態把握）
- b. サンプルタンクで放射能濃度を測定し異常がないことを確認した後、処理水タンクへ移送（処理水タンクの汚染拡大防止）

運転再開（3/25）以降、A系とC系により約17,000m³の濃縮塩水を処理。処理中、B系と同様にパッキンが劣化すると下流側のCa濃度が上昇することから、毎日Ca濃度測定を実施し、CFFからの炭酸塩スラリーの流出を早期に検知し、汚染拡大することなく運転を停止（A系：3/27、5/17、C系：5/20）。

A系、C系についても今後改良型CFFへ取り替えて、A系：6月上旬、C系6月中旬に起動予定（C系については、停止中に腐食対策有効性確認のための点検も実施）

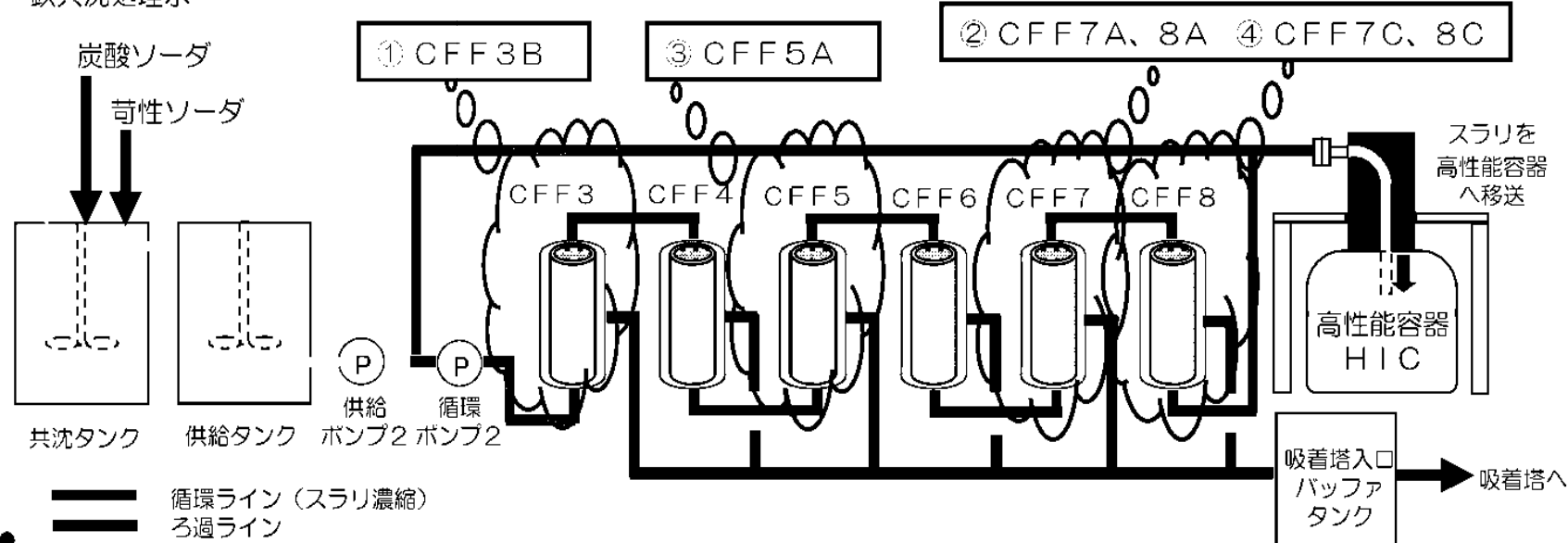
概要2

クロスフローフィルタ（以下、CFF）より、炭酸塩スラリーの流出を確認。

	箇所名		確認日	備考
①	B系統	CFF3B	3/3	当該CFF交換後、3/13に処理再開したものの、出口水放射能上昇のため、3/18より停止。
②	A系統	CFF7A、8A	3/27	当該CFF交換および系統内洗浄後、4/23に処理再開。
③	A系統	CFF5A	5/17	改良型CFFへの交換および系統内洗浄後、処理再開予定。
④	C系統	CFF7C、8C	5/20	改良型CFFへの交換および系統内洗浄後、処理再開予定。

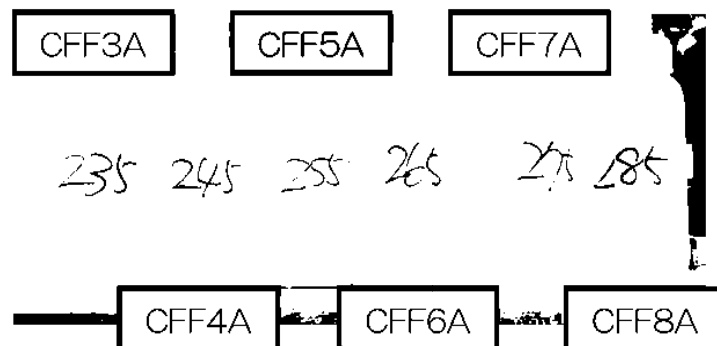
上記①、②について、分解調査した結果、ガスケットの一部に欠損や微小な傷が確認され、当該部から炭酸塩スラリーが流出したと評価。（③、④については今後、分解調査実施予定。）

鉄共沈処理水

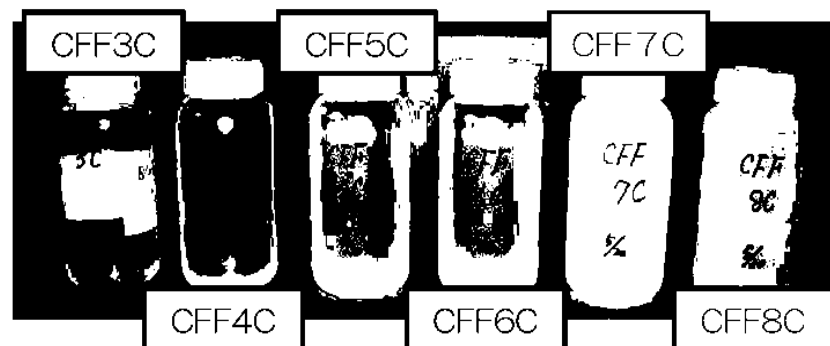


調査状況（1／2）

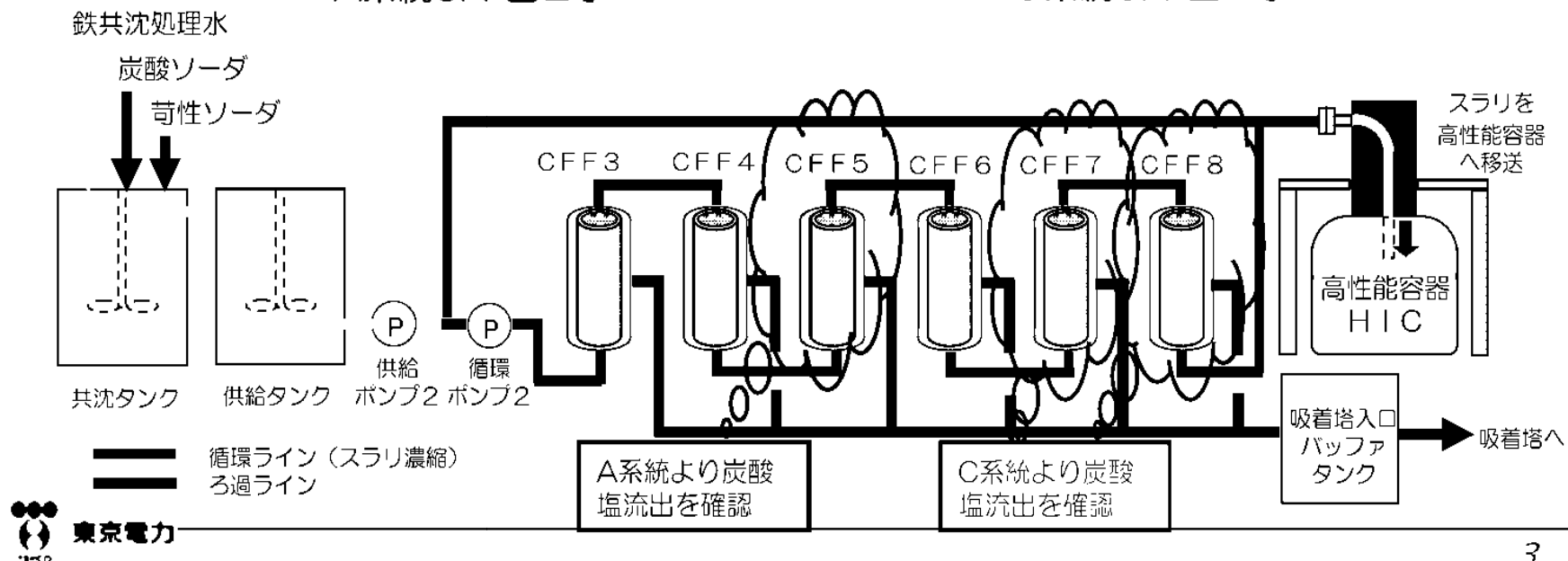
各CFF出口水をサンプリング採取したところ、A系統においてはCFF5Aより、C系統においてはCFF7A、8Aより白濁を確認。炭酸塩スラリー流出と評価。



A系統CFF出口水



C系統CFF出口水



調査状況（2／2）

系統出口水の全 β 濃度は通常の範囲内であり、ALPS下流設備（サンプルタンク等）への炭酸塩スラリーによる汚染拡大はないことを確認

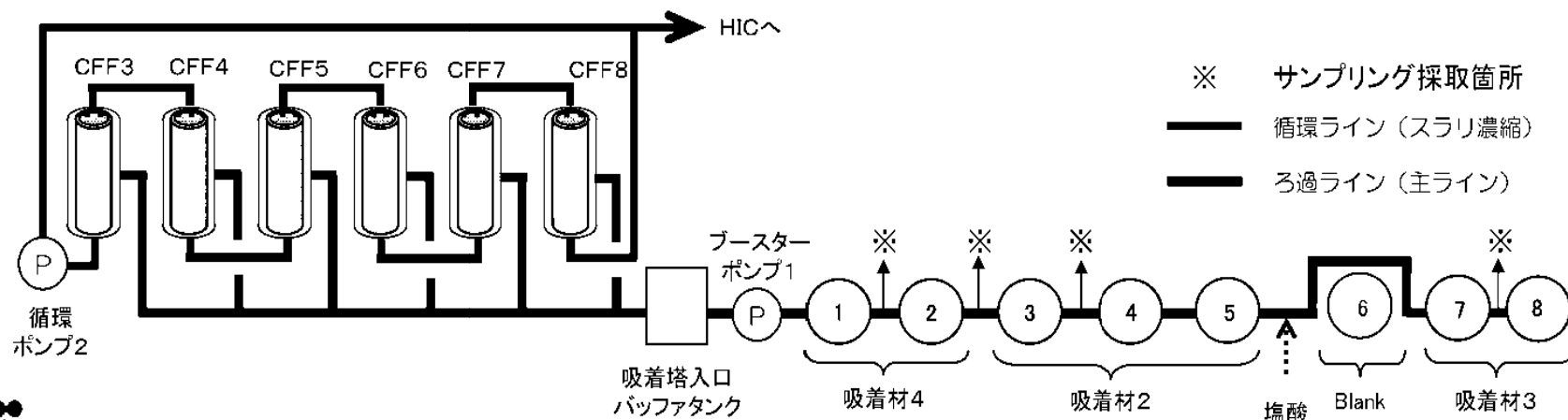
影響範囲を確認するため、主要な吸着塔出口水のCa濃度を測定。吸着塔上流側において、高いCa濃度が確認されていないことから、炭酸塩流出範囲は限定されていると推定されるものの、詳細については継続調査を実施。

系統出口水全 β 濃度

サンプリング箇所	採取日	放射能濃度（全 β ）
A系統出口水	5/17	$2.4 \times 10^{-1} \text{Bq/cc}$
C系統出口水	5/19	$4.0 \times 10^{-1} \text{Bq/cc}$

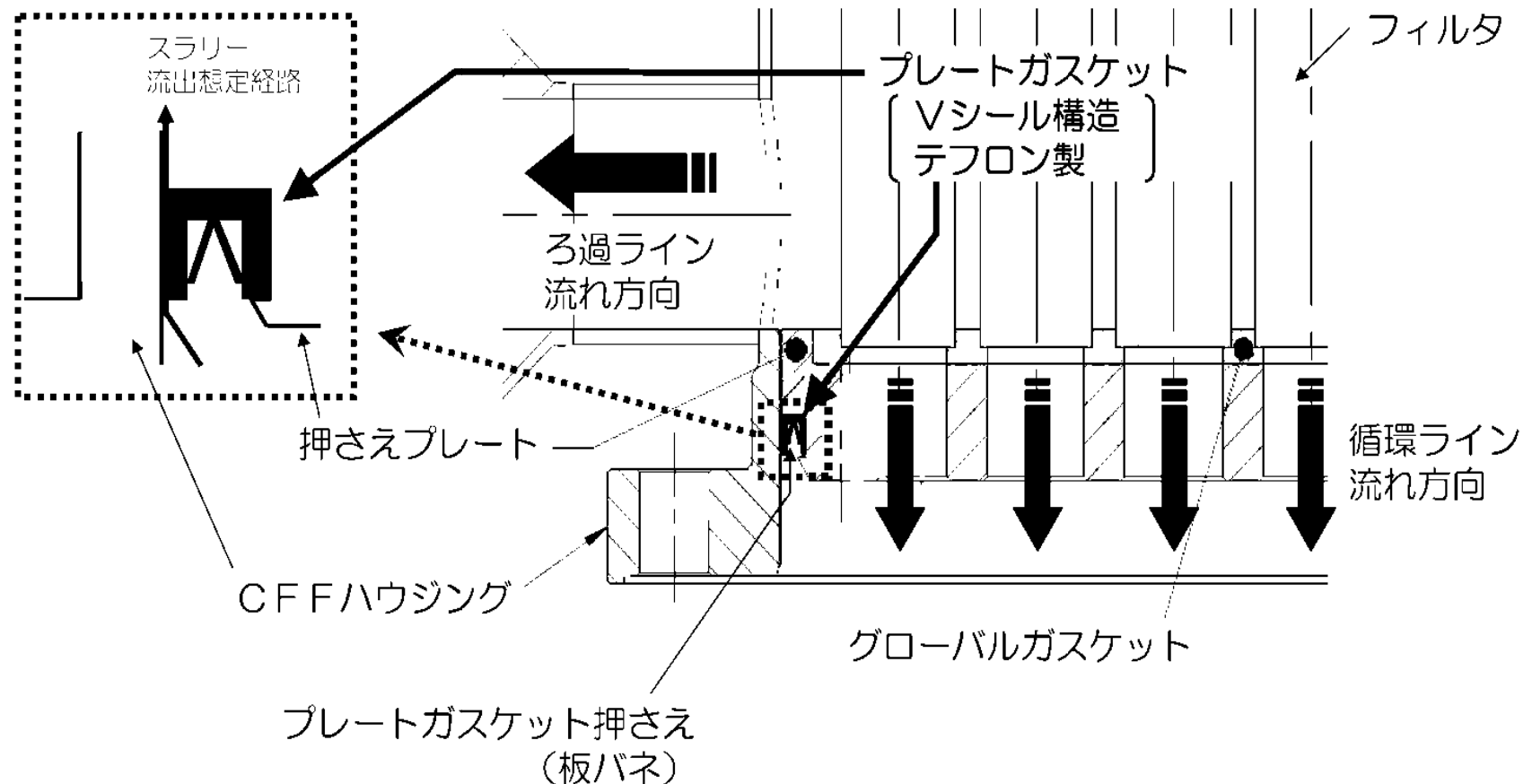
吸着塔出口Ca濃度

サンプリング箇所	A系統（5/17採取）		C系統（5/19採取）	
	Ca濃度	水の色	Ca濃度	水の色
吸着塔1塔目出口	1.0 ppm	透明	1.3 ppm	透明
吸着塔2塔目出口	0.9 ppm	透明	1.0 ppm	透明
吸着塔3塔目出口	0.7 ppm	透明	0.6 ppm	透明
吸着塔7塔目出口	0.6 ppm	透明	0.2 ppm	透明



CFF分解点検結果

CFF 3B、7A、8Aについて分解調査を実施した結果、CFFハウジングと押さえプレートとの間のプレートガスケット（Vシール構造・テフロン製）に欠損または微小な傷があることを確認。当該部から炭酸塩スラリーが流出したと推定。



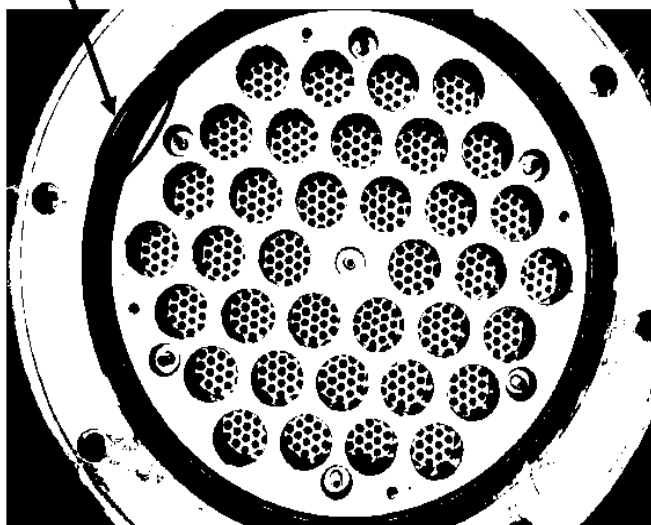
クロスフローフィルタ出口側詳細

CFF3B分解点検結果

CFF3Bについてはプレートガasketに欠損を確認。

押さえプレート上面より撮影

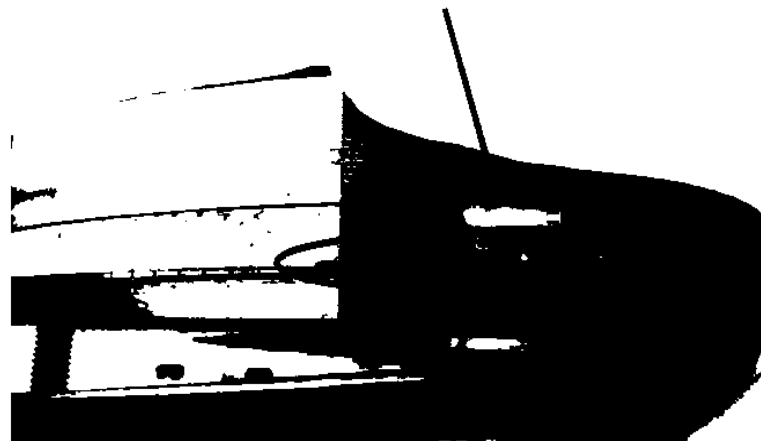
プレートガasket
欠損箇所



押さえプレート全体



欠損箇所：幅約6 cm、深さ約3mm



押さえプレート側面より撮影

CFF7A、8A分解点検結果

CFF7A、8Aについてはプレートガasketに欠損は確認されなかったものの、微小な傷を確認。



プレートガasketに大きな欠損は確認されず。

(写真はCFF8A)



プレートガasketのVの字が開く方を下側とし、下側に引張応力がかかるようにたわませて撮影

微小な傷（割れ）が開いていることを確認。

(写真はCFF7A)

プレートガスケット詳細調査

炭酸塩スラリーの流出が確認されたプレートガスケットと新品のプレートガスケットの折り曲げ状況を比較したところ、使用済のプレートガスケットに破断を確認。使用済のプレートガスケットは脆化していることを確認。



←

使用済のプレートガスケットを折り曲げた*
ところ、破断したことを確認

(写真はC F F 8 A)

→

新品のプレートガスケットを折り曲げた*
ところ、破断せずに折れ曲がったことを確認

(写真は新品のプレートガスケット)



* Vの字が開く方向を上面とする

要因分析

プレートガスケットが脆化し、逆洗時の圧力脈動等で欠損や傷が発生したものと推定。脆化は放射線劣化によるものと推定。以下に要因分析を示す。

	要因1	要因2	確認方法	評価	状況
C F F から炭酸塩スラリー流出	共沈生成物の微細化	反応条件（温度、濃度等）の変化	他のC F F との比較	×	他のC F F からは流出が確認されていない。
	共沈反応時間の拡大（C F F 透過後に反応）	反応条件（温度等）の変化	他のC F F との比較 攪拌機等の確認	×	他のC F F では共沈反応物が捕獲されており、当該C F F のみ透過後に反応しているとは考えられない。 また、攪拌機等に異常は確認されていない。
		攪拌不十分			
	フィルタの破損	衝撃（圧力脈動）による破損	仕様確認 外観目視	×	運転条件は仕様の範囲内であり、外観目視上も異常が確認されていない。 酸洗浄時の薬品もフィルタに対して問題ないものを使用。
		溶解（酸洗浄時の薬品）による破損			
	構造容器（SUS材）の劣化	腐食	外観目視	×	外観目視より、腐食が確認されていない。
	ガスケット（テフロン）の欠損等	製造時不良	運転実績	×	半年以上、問題なく処理した実績有り。
		熱劣化による脆化	仕様確認	×	仕様上、問題ないことを確認。 酸洗浄時の薬品もフィルタに対して問題ないものを使用。
		薬品劣化による脆化			
		紫外線劣化による脆化	使用条件確認	×	紫外線の照射がない条件で使用。
		経年劣化による脆化	納入時期確認	×	納入時期（2011年）に問題ないことを確認。
		放射線劣化による脆化	照射試験	△	調査実施。
	ガスケットの変形、ずれ	熱による変形、ずれ	外観目視 仕様確認	×	外観目視より、問題無いことを確認。 圧力変動等、仕様の範囲内であることを確認。
		圧力による変形、ずれ			

照射試験

試験条件

積算線量*1	100Gy (約2.5日相当)	
	1000Gy (約25日相当)	
	10000Gy (約250日相当)	
	100000Gy (約2500日(約6年半)相当)	
環境温度	室温	
試験環境	液中(苛性ソーダ溶液、pH12)	
試験片 (n=3)	PTFE*2 (テフロン)	シート(t=1.0mm)
		シート(t=2.0mm)
	EPDM*3 (合成ゴム)	シート(t=2.0mm)
		Oリング(φ=5.3mm)
照射後試験	引張試験(最大伸び、最大応力)	

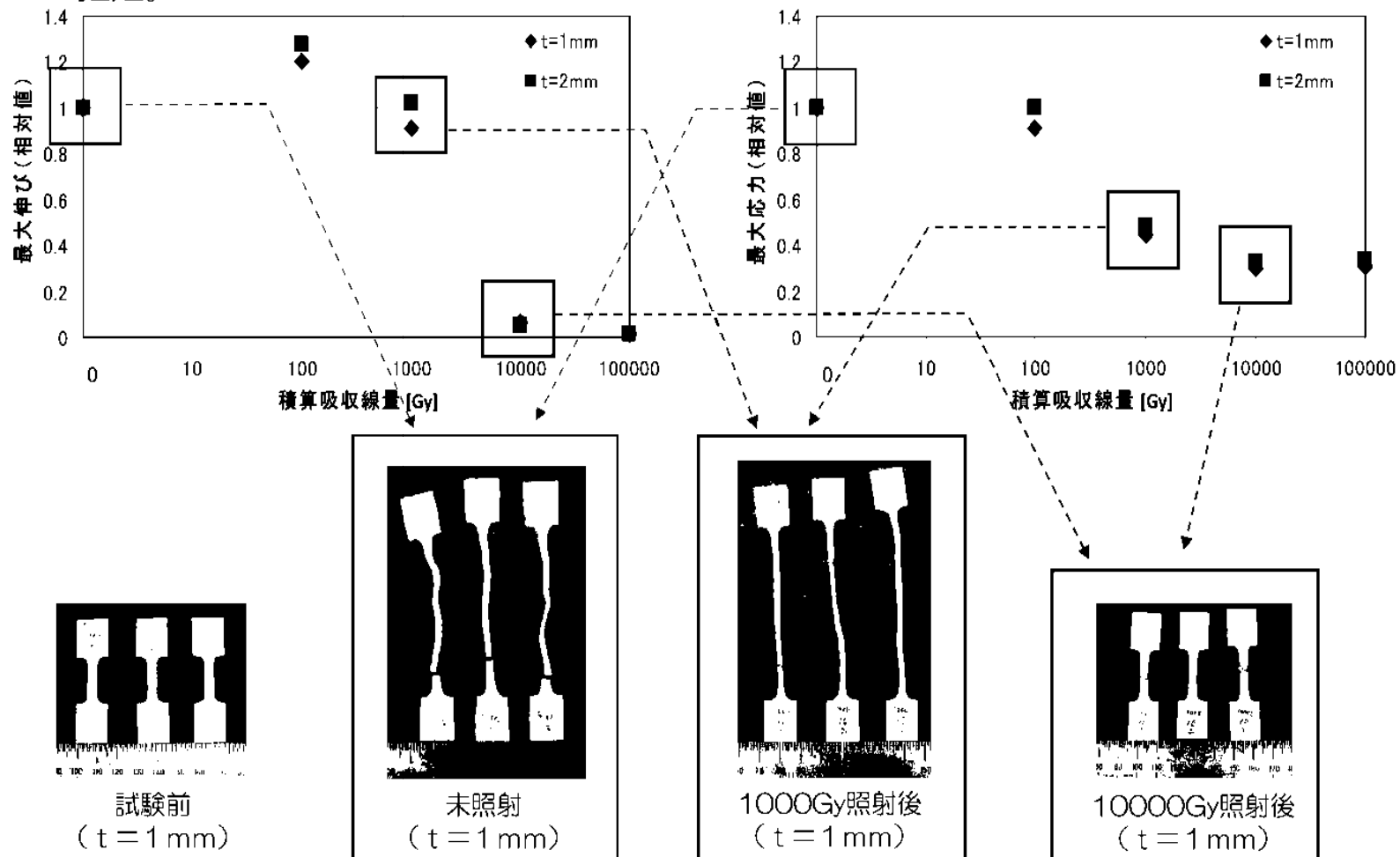
- *1 照射劣化挙動を評価するため数ケースで評価。炭酸塩沈殿処理においては、 β 線が支配的であり、評価上、表面において1.7Gy/h程度。カッコ内は各積算線量に到達するまでに必要な処理運転期間。
- *2 Vシールの先端(Vの字が開く側)部を想定して1.0mmを、付根(Vの字が閉じる側)部を想定して2.0mmを選定
- *3 対策品のガスケット材質。比較用として、シート(t=2.0mm)を、実機適用品としてOリング(φ=5.3mm)を選定

照射試験結果（1／2）

照射試験結果（PTFE（テフロン））

最大伸び試験より、10000Gy（約250日間運転相当）から明らかな脆化を確認。

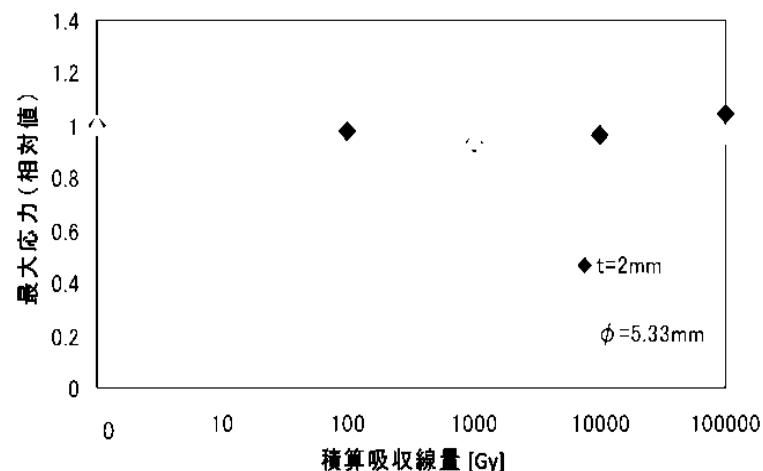
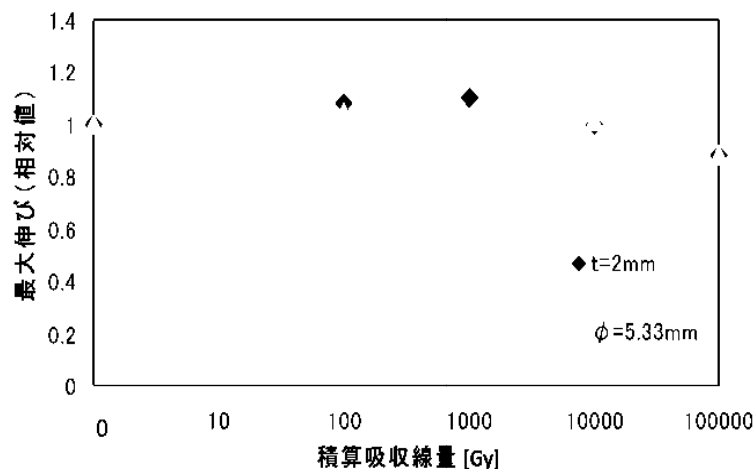
最大応力は1000Gy（約25日間運転相当）から低下を確認。脆化傾向が表れ始めたと推定。



照射試験結果（2／2）

照射試験結果（EPDM（合成ゴム））

100000Gy（約6年半運転相当）まで照射されても有意な材料特性の変化は確認されず。
十分な耐放射性を有していることを確認。



長期停止の際はスラリーの希釈（線量低減）を行う場合もあるものの、当該ガスケットはほぼホット試験開始時より照射されている状態。

A系統は4月14日、C系統は2月3日経過（5月19時点）。

B系統は停止した3月18時点で2月7日経過。

脆化は進行していると推定され、可及的速やかな交換を計画。

交換は耐放射性に優れるEPDM製のガスケットを採用したCFRを採用。



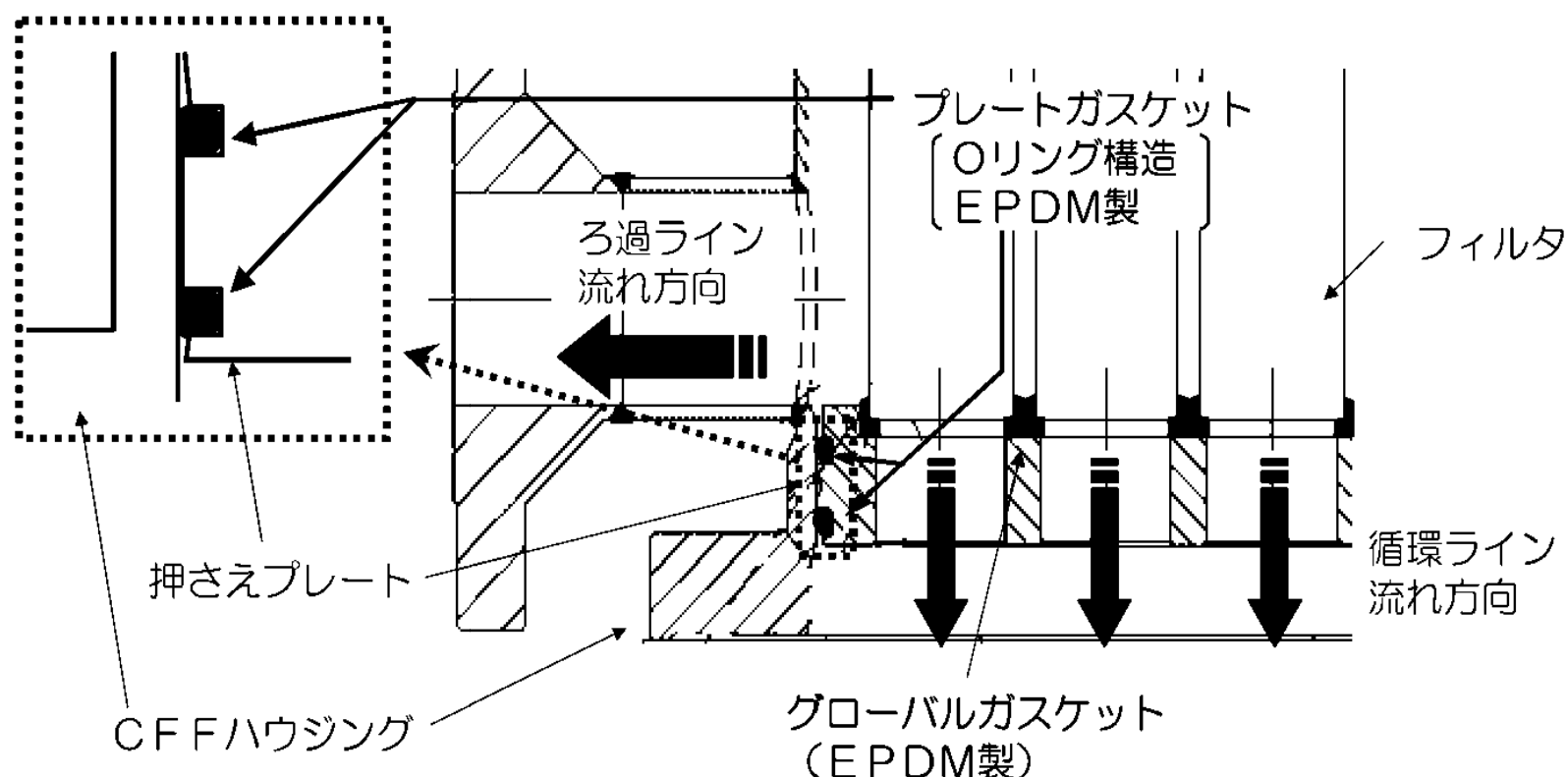
再発防止対策（改良型CFF）

以下の点を改善したCFFへ交換

ガasketの材質を耐放射性に優れるEPDM（合成ゴム）へ変更

逆洗時の圧力脈動に対する耐性を向上させるため、プレートガasketの構造をOリングへ変更（更に信頼性向上のため2重化）

増設多核種除去設備においても改良型CFFを採用予定

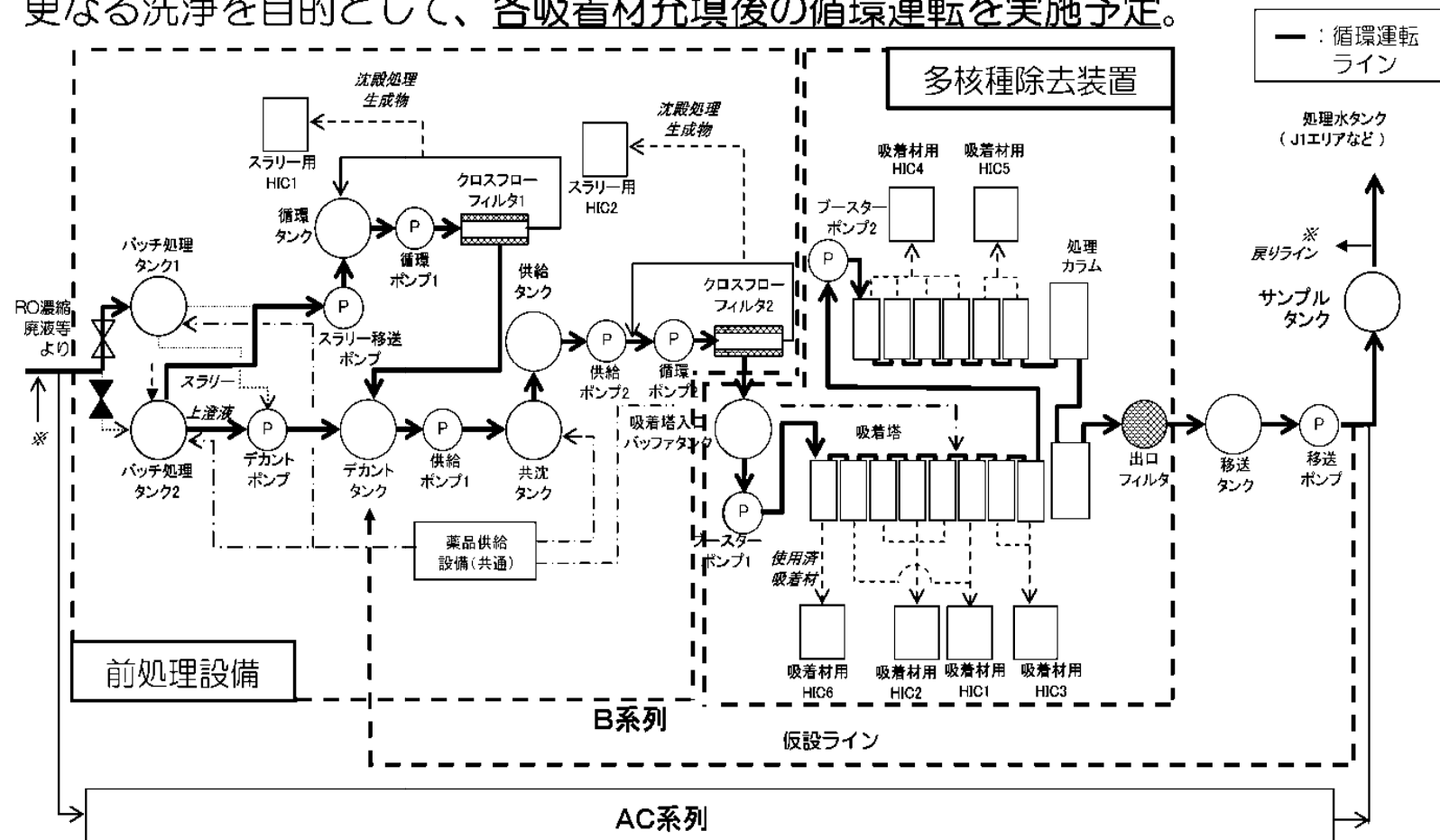


改良型CFF 出口側詳細

Bシステムの系統内洗浄について

炭酸塩沈殿処理のC F Fから出口まで、炭酸塩スラリーの除去及び除染を目的に洗淨を実施。炭酸塩スラリーの除去はC a濃度の有意な上昇がないこと（洗淨水（ろ過水）と同等のC a濃度であること）、除染は運転時の放射能（全β）と同程度になることを目標として実施。

更なる洗浄を目的として、各吸着材充填後の循環運転を実施予定。



スケジュール

B系統については系統内洗浄と並行して、炭酸塩沈殿処理CFFを改良型CFFへ交換。
5/23処理再開。

AC系統については、炭酸塩スラリー流出の影響範囲の詳細調査を実施。合わせて、改良型CFFの交換を実施したうえ、処理再開予定。A系統は6月上旬、C系統は6月中旬処理再開予定。

	5月	6月
	11 18 25	上 中
A系統	処理運転 ↓ 処理停止・CFF交換	処理運転 ↑
B系統	処理停止・系統内洗浄・CFF交換 ↑ 循環洗浄↑ 処理運転	
C系統	処理運転 ↓ 処理停止・CFF交換・腐食対策有効性確認	処理運転 ↑



β 線連続モニタの設置検討状況

改良型CFFを採用することによって、信頼性は向上すると考えられるものの、万が一炭酸塩スラリーがCFFから流出した際の更なる早期検知*1を目的として、 β 線連続モニタ設置を検討。

既設ALPSは今夏中、高性能ALPS及び増設ALPSはホット試験開始前の設置を目標として計画。

B線連続モニタ概略仕様

測定核種	全 β
設置箇所	系統出口合流地点
設置台数	2台（1台予備）
計器仕様（精度）	検討中*2

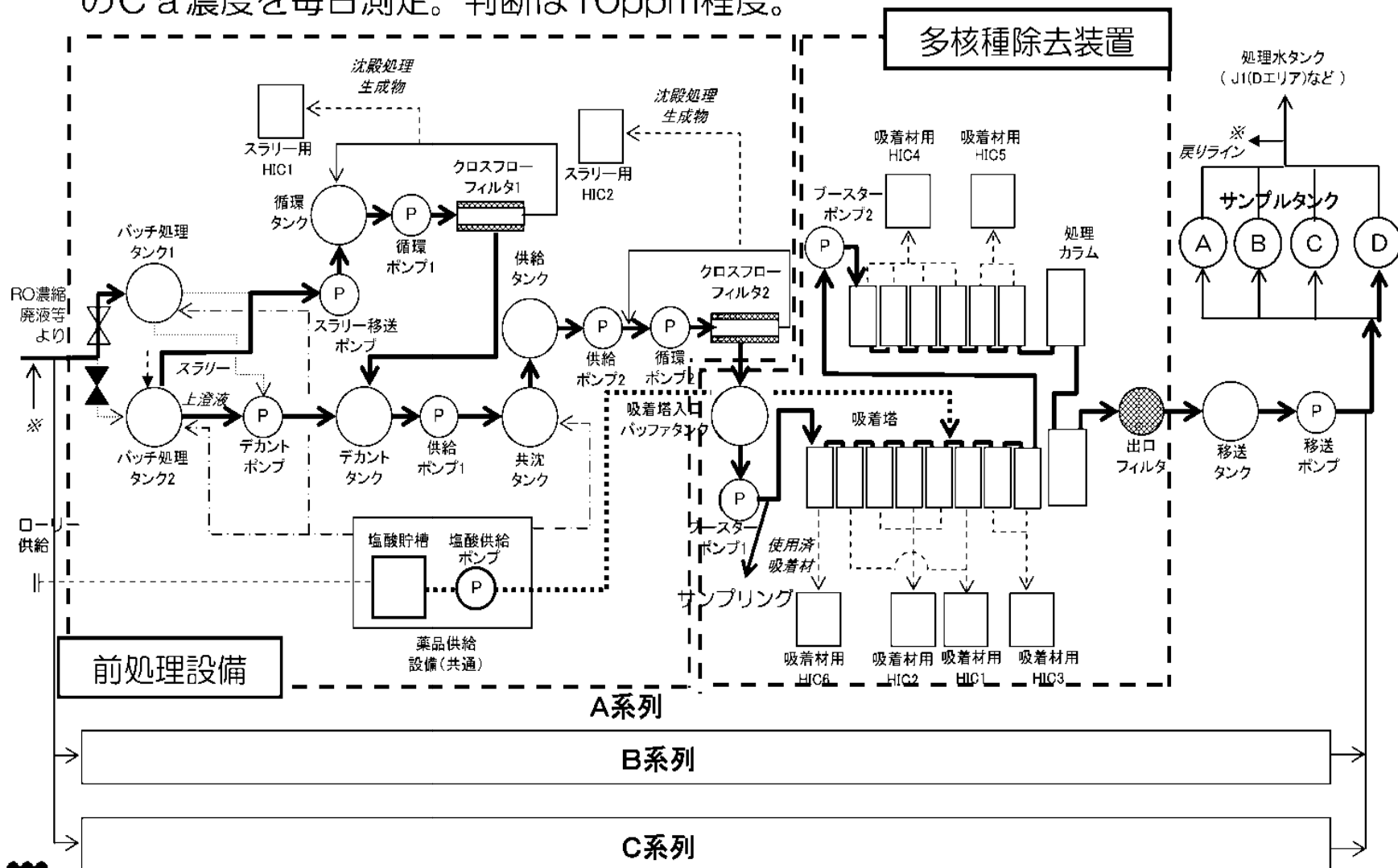


* 1：現在、炭酸塩沈殿処理の出口（ブースターポンプ1 出口）にて、Ca濃度を日々測定しており、かつサンプルタンクで処理性能に問題ないことを確認してから、処理済水貯蔵タンク群への移送を実施しているものの、更なる早期検知を目的とする。

* 2：炭酸塩スラリー流出等に起因する異常な線量上昇検知を目的とする。

【参考】系統概略図

CFFを炭酸塩スラリー透過を事前に把握するために、ブースターポンプ1出口のCa濃度を毎日測定。判断は10ppm程度。



【参考】その他分解点検結果

プレートガasket以外の部品について、特に異常は確認されず。



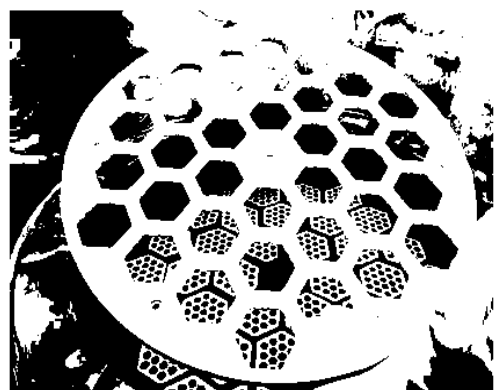
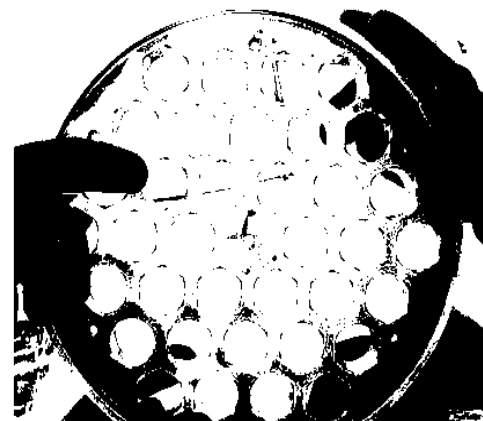
←フィルタ（セラミック）

外観に有意な欠陥は確認されず。

（写真はC F F 3 B）

押さえプレート（SUS）→
腐食や有意な欠陥は確認されず。

（写真はC F F 7 A）

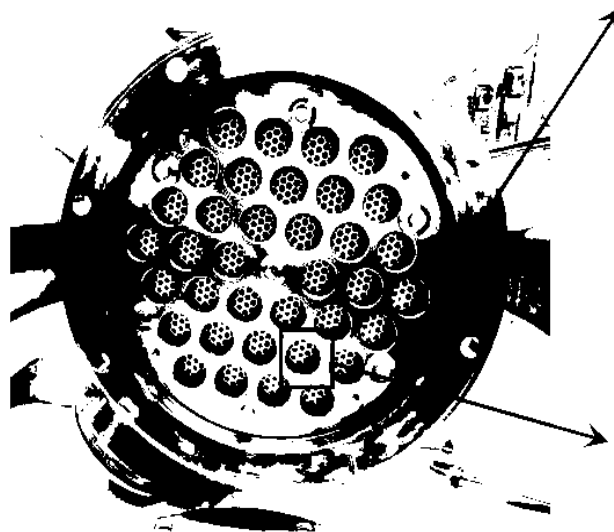


←グローバルガasket（テフロン）

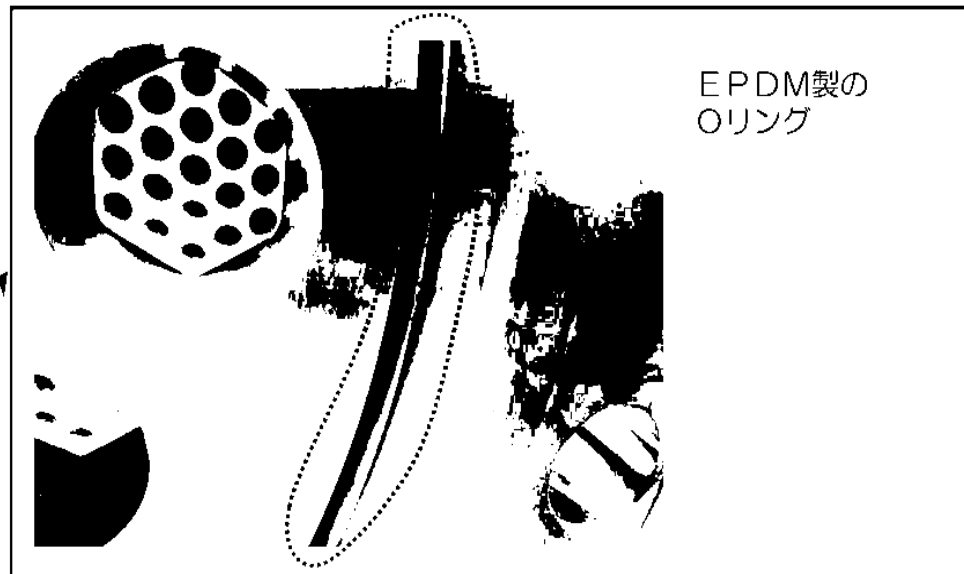
有意な欠陥や脆化は確認されず。Vシールより厚く、放射線（ β 線）劣化の影響がプレートガasketより小さい推定。対策品にて、プレートガasketと同様、EPDMへ変更予定。

（写真はC F F 3 B）

【参考】改良型CFF写真



出口側
押さえプレート写真



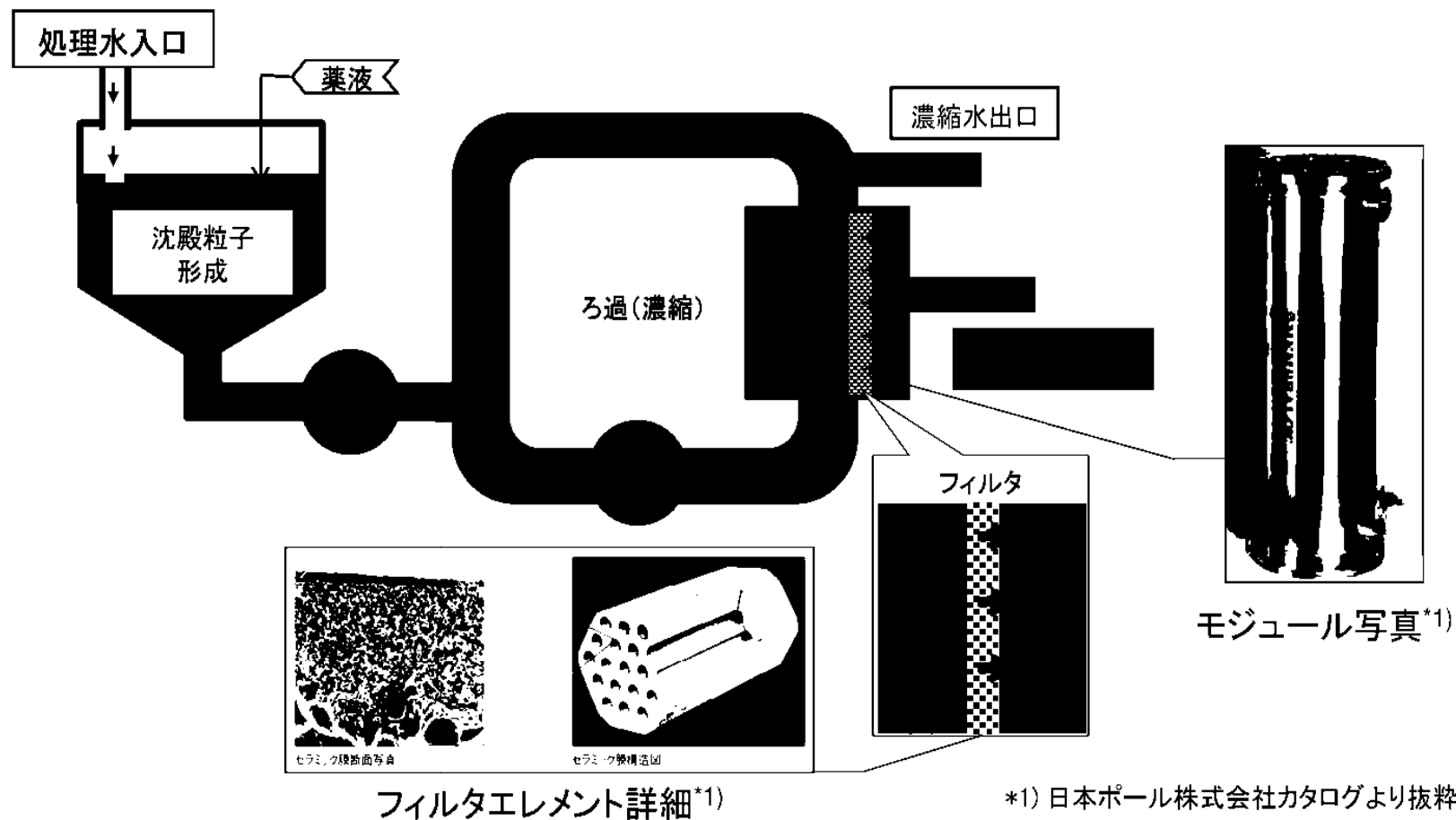
EPDM製の
Oリング



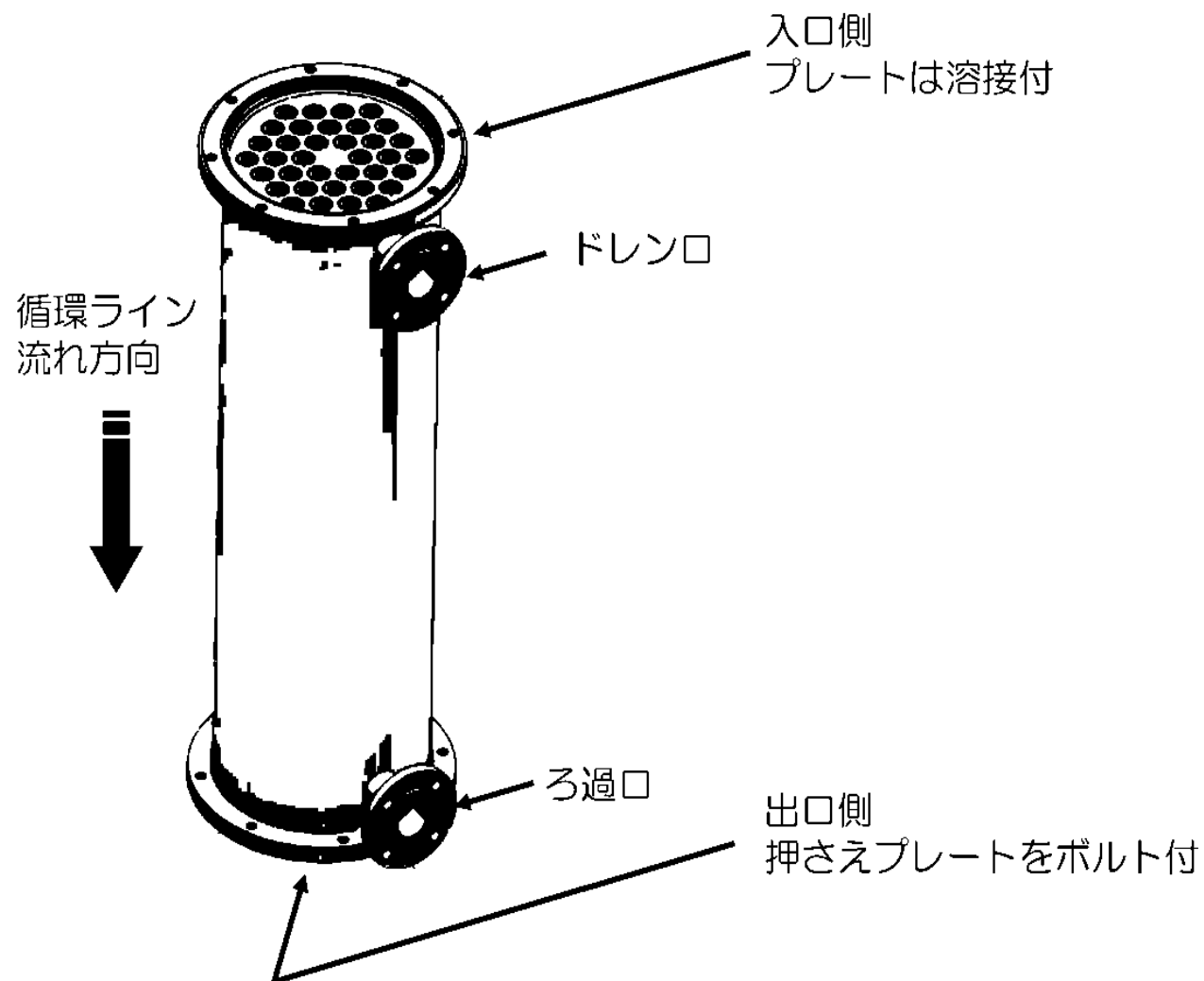
EPDM製の
グローバル
ガスケット

【参考】CFFの構造

薬液注入と適切な水質制御により沈降成分を形成し、
フィルターによるろ過により固形分を除去



【参考】C F F 概略外形図



地下水バイパス運用開始について

平成26年5月29日

東京電力株式会社



東京電力

運用開始について

4/9より試験的に汲み上げを実施してきた地下水について、5/21より排水を開始
排水実績

	排水実施日	排水時間	排水量(m ³)
1 回目排水 (Gr1-1)	5 / 2 1	10:25~12:42	561
2 回目排水 (Gr3-1)	5 / 2 7	10:00~12:38	641

次回排水は、一時貯留タンクGr 2 (4/18~5/20汲み上げ分) からの排水 (約 890m³) を予定。現在水質確認中

当面は、1 回／週程度の排水を予定

5/21排水開始以降、24時間連続での汲み上げ運転を開始 (現時点で300~400m³／日程度汲み上げ、今後汲み上げ量変化あり)

建屋水位、観測井水位を監視しながら、No.1~11揚水井は3mずつ、No.12揚水井は1mずつ、観測井水位程度 (OP+9~10m) まで1~2ヶ月程度かけて徐々に揚水井水位を低下させる

現時点で、建屋水位、観測井水位に顕著な変化は見られない

No.12揚水井トリチウム濃度について

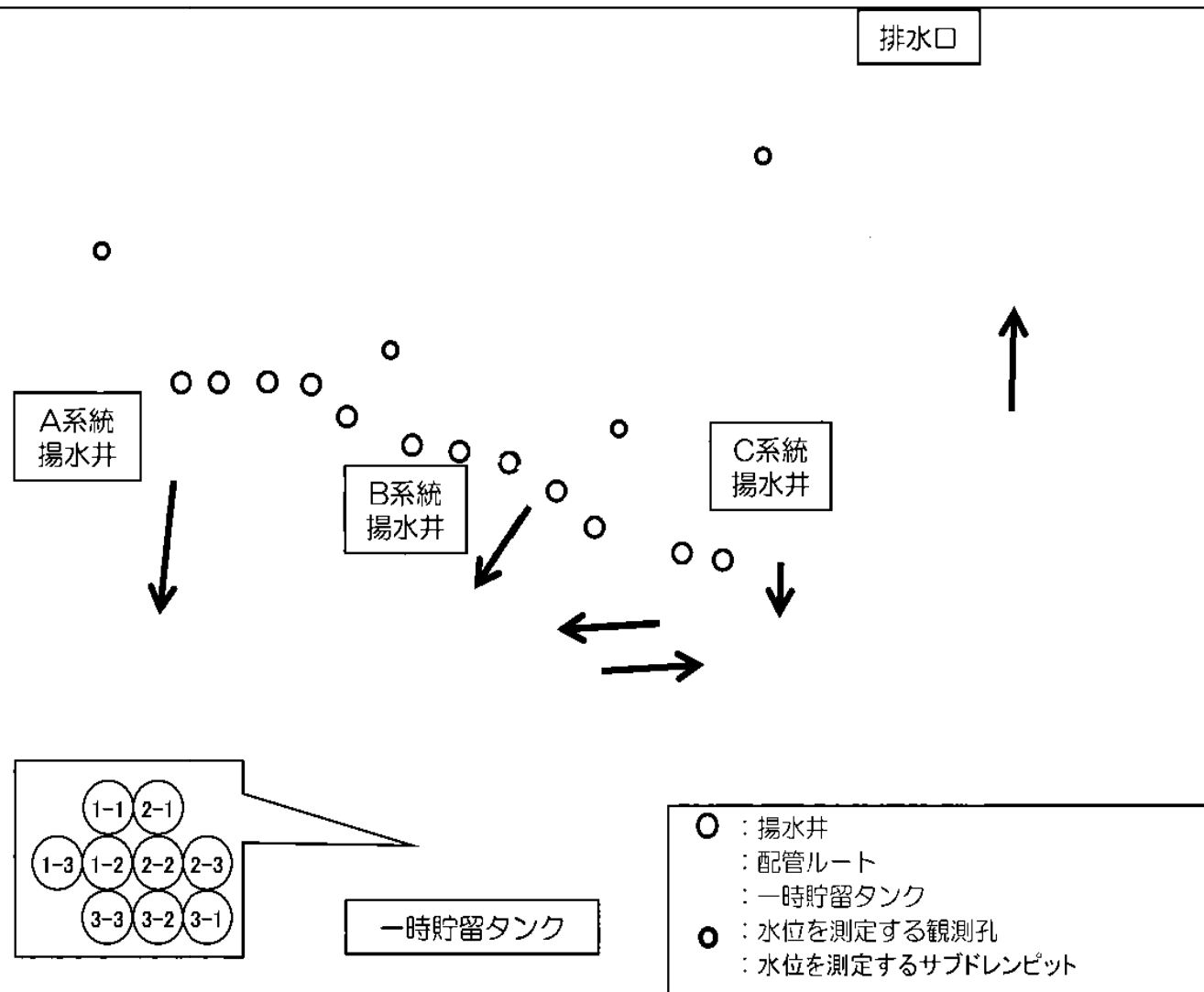
4/15にサンプリングを実施したNo.12揚水井のトリチウム濃度が運用目標値を超過（1 600Bq/L）。このため、再度測定を実施し、運用目標値以下となったことから、4/21汲み上げを再開

5/26にサンプリングを実施したNo.12揚水井のトリチウム濃度が再度、運用目標値を超えた（1 700Bq/L）ため、5/27一旦汲み上げを停止

サンプリング頻度を増加（週2回）し、傾向監視を強化。5/29に再サンプリング実施予定

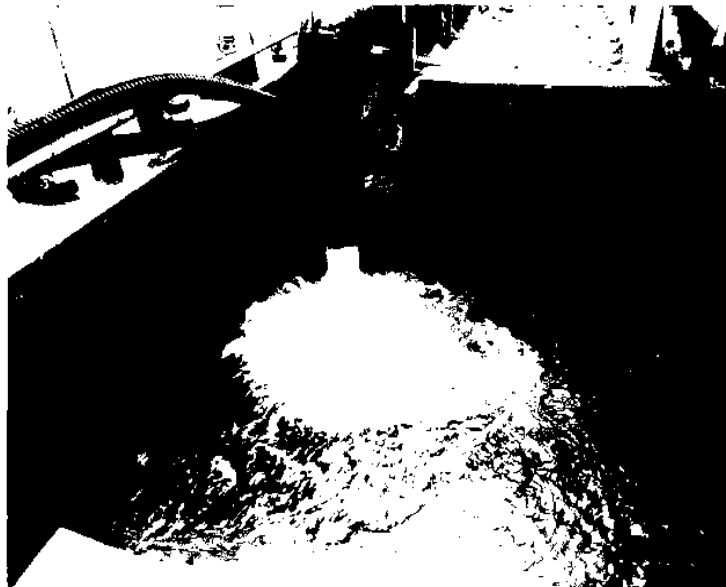
傾向監視の結果、値の上昇継続による一時貯留タンクへの影響が無いことを確認できれば、No.12揚水井からの汲み上げを再開予定

地下水バイパス設備全体平面図



(C) GeoEye/日本スペースイメージング

排水の状況



5月21日



5月27日

構内排水路へ排水実施

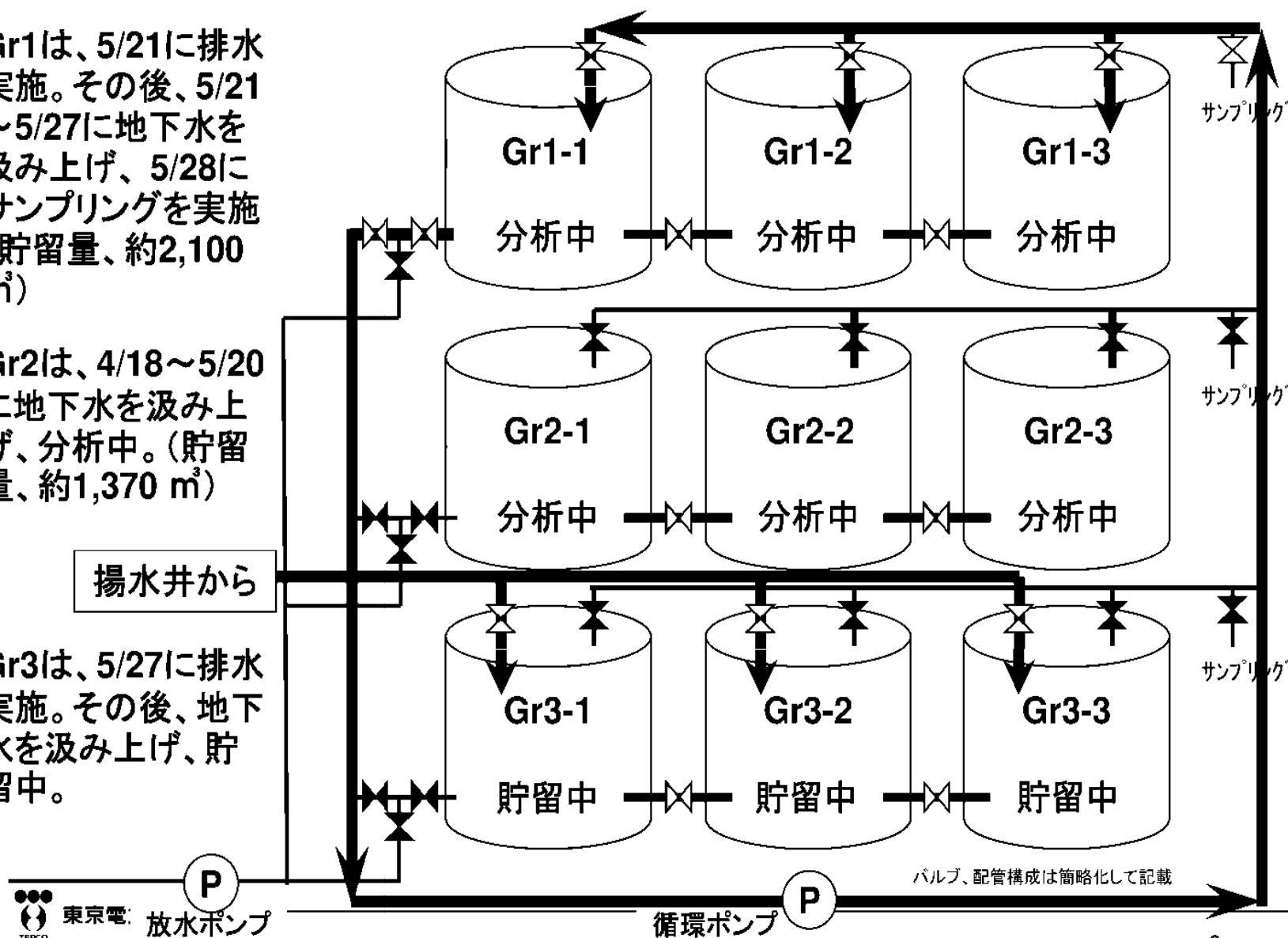
(参考) 一時貯留タンク系統図

Gr1は、5/21に排水実施。その後、5/21～5/27に地下水を汲み上げ、5/28にサンプリングを実施(貯留量、約2,100 m³)

Gr2は、4/18～5/20に地下水を汲み上げ、分析中。(貯留量、約1,370 m³)

揚水井から

Gr3は、5/27に排水実施。その後、地下水を汲み上げ、貯留中。



(参考) Gr 1－1 貯留水・詳細分析の結果

(単位:ベクレル／リットル)

水質確認(Gr1－1) ＜採水日:4/15＞	東京電力 分析(5/14)	第三者機関*1 分析(5/14)	【参考】JAEA*2 分析(5/14)	運用目標
セシウム134	0.016	0.022	0.015	1
セシウム137	0.047	0.039	0.044	1
全ベータ	ND(0.88)	ND(0.61)	ND(0.10)	5*3
トリチウム	220	230	240	1, 500
全アルファ	ND(2.5)	ND(3.1)	ND(0.057)	—
ストロンチウム90	0.013	0.011	0.013	—

*1 (公財)日本分析センター

*2 (独)日本原子力研究開発機構: 国による詳細分析の依頼先

*3 10日に1回程度のモニタリングで、1ベクレル／リットル未満を確認

※ ND:検出限界値未満、()内数字は検出限界値

(参考) 運用目標分析結果

5/21排水分

(単位:ベクレル/リットル)

水質確認(Gr1-1) ＜採水日:4/15＞	東京電力 分析	第三者機関*1 分析	運用目標
セシウム134	ND(0.63)	ND(0.065)	1
セシウム137	ND(0.56)	ND(0.059)	1
全ベータ	ND(4.4)	ND(0.34)	5 *2
トリチウム	250	240	1, 500

*1 (公財) 日本分析センター

*2 10日に1回程度のモニタリングで、1ベクレル/リットル未満を確認

※ ND:検出限界値未満、()内数字は検出限界値

(参考) 運用目標分析結果

5/27排水分

(単位:ベクレル/リットル)

水質確認(Gr3-1) ＜採水日:5/19＞	東京電力 分析	第三者機関*1 分析	運用目標
セシウム134	ND(0.49)	ND(0.67)	1
セシウム137	ND(0.38)	ND(0.51)	1
全ベータ	ND(0.89)	ND(0.55)	5 *2
トリチウム	150	150	1, 500

*1 (公財) 日本分析センター

*2 10日に1回程度のモニタリングで、1ベクレル/リットル未満を確認

※ ND:検出限界値未満、()内数字は検出限界値

RO濃縮水のリスク低減に向けた取組

平成26年5月29日

福島第一廃炉推進カンパニー
水処理設備部



東京電力

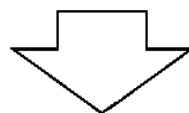
RO濃縮水のリスク低減に向けた取組概要

＜RO濃縮水の現状＞

RO濃縮水は、約400m³/日のペースで増加しており、約36万トンが鋼製タンクに貯留（2014/5/20現在）。

RO濃縮水は、タービン建屋滞留水をセシウム吸着装置（KURION）または第二セシウム吸着装置（SARRY）によりセシウムを除去したものをRO装置で濃縮した汚染水であり、放射性核種のうちSr-90を多く内包

	Cs-134	Cs-137	Co-60	Mn-54	Sb-125	Ru-106	Sr-90
放射能濃度 (Bq/リットル)	2000～ 60000	3000～ 100000	600～ 30000	700～ 50000	30000～ 200000	9000～ 130000	40,000,000～ 500,000,000



多核種除去設備の増強（増設多核種除去設備／高性能多核種除去設備の設置。実施計画提出済）によりRO濃縮水の浄化を加速すると共に、モバイル型ストロンチウム除去装置（H26.2.27公表済）により貯留しているRO濃縮水に含まれるSrを除去及びSARRYへのCs・Sr同時吸着材の適用によりRO装置の前でSrを除去することで、RO濃縮水のリスク低減を図る。

万一のタンク漏えいに対するリスク低減

敷地境界線量の低減

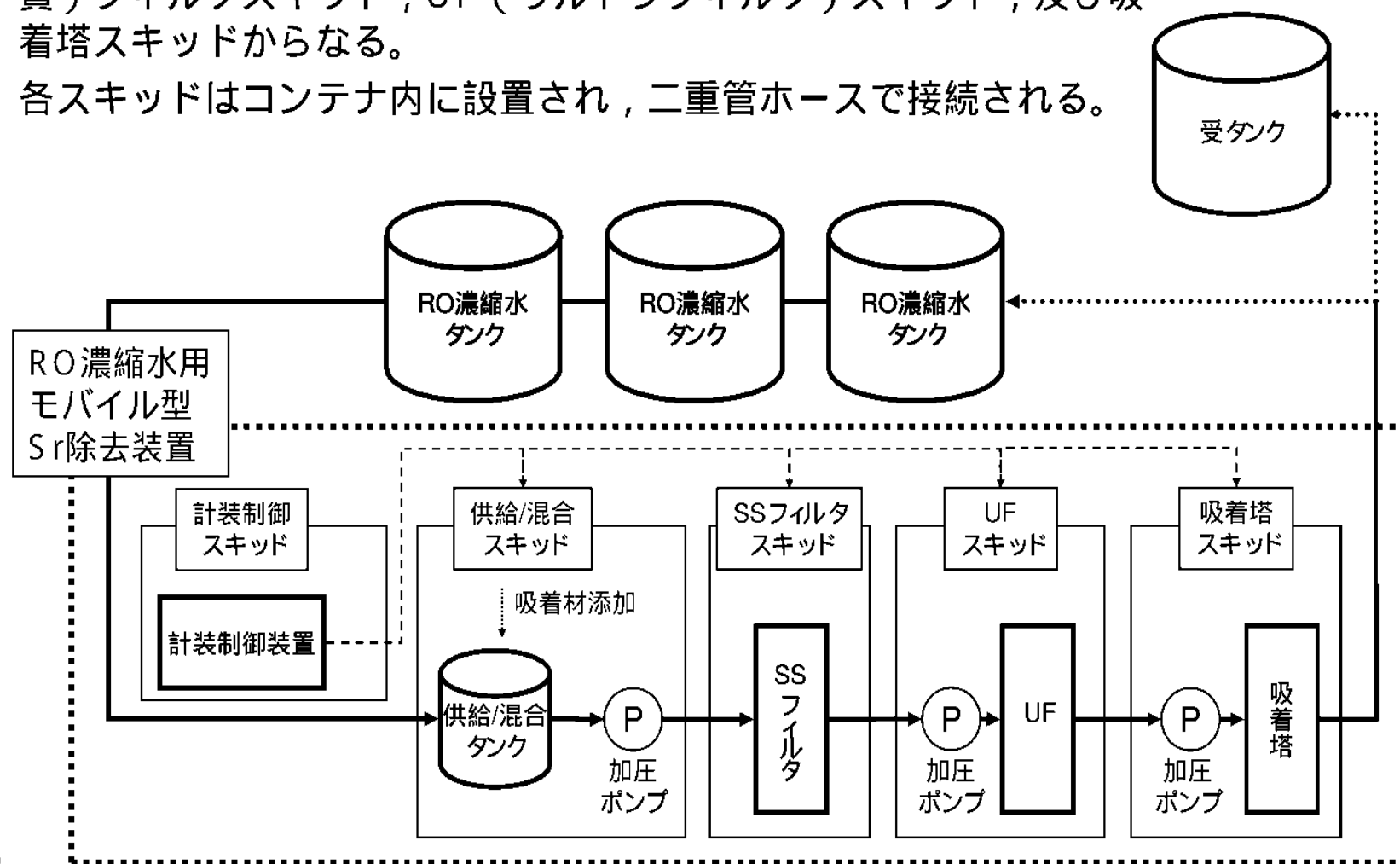
作業員の被ばく低減（タンクパトロール、RO装置メンテナンス時の被ばく低減）

また、Cs・Sr同時吸着材は、多核種除去設備の負荷低減（稼働率改善）も期待出来る。

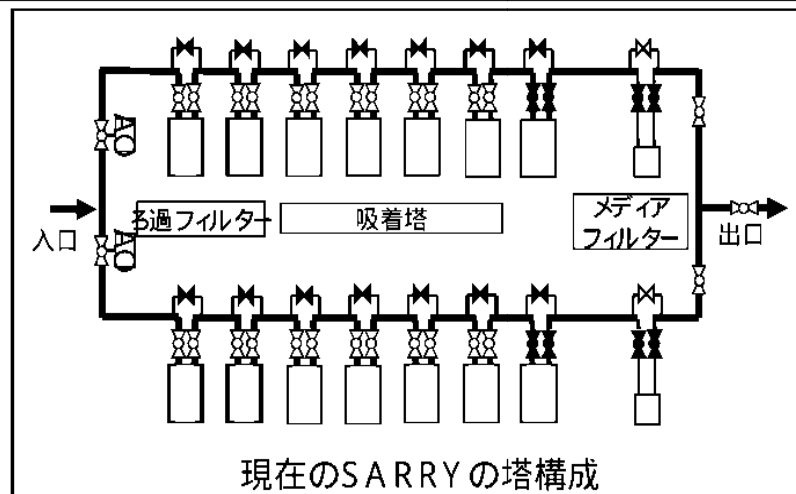
RO濃縮水用モバイル型Sr除去装置概要

RO濃縮水用モバイル型Sr除去装置は、5つのスキッドの組み合わせで構成され、計装制御スキッド、供給/混合スキッド、SS（浮遊物質）フィルタスキッド、UF（ウルトラフィルタ）スキッド、及び吸着塔スキッドからなる。

各スキッドはコンテナ内に設置され、二重管ホースで接続される。

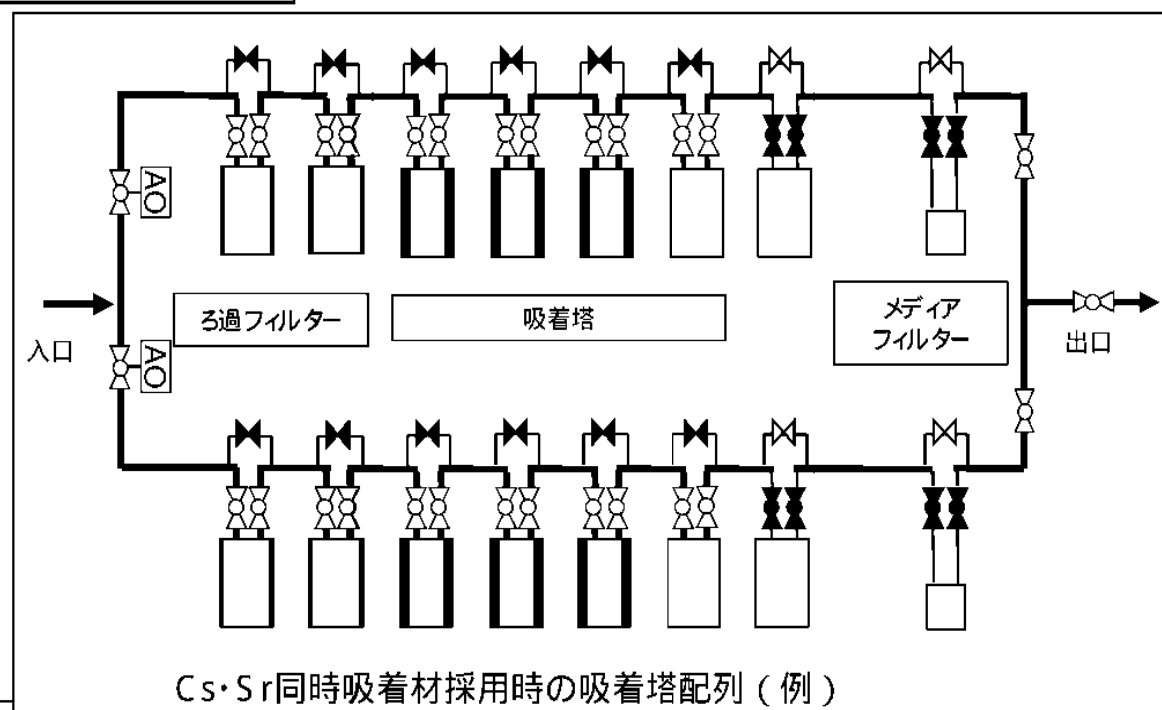


SARRYへのCs・Sr同時吸着材の適用概要



- SARRYにCs・Sr同時吸着材を適用し、滞留水処理（大循環）の段階でCsの他にSrを除去し、RO濃縮水に含まれるSr濃度を低減
- 初期運用を踏まえて塔構成等は決定

□ : Cs吸着塔 ■ : Cs・Sr同時吸着塔



導入スケジュール

モバイル型ストロンチウム除去装置

5月22日に実施計画変更認可申請

原子力規制庁の実施計画審査、使用前検査等を経て、H26.8末から処理を開始

SARRYへのCs・Sr同時吸着材適用

6月上旬に実施計画変更認可申請（予定）

原子力規制庁の実施計画審査、使用前検査等を経て、H26.8末から初期運用による処理を開始

初期運用では、1系列あたりCs・Sr同時吸着塔を2塔設置し、性能・運用面等を評価
本運用

初期運用結果を踏まえて塔構成等を決定し、本運用による処理を開始（H26.11上旬）

	H26.5	H26.6	H26.7	H26.8	H26.9	H26.10	H26.11
モバイル型Sr除去装置	実施計画変更認可申請 ▼	実施計画審査/使用前検査等					
		機器製作・現地工事等				処理運転	
SARRY Cs・Sr同時吸着材適用	実施計画変更認可申請 ▼	実施計画審査/使用前検査等			初期運用		
		吸着塔製作					
							本運用

凍土遮水壁の状況報告

平成26年5月29日
東京電力株式会社

凍土遮水壁の状況

昨年 1 0 月に事業開始

本年 3 月 7 日に原子力規制委員会に実施計画の変更認可を申請

現在審査中

5 月 2 2 日に原子力規制庁から「凍土方式遮水壁による地盤沈下の可能性等に係る議論に当たっての論点整理について」が示され、5 月 2 6 日に特定原子力施設監視・評価検討会で説明を実施

1．凍土遮水壁造成に関する地盤影響評価

※ 原子力規制庁

特定原子力施設監視・評価検討会（第22回）資料から抜粋・編集

凍土遮水壁造成による地盤沈下検討結果

【検討結果】

地盤沈下に関しては原子炉建屋とタービン建屋の不等沈下を評価した。保守的な条件から算出した基礎底面の傾斜は最大 $1/10,000$ 程度となり、各種基準に示される基礎地盤の傾斜の目安値 $1/2,000 \sim 1/500$ 以下であることから、建屋基礎の安定上問題ないものと考えている。

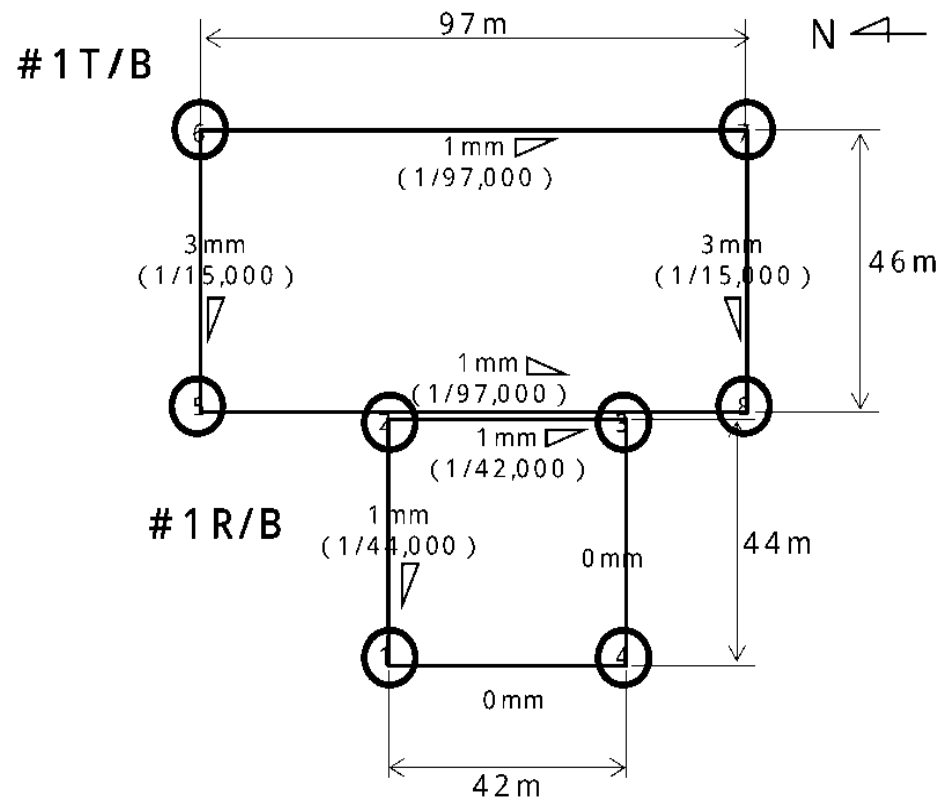
沈下量の算定例

原子炉建屋とタービン建屋の下部地層毎に沈下量を算出し、相対沈下量と各辺延長から基礎底面の傾斜角を求める。1号機原子炉建屋の②～③間で1～4号機原子炉建屋のうち最大値である1/42,000となった。

■ 基礎地盤の変形量試算結果 (#1R/B・T/B)

変形量 (mm)	#1T/B 5	#1T/B 6	#1T/B 7	#1T/B 8
合計	-13	-10	-11	-14
第1泥質部	-6	-5	-5	-6
互層 (砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層 (泥岩)	-3	-2	-2	-3
第2泥質部	-2	-1	-2	-2
細粒砂岩層	0	0	0	-1
第3泥質部	-1	-1	-1	-1
粗粒砂岩層	0	0	0	0

変形量 (mm)	#1R/B 1	#1R/B 2	#1R/B 3	#1R/B 4
合計	-9	-8	-9	-9
第1泥質部	-3	-3	-3	-3
互層 (砂岩)	-1	-1	-1	-1
互層 (泥岩)	-2	-2	-2	-2
第2泥質部	-1	-1	-1	-1
細粒砂岩層	-1	0	-1	-1
第3泥質部	-1	-1	-1	-1
粗粒砂岩層	0	0	0	0



凍土遮水壁造成による地盤沈下の評価

地盤沈下に関しては原子炉建屋とタービン建屋の不等沈下を評価した。保守的な条件から算出した基礎底面の傾斜は最大 $1/10,000$ 程度となり、各種基準に示される基礎地盤の傾斜の目安値 $1/2,000 \sim 1/500$ 以下であることから、建屋基礎の安定上問題ないものと考えている。

原子炉建屋（１～４号機）
四隅のうち最大沈下量 9mm
基礎底面傾斜
 $1/49,000 \sim 1/42,000$

タービン建屋（１～４号機）
四隅のうち最大沈下量 16mm
基礎底面傾斜
 $1/15,000 \sim 1/10,000$

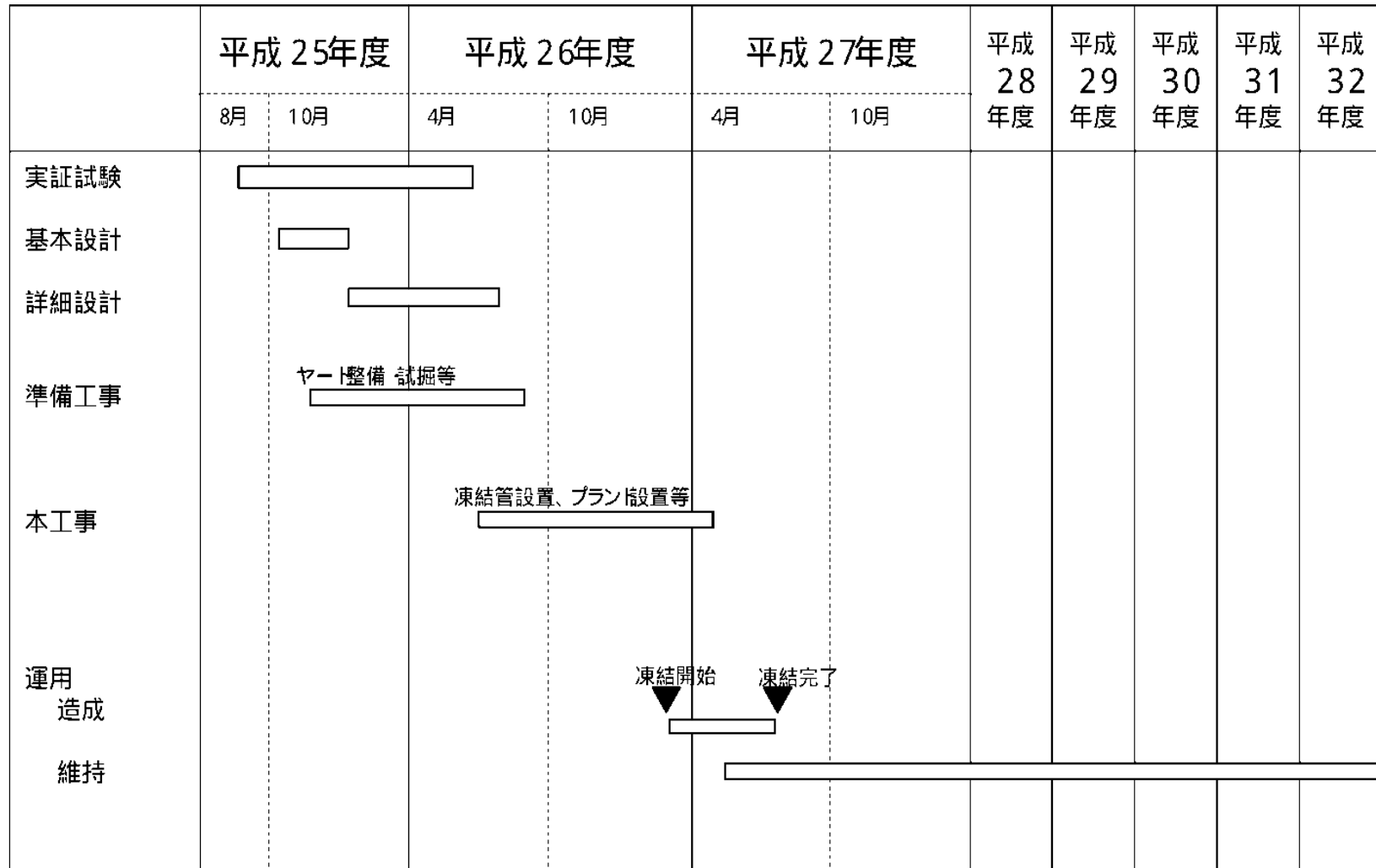


基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価
に係る審査ガイド
（H25.6原子力規制委員会）
→発電用原子炉施設の建屋基礎底面
の傾きに対する目安値 $1/2,000$

建築基礎構造設計指針
（日本建築学会）
→鉄筋コンクリート造の建物に構造
的な障害が発生する限度角となる
変形角の目安値 $1/1,000 \sim 1/500$

2．凍土遮水壁の着工について

凍土遮水壁の工程



工事の施工手順イメージ（実証試験より）



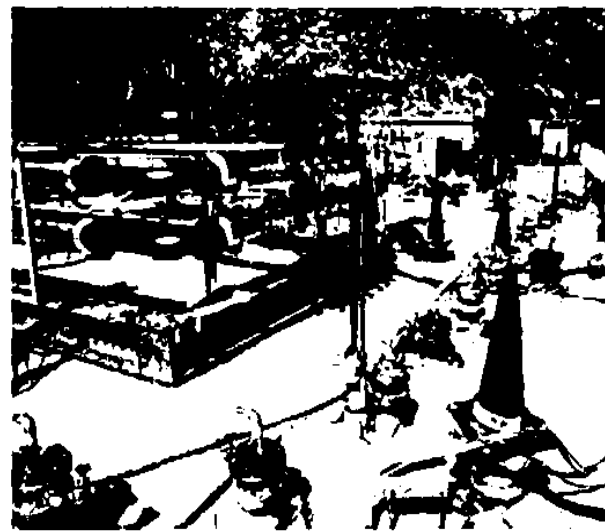
試掘



削孔



建込



配管

「汚染水処理対策技術検証事業(トリチウム分離技術検証試験事業)」に係る補助事業者の公募について

平成 26 年 5 月 29 日

資源エネルギー庁

「汚染水処理対策技術検証事業(トリチウム分離技術検証試験事業)」に係る補助事業者の公募に関して

1. 事業の目的

東京電力(株)福島第一原発における汚染水対策については、様々な課題が存在しており、それらへの対応を検討するため、昨年9月25日から10月23日まで、資源エネルギー庁より国際廃炉研究開発機構(IRID)に対して、技術提案募集(Request for Information, RFI)の事務手続きを委託し、6つの分野に関する技術情報を広く国内外に募集したところです。

6つの分野の1つに、「汚染水処理(トリチウム分離技術、トリチウムの長期安定的貯蔵方法等)」があり、本分野に国内外より182件の情報が寄せられました。この中で、トリチウム分離技術については、原子力分野で研究されている分離技術として、水蒸留法、電解法、化学交換電解セル複合法、水-硫化水素交換法等、その他の分離技術として、凍結濃縮、ナノ技術、ハイドレート、吸着材を用いた分離等の情報が寄せられました。これらの技術について、IRIDが組織した専門家レビュー会議によるコメントが示されました。

これらのコメントを踏まえ、平成25年12月10日に、汚染水処理対策委員会にて「東京電力(株)福島第一原子力発電所における予防的・重層的な汚染水処理対策～総合的リスクマネジメントの徹底を通じて～」が取りまとめられ、この中で、「トリチウム分離技術については、国内外からの技術提案でも、即効性があると認められる技術が見受けられなかったため、今後、技術提案のあった対策について評価等を行っていく必要がある。」とされています。

また、昨年11月末に来日したIAEA(国際原子力機関)調査団から、「あらゆる選択肢を検証すべき」との助言があったことも踏まえ、分離技術のみならず、大量のトリチウムの長期間貯蔵や放出等のリスク、環境影響、費用対効果なども含め総合評価を行うべく、汚染水処理対策委員会の下にトリチウム水タスクフォースが設置され、これまでの科学的知見等をリスク評価の視点も加味して整理・分析するとともに、様々な選択肢に関する検討がなされているところです。

本事業は、これらの検討経緯を踏まえ、現時点におけるトリチウムの分離技術に関する最新の知見を得るために実施するものです。本事業により得られる成果は、随時、トリチウム水タスクフォースの検討に活用させていただきます。そのため、概ね4半期に1度の頻度

で、事業の進捗やその時点で確認できている試算結果、データ等についての報告を求めます。当該データ等については、必要に応じトリチウム水タスクフォースの場で公表することがあります。この場合、事前に協議の上、了承が得られる方法で公表することとします。

本事業は、①トリチウム分離技術に関する分離性能、②仮に福島第一原発に設備を設置し、実際に発生する多核種除去設備による処理後の水を処理するのに必要な、設備の建設コスト・ランニングコスト、の検証を目的としていますが、トリチウムの分離処理を行うことを決定したものではありません。

2. 公募対象事業

○トリチウム分離技術検証試験事業

福島第一原発内で発生する汚染水については、62核種を取り除く取組を実施しているものの、トリチウムが分離できずに残るため、トリチウム分離技術に関しての検証試験を実施すること。具体的には、福島第一原発内で発生しているトリチウム水（ $6.3 \times 10^5 \text{Bq/L}$ から $4.2 \times 10^6 \text{Bq/L}$ （採取時期により濃度が異なります））を対象に、分離性能の検証を行うため、任意の規模の設備を構築し、分離性能、建設コスト・ランニングコストを評価できる検証試験を行います。

3. 事業実施期間

交付決定日～平成28年3月31日

（なお、検証を行うにあたっては、上記期間内であり、かつ、必要な期間が短い提案が望ましい。）

4. 応募手続き

（1）募集期間

募集開始日：平成26年5月15日（木）

締切日：平成26年7月17日（木）日本時間正午必着

（2）説明会の開催

開催日時：平成26年6月3日（火）13:30～15:30（予定）

場所：ベルサール御成門駅前 1階ホール

※説明会の様子は、三菱総研専用ホームページ（開設準備中）から、インターネットにて同時配信します。また、説明会後でも、録画で視聴可能とします。

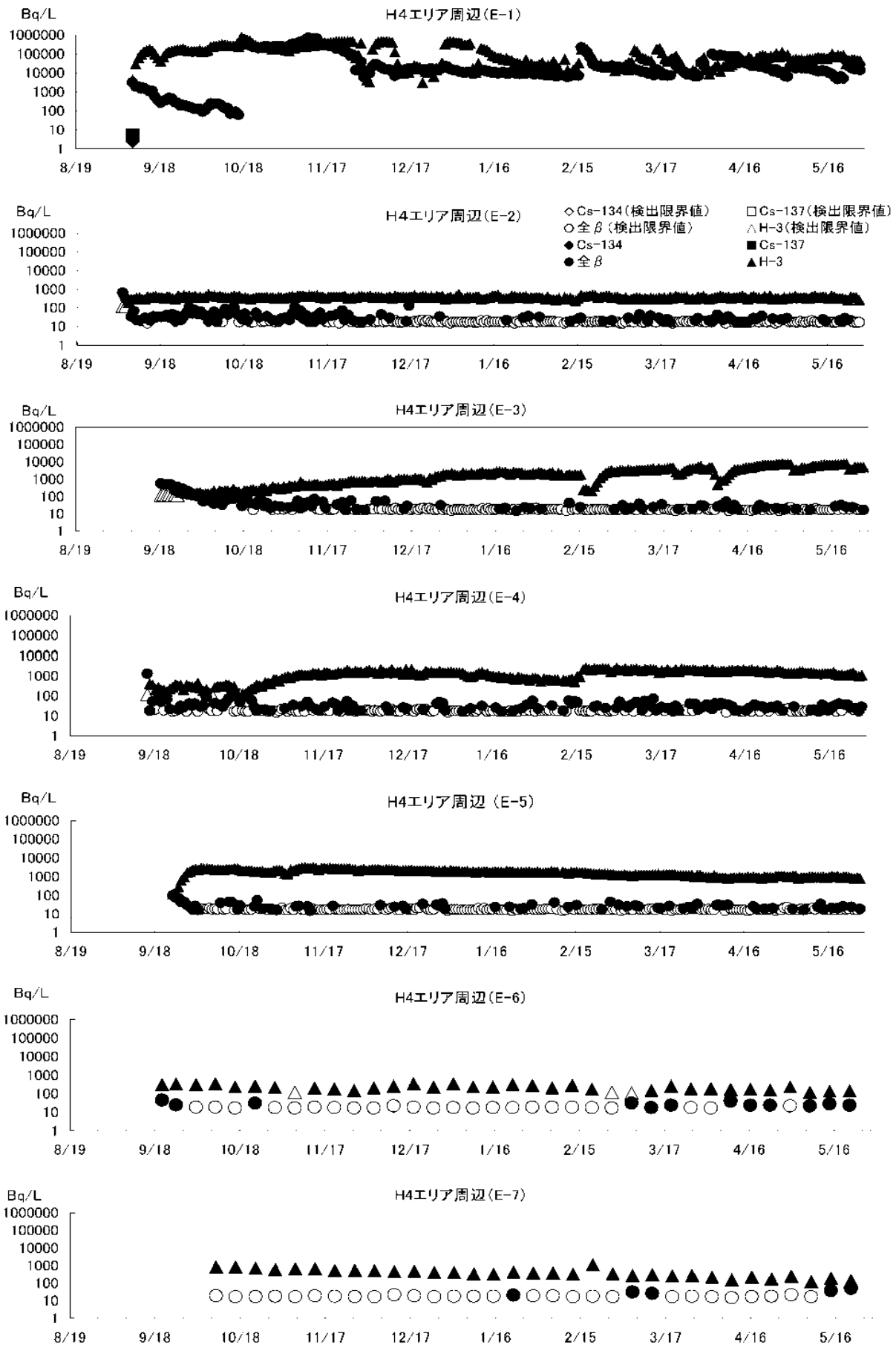
平成 26 年 5 月 29 日
東京電力株式会社

H 4 ・ H 6 エリアタンク漏えいによる汚染の影響調査

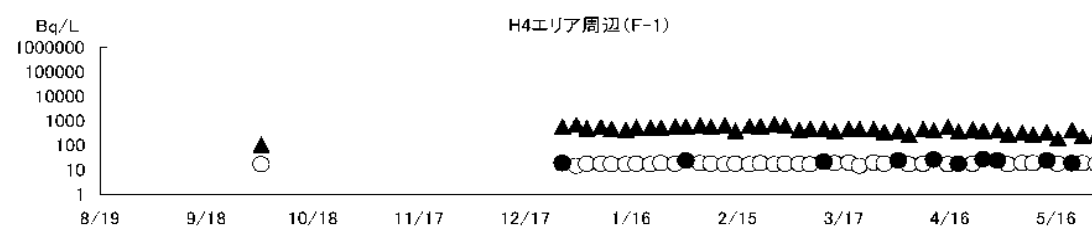
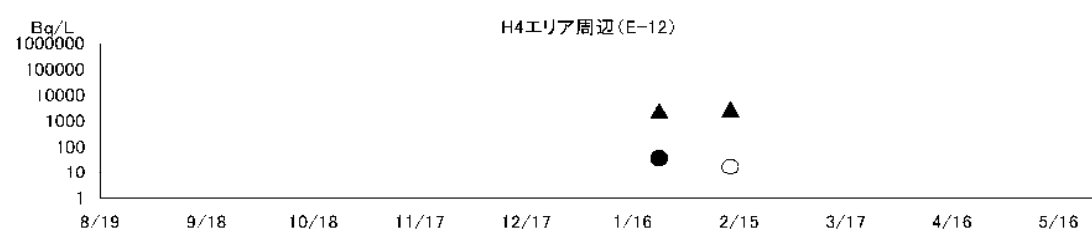
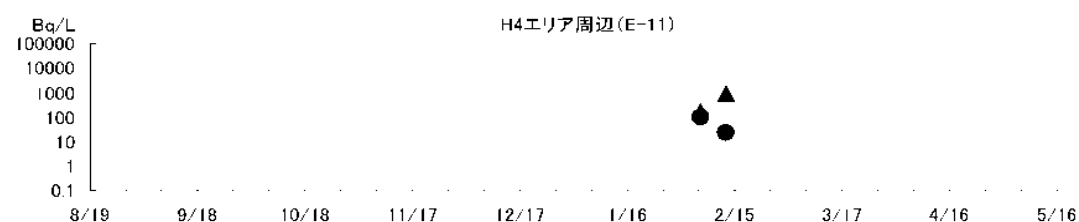
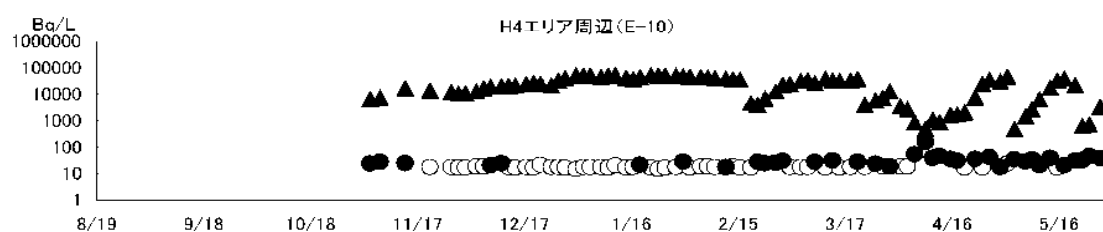
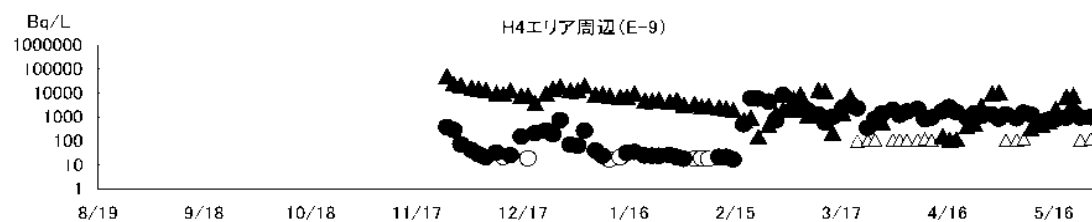
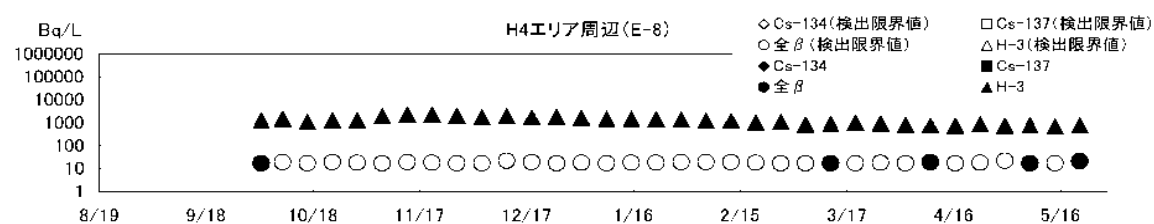
- ①追加ボーリング観測孔の放射性物質濃度推移
- ②地下水バイパス調査孔・揚水井の放射性物質濃度推移
- ③排水路の放射性物質濃度推移
- ④海水の放射性物質濃度推移

サンプリング箇所

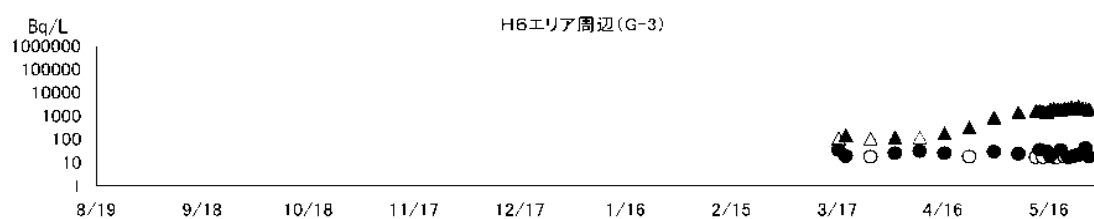
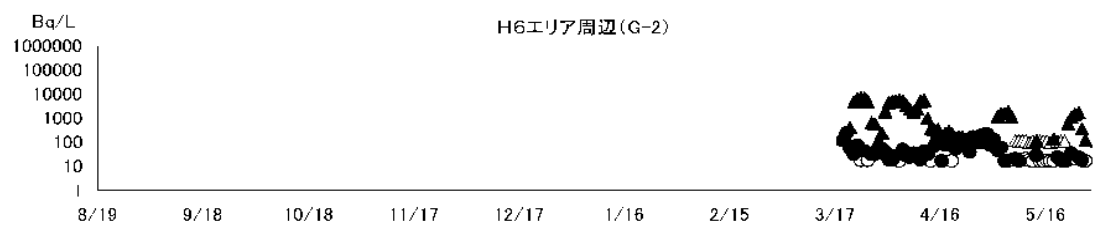
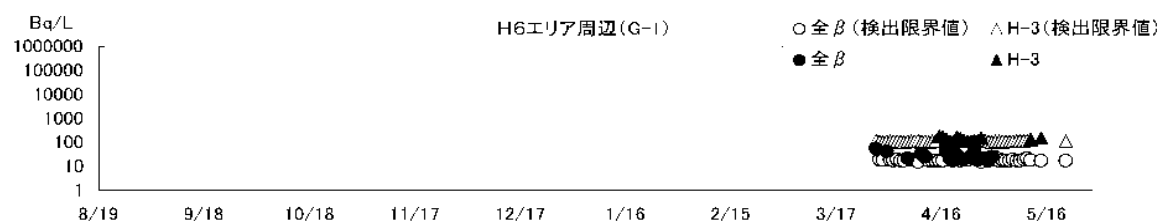
①追加ボーリング観測孔の放射性物質濃度推移(1/3)



①追加ボーリング調査孔の放射性物質濃度推移(2/3)



①追加ボーリング観測孔の放射性物質濃度推移(3/3)



<H26.5.12より採取頻度変更>

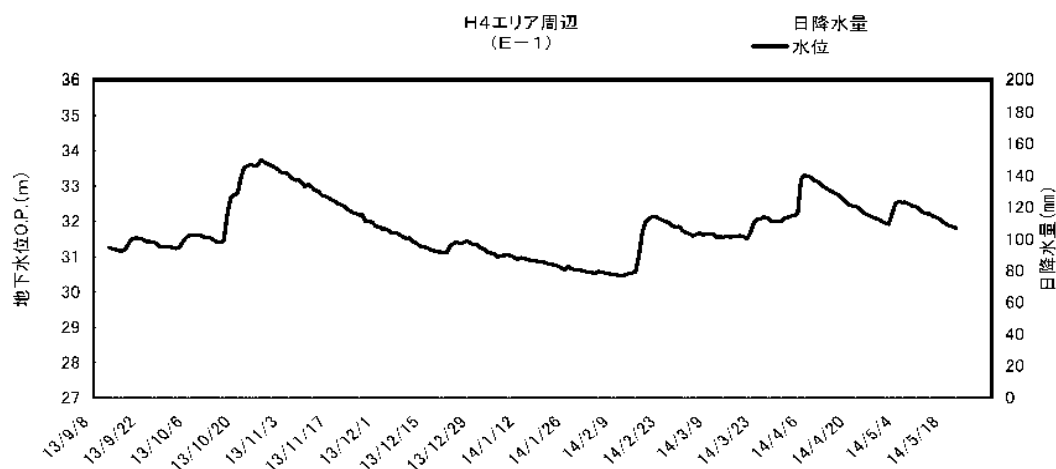
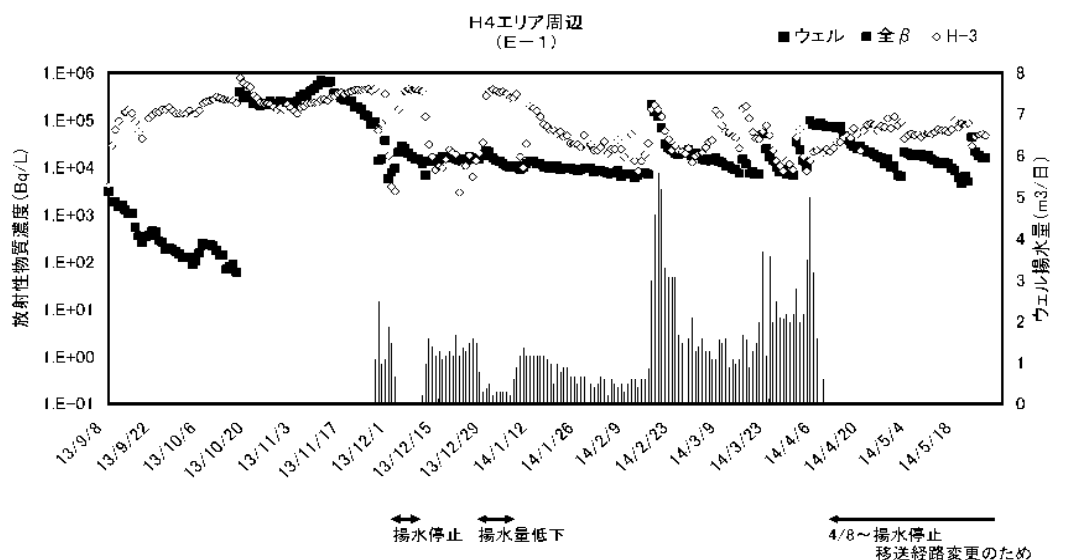
G-1: 毎日→1回/週

検出限界値未満で安定していることから頻度減

G-3: 1回/週→毎日

H-3が上昇傾向にあることから頻度増

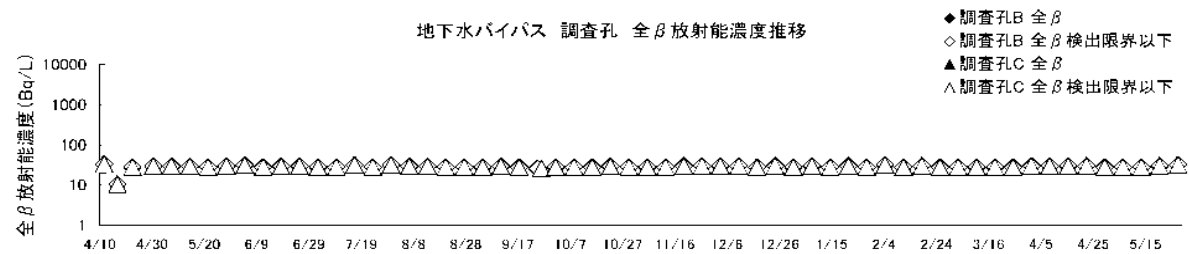
観測孔E-1の放射性物質濃度と降水量、地下水位との関係



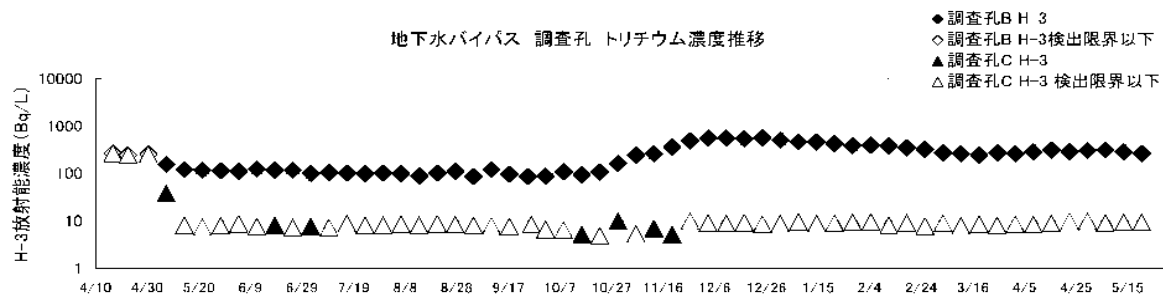
②地下水バイパス調査孔・揚水井の放射性物質濃度推移(1/2)

地下水バイパス調査孔

【全β】



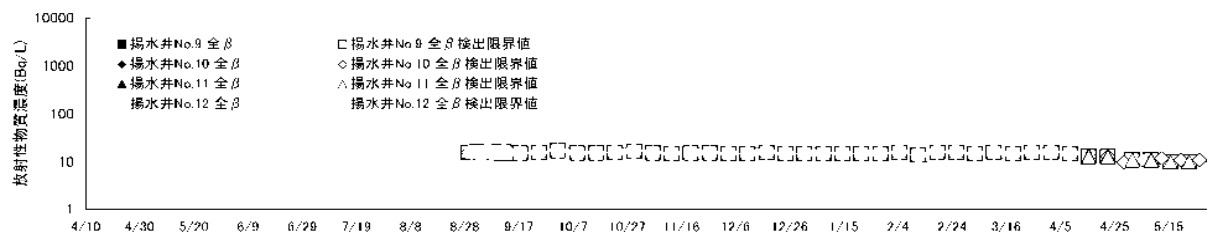
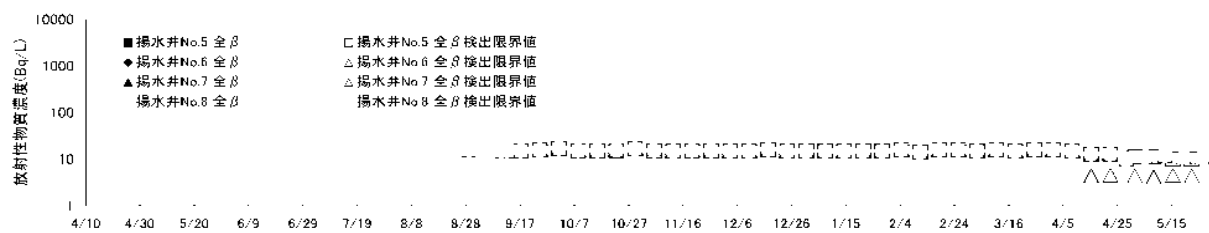
【トリチウム】



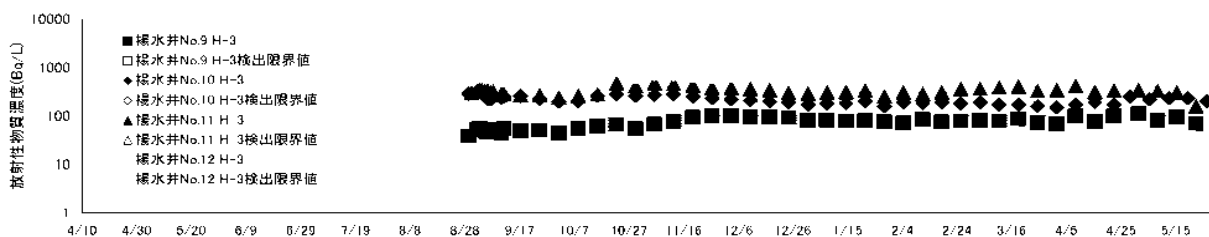
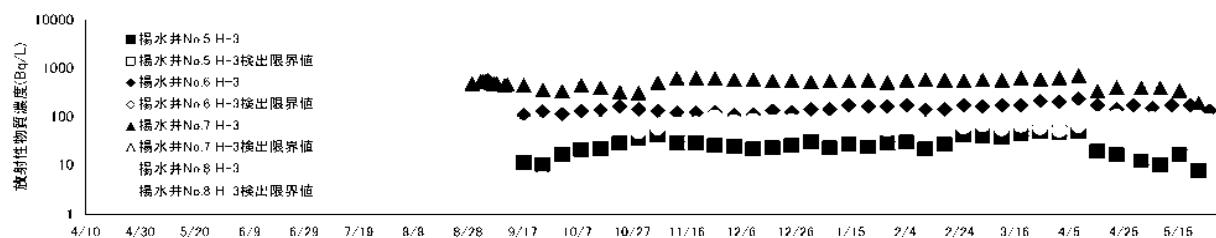
②地下水バイパス調査孔・揚水井の放射性物質濃度推移(2/2)

地下水バイパス揚水井

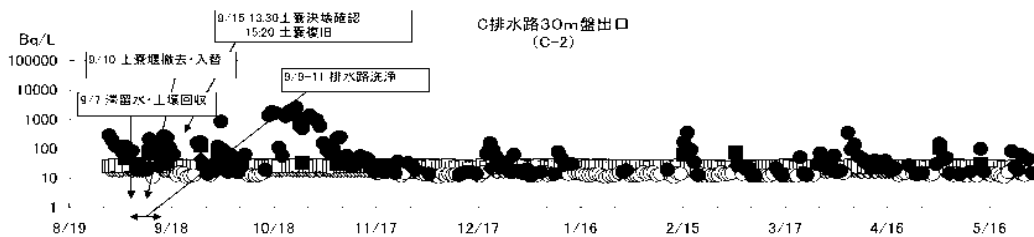
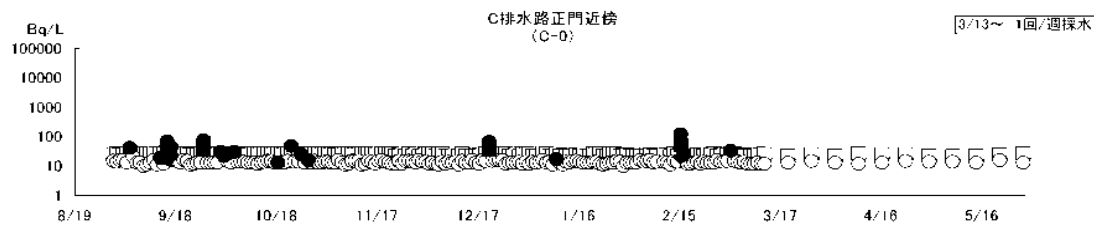
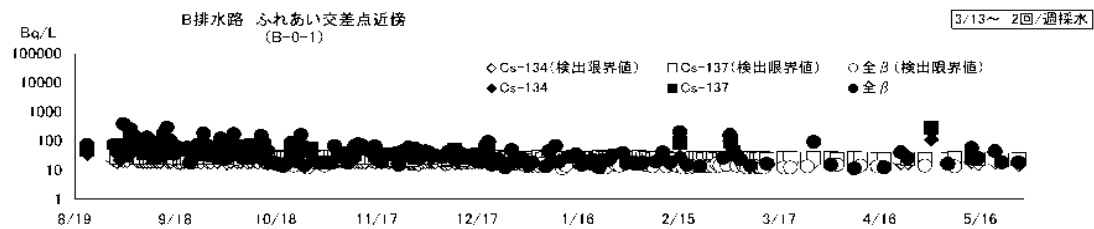
【全β】



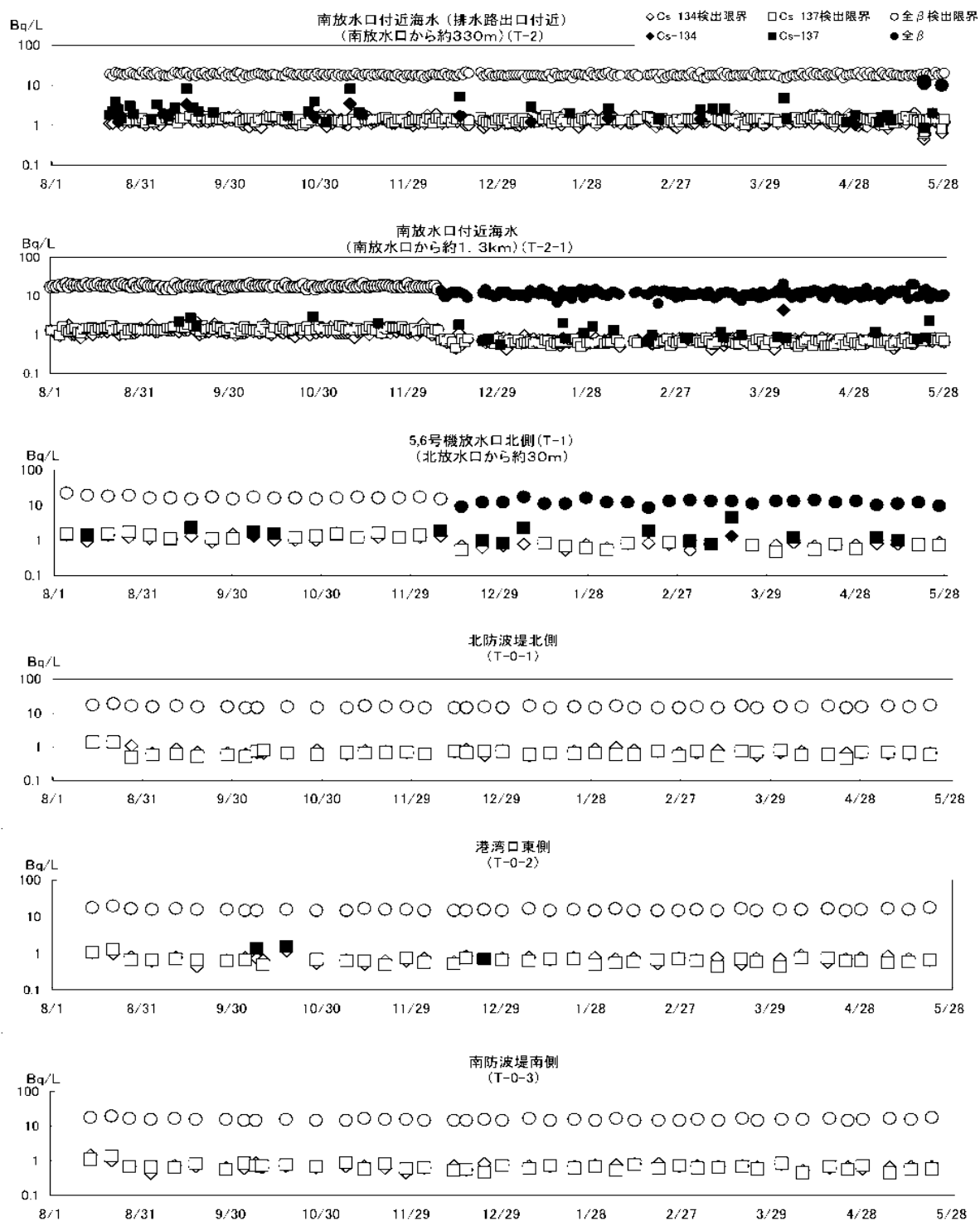
【トリチウム】



③排水路の放射性物質濃度推移

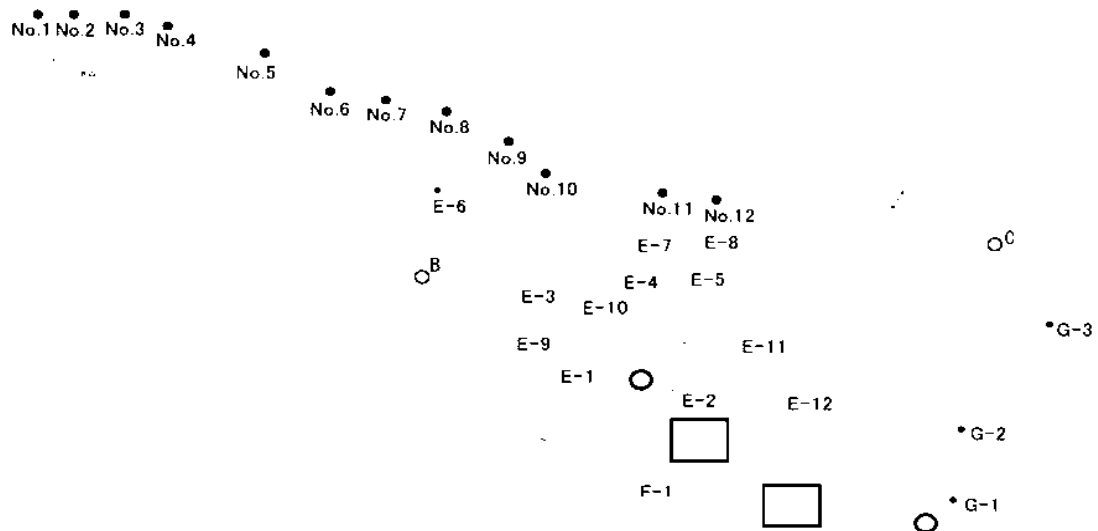


④海水の放射性物質濃度推移

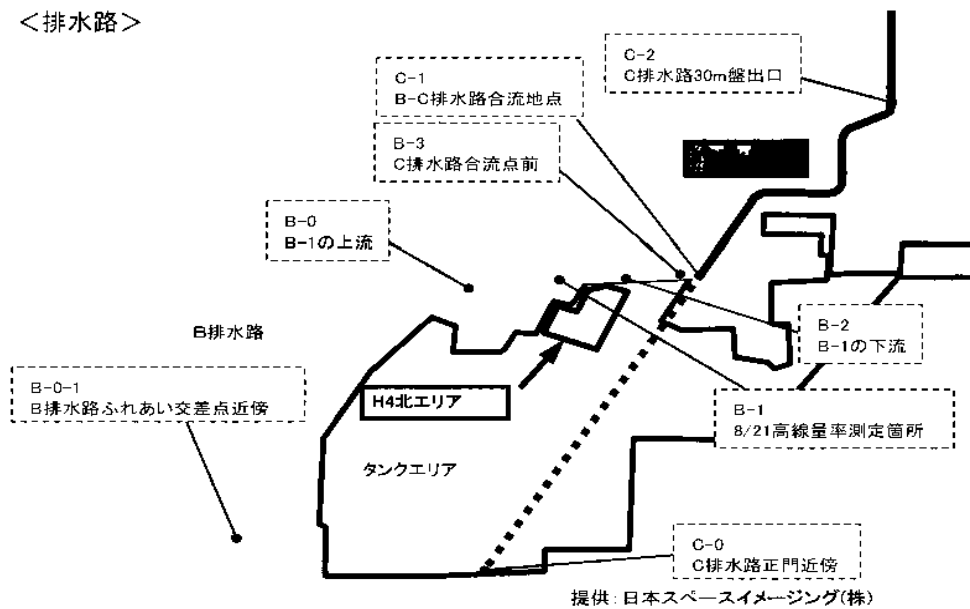


サンプリング箇所

<追加ボーリング観測孔、地下水バイパス揚水井>

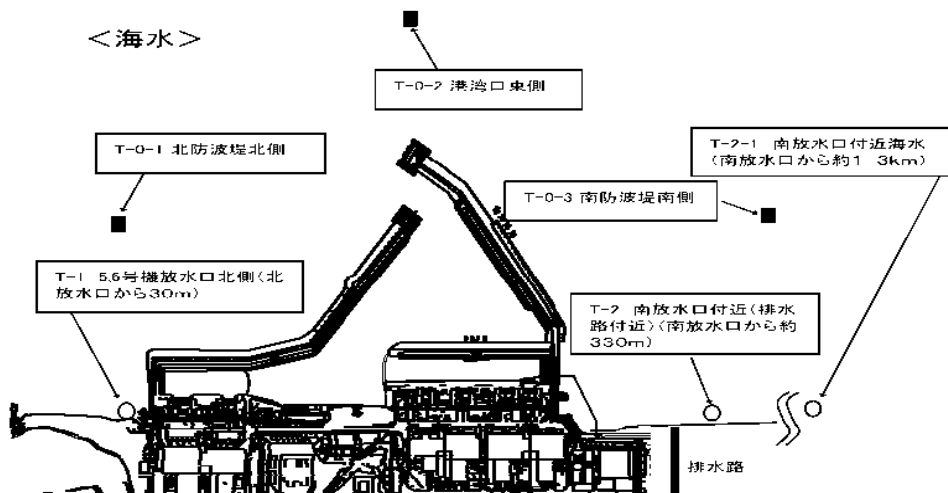


<排水路>



提供: 日本スペースイメージング(株)

<海水>

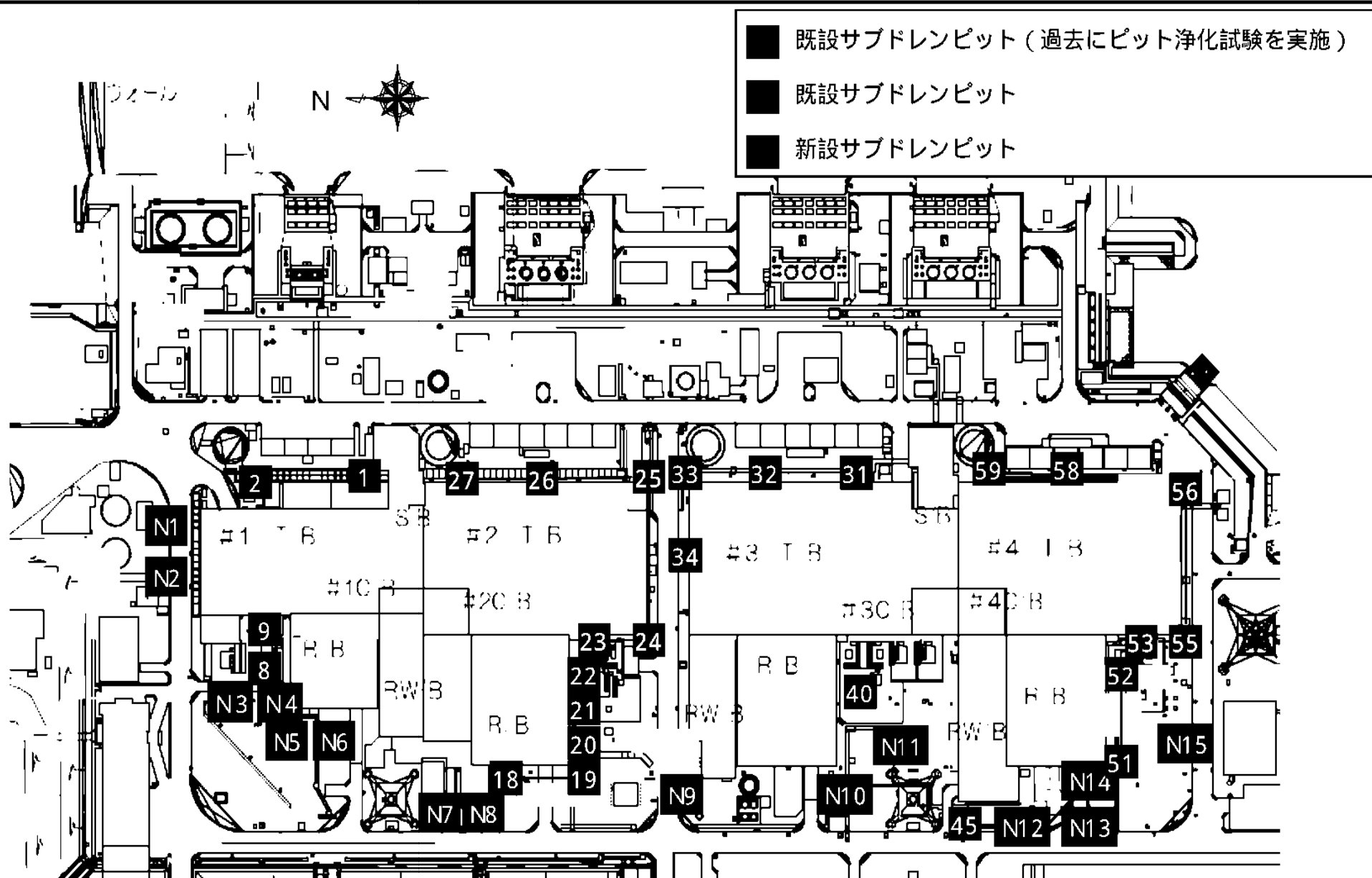


1～4号機サブドレンピットの 水質調査結果について

平成26年5月29日

東京電力株式会社

1～4号機サブドレンピット配置図



1～4号機サブドレンピットの水質調査結果

(単位: Bq/L)

	建屋	ピット	Cs-134	Cs-137	全β	H-3	Sb-125
既設ピット	1号機	1	68	180	300	96,000	ND(7.3)
		2	6.1	17	42	490	ND(2.8)
		8	800	2,100	3,100	450	ND(21)
		9	270	720	1,100	250	35
	2号機	18	140	340	690	3,200	ND(7.6)
		19	150	350	490	2,700	ND(9.3)
		20	27	64	140	2,500	34
		21	160	360	590	3,000	ND(10)
		22	110	270	550	1,300	ND(8.8)
		23	37	84	200	1,600	ND(4.0)
		24	45	100	200	750	ND(4.3)
		25	51	130	230	530	ND(6.3)
		26	72	190	340	190	ND(5.5)
		27	230	440	880	210	ND(10)
	3号機	31	10	24	55	650	12
		32	4.7	10	18	ND(2.8)	ND(2.3)
		33	25	68	68	55	ND(3.5)
		34	330	800	720	800	ND(14)
		40	920	2,500	-	-	24

	建屋	ピット	Cs-134	Cs-137	全β	H-3	Sb-125
既設ピット	4号機	45	20	49	73	89	ND(3.0)
		51	5.8	15	27	1,200	ND(1.6)
		52	11	28	ND(15)	680	ND(4.4)
		53	1.1	4.6	ND(15)	530	ND(2.1)
		55	2.6	9.3	ND(15)	590	ND(2.6)
		56	1.1	4.5	ND(15)	770	ND(2.3)
		58	27	59	83	250	ND(4.5)
		59	42	99	94	430	ND(4.5)
	1号機	N1	ND(0.97)	ND(0.97)	ND(12)	36	ND(1.8)
		N2	ND(0.66)	ND(0.71)	ND(11)	110	ND(1.7)
		N3	3.0	7.2	ND(21)	320	ND(1.2)
		N4	4.8	12	62	320	32
		N5	5.2	5.7	ND(14)	490	ND(2.3)
		N6	ND(0.75)	ND(0.98)	ND(15)	160	ND(2.0)
	2号機	N7	1.1	2.2	ND(13)	18	ND(2.2)
		N8	1.3	2.7	ND(11)	55	ND(1.9)
	3号機	N9	4.0	11	23	1,100	ND(2.4)
		N10	-	-	-	-	-
		N11	-	-	-	-	-
新設ピット(参考)	4号機	N12	-	-	-	-	-
		N13	-	-	-	-	-
		N14	0.92	2.6	ND(11)	11,000	ND(1.8)
		N15	-	-	-	-	-

※「-」部分は今後、採水が可能となった段階で水質調査予定。

なお、40ピットの全β，H-3については油分が多く分析不可のため、今後油分を除去後分析を実施予定。

※「ND」は検出限界値未満を表し、()内に検出限界値を示す。

※N14ピットのH-3について、全β がNDとなっていることから、再分析を実施した結果、8,900 Bq/L。

□□: 今回追加(採水日)40/51ピット: 平成26年4月28日, N14ピット: 平成26年5月15日

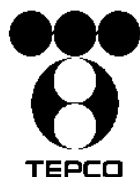
考察

- 既設サブドレンピットNo.40/51の溜まり水において、低濃度の汚染が確認されているが、その値はこれまでに公表している既設サブドレンピットの値と比較して、大きな違いはない。
- 新設サブドレンピットN14の溜まり水において、トリチウム濃度が周辺の既設サブドレンピットと比較して高めとなっていることから、引き続き水質を観察していくとともに、周辺に今後設置予定の新設ピットにおける水質調査結果も踏まえて対応を検討していく。

平成26年度第2回福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会」平成26年5月20日資料抜粋

雨水処理装置を用いた タンクエリア堰内雨水の散水について

平成26年5月20日
東京電力株式会社
福島第一廃炉推進カンパニー



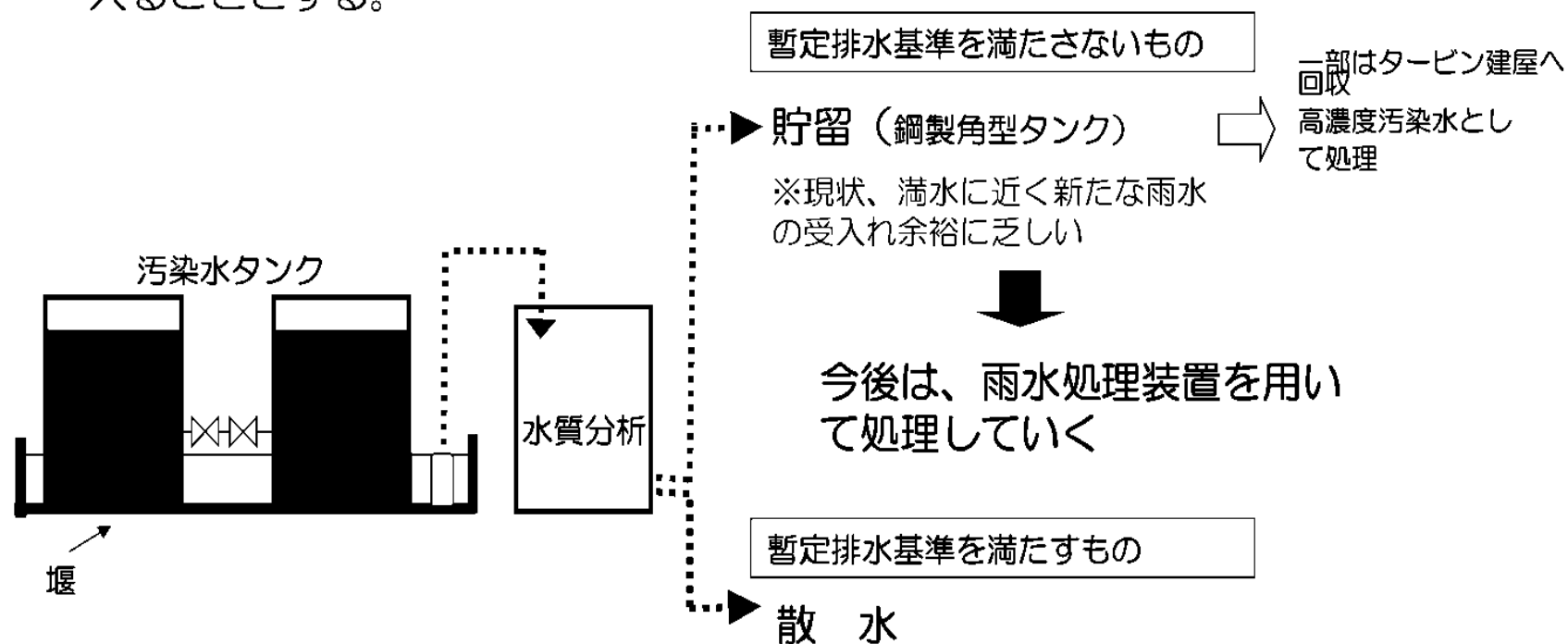
東京電力

1. はじめに

汚染水タンクエリアに降雨し、堰内に溜まった雨水は、暫定排水基準に照らして基準を満たす堰内雨水は散水、満たさない堰内雨水は貯留し、一部はタービン建屋へ回収して処理していた。

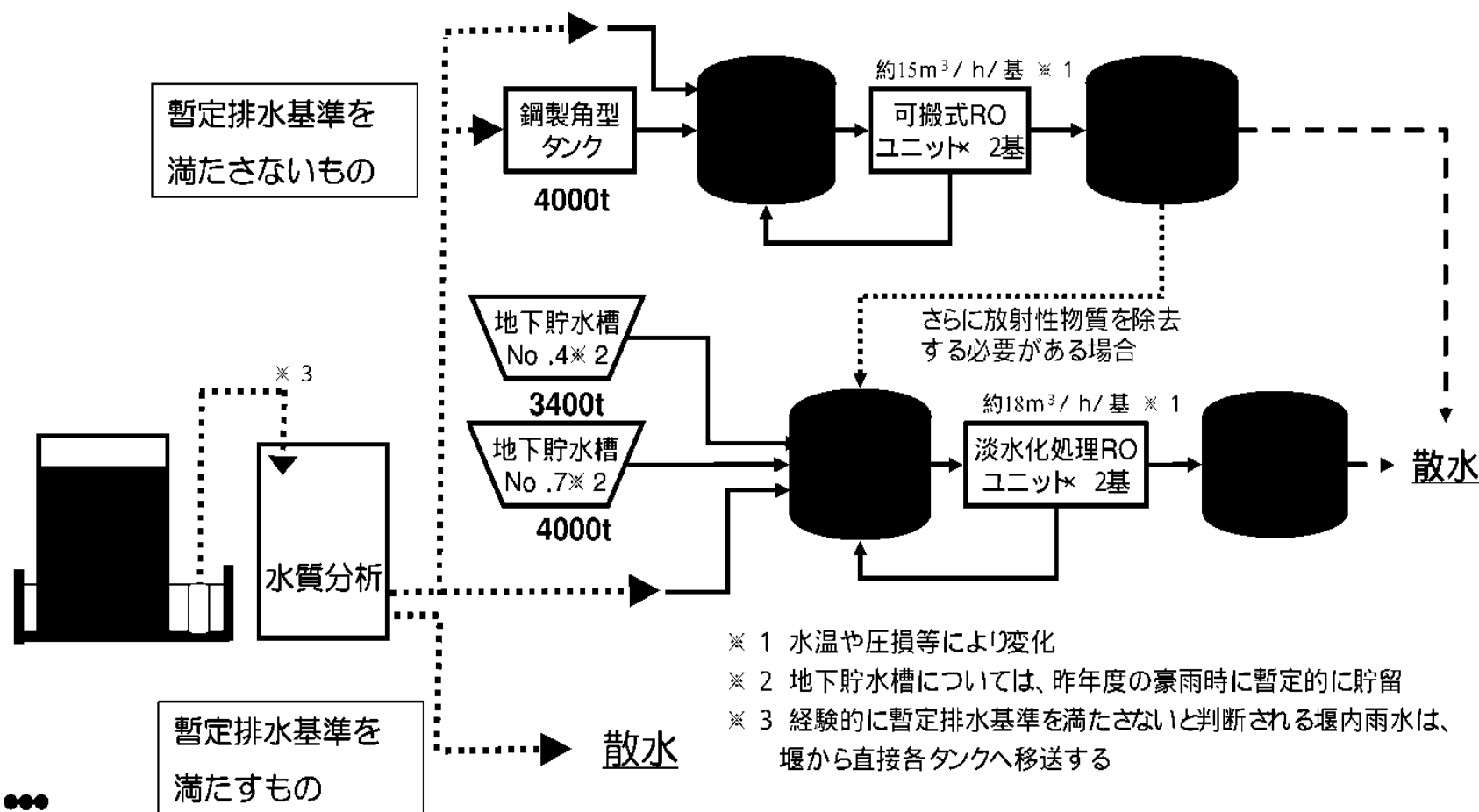
タービン建屋へ回収した堰内雨水は、高濃度の汚染水となり汚染水タンク容量逼迫の要因となっていた。

今般、この排水基準を満たさない堰内雨水を逆浸透膜にて処理し、放射性物質の濃度を低減させる装置（以下、雨水処理装置）を導入したので、今後運用に入ることとする。



2. 雨水処理装置の概要

- 暫定排水基準を満たさない堰内雨水を不純物を透過しない性質を持つ逆浸透膜を通過させることにより水中の放射性物質を除去する装置である。
- 装置は2種類あり、それぞれ2基の逆浸透膜(RO)ユニットで構成される。



3. 堰内雨水の水質と雨水処理装置の効果

- タンクエリアの堰内雨水を雨水処理装置にて試験的に処理し、処理水中の放射性物質の分析を実施した。

単位 :Bq/L

	対象水	Cs-134	Cs-137	全 β (Sr-90の代替)	備考
可搬式 RO	堰内雨水	ND(<0.77)	2.6	2.0×10^3	トリチウム:ND(<107)
	処理水	ND(<0.68)	ND(<0.53)	1.1	
淡水化处理 RO	堰内雨水	3.4	8.7	1.2×10^4	トリチウム:192
	処理水	ND(<0.46)	ND(<0.53)	ND(<0.87)	

Cs-134 ,Cs-137 ,全 β については検出限界値を 1Bq/Lにて分析

ND 検出限界値未満

- 分析の結果から、比較的全 β の高い堰内雨水についても、十分に放射能が除去されていることを確認した。

なお、

(告示濃度限度)

・Cs-134 : 60 Bq/ℓ, Cs-137 : 90 Bq/ℓ, Sr-90 : 30 Bq/ℓ, H-3 : 60,000 Bq/ℓ
(WHOの飲料水水質ガイドライン)

・Cs-134 : 10 Bq/ℓ, Cs-137 : 10 Bq/ℓ, Sr-90 : 10 Bq/ℓ, H-3 : 10,000 Bq/ℓ

4. 今後の運用

①暫定排水基準を満たす堰内雨水について

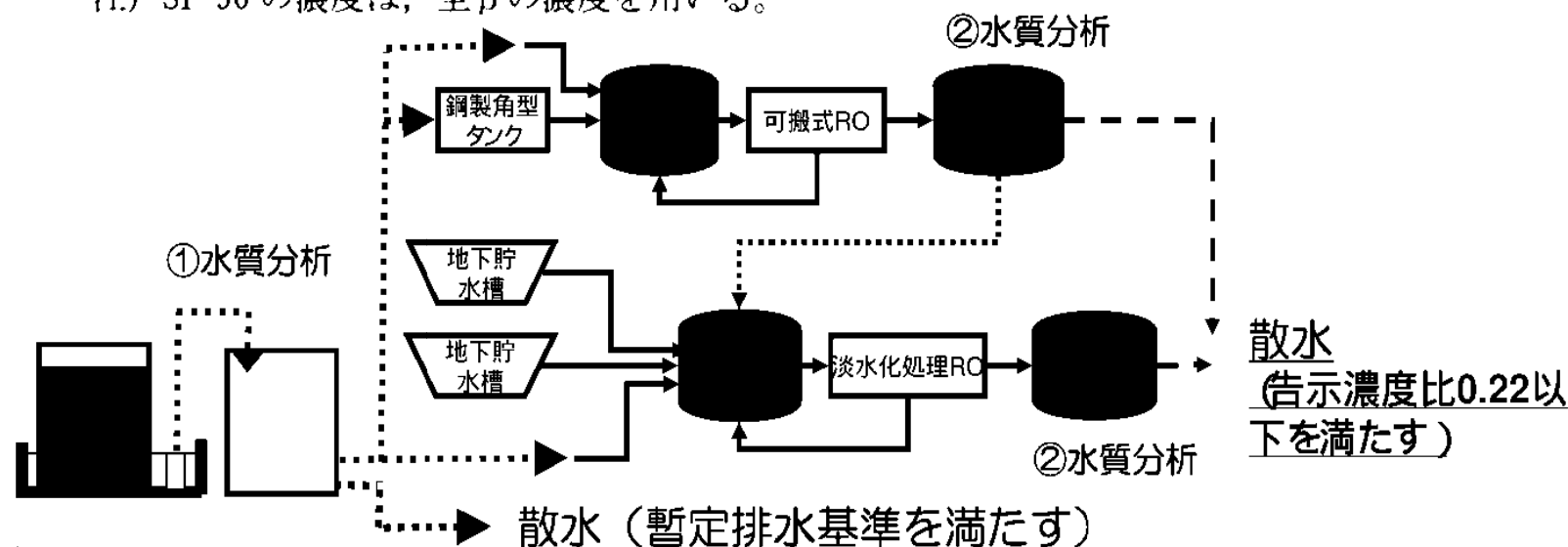
- 暫定排水基準を満たす堰内雨水については、従前と同様に、散水を実施する。
- ・ Cs-134：15 Bq/L，Cs-137：25 Bq/L，Sr-90：10 Bq/L

②暫定排水基準を満たさない堰内雨水について

- 認可を受けた実施計画に従い、雨水処理装置により処理後、告示濃度比0.22以下を達成できる放射性物質濃度であることを確認し、散水を実施する。処理水の排水路への排水は、関係箇所地了解なくしては行わないものとし、それまでは構内に散水する。

$$\frac{Cs-134\text{濃度}[Bq/L]}{60[Bq/L]} + \frac{Cs-137\text{濃度}[Bq/L]}{90[Bq/L]} + \frac{Sr-90\text{濃度}^{注}[Bq/L]}{30[Bq/L]} + \frac{H-3\text{濃度}[Bq/L]}{60000[Bq/L]} \leq 0.22$$

注) Sr-90 の濃度は、全βの濃度を用いる。



5. 堰内水の現状と水質改善

(1) 現状の水質（暫定排水基準を満たさない堰）

単位 :Bq/L

堰名	採取日	セシウム134	セシウム137	全ベータ	備考
H1東	2014/4/11	ND(<11)	ND(<17)	290	トリチウムは、いずれも ND(<110)
H2南	2014/4/11	ND(<11)	ND(<17)	350	
H3	2014/4/11	ND(<11)	ND(<17)	640	
H4東	2014/4/11	ND(<12)	ND(<17)	190	
H4北	2014/4/11	ND(<11)	ND(<17)	7900	
H6	2014/4/11	ND(<11)	ND(<17)	12300	ND 検出限界値未満

(2) H4北及びH6堰の水質改善

H4北エリアについては、タンク漏洩が発生した後の26年3月に堰内清掃及びポリウレタン塗装を実施し、汚染の除去・固定化を実施。これにより、堰内雨水の放射能レベル(Bq/L)は、当初の十万オーダーより千オーダーに低減されたことから、雨水処理装置を用いた処理を行なっていく。さらに除染（タンク漏洩水に触れた保温材の撤去）を実施して水質改善に努めていく。

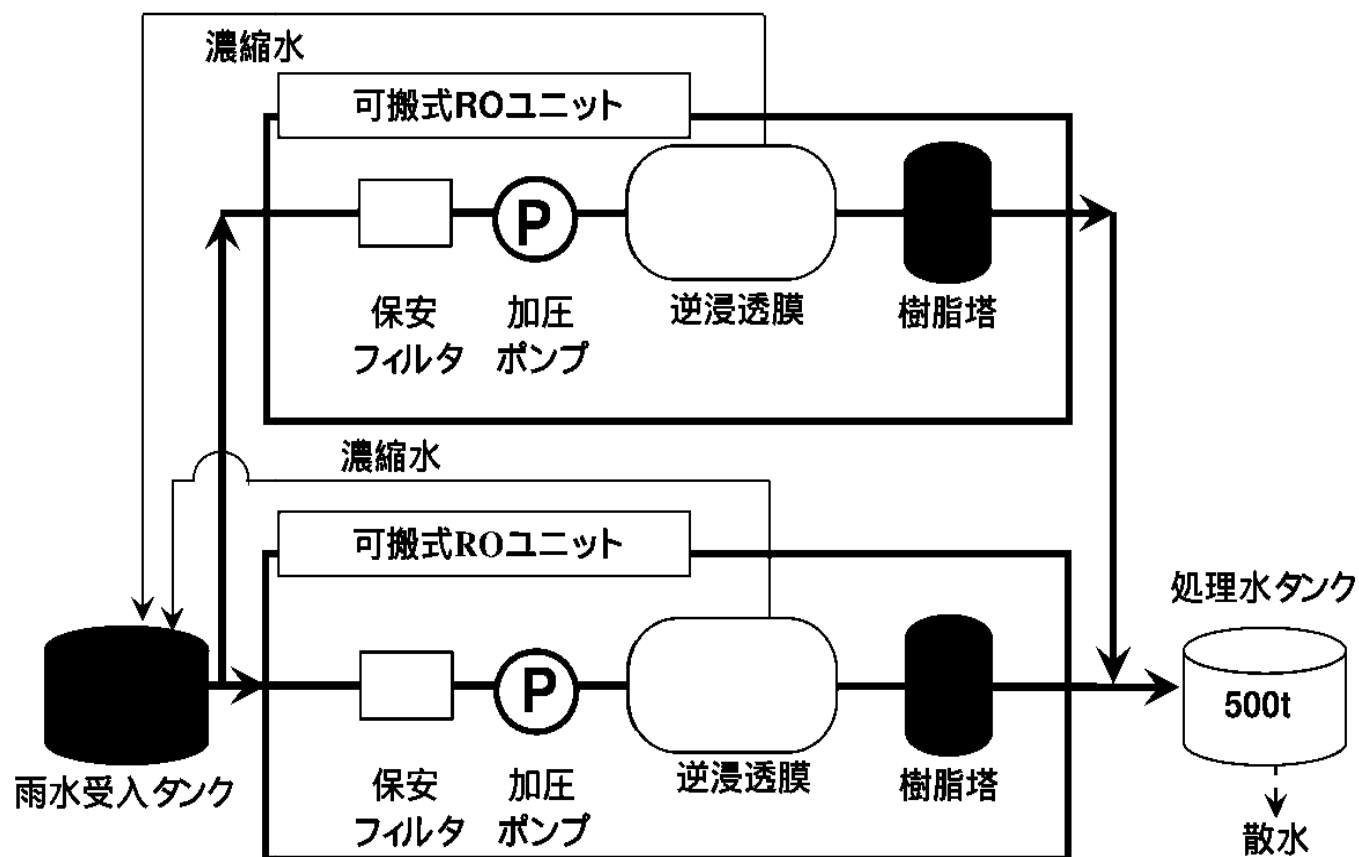
H6エリアについては、25年12月に堰内清掃及びポリウレタン塗装を実施した後の26年2月にタンク漏洩が発生。現状、放射能レベル(Bq/L)が万オーダーであることから、二重堰構築後、速やかに再清掃、再塗装を実施した後、雨水処理装置を用いた処理を行なう。

(3) 全体の堰の水質改善

過去にタンクからの漏洩の有無にかかわらず、フランジパッキンの高線量箇所が確認された場合はシールを実施することで水質改善に努めていく。

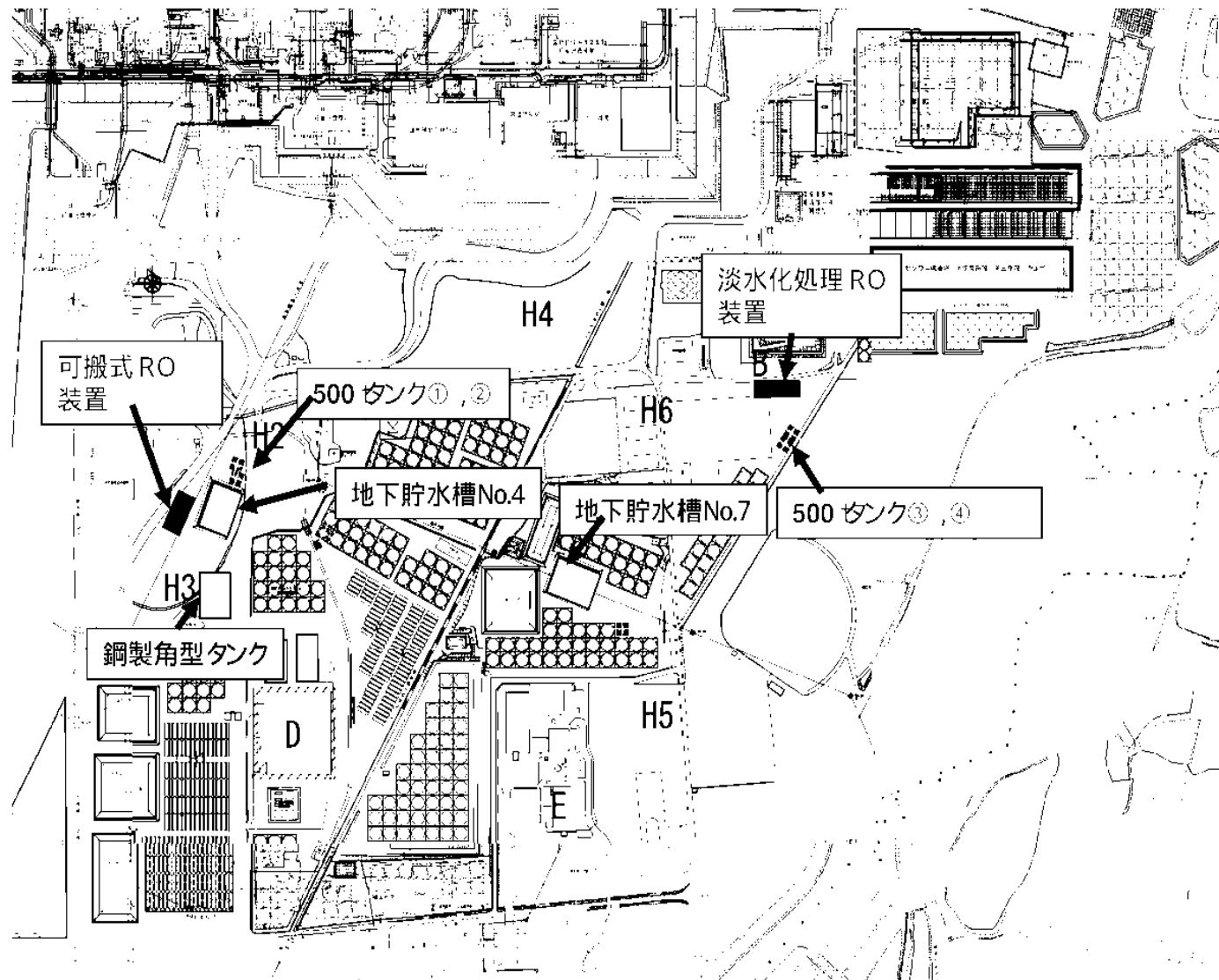
(参考) RO装置の基本仕様（可搬式RO装置の場合）

・ROユニットは、保安フィルタ、加圧ポンプ、樹脂塔で構成されており、タンクから雨水受入タンクに雨水を受入れ保安フィルタで粗ゴミを除去し、加圧ポンプにて逆浸透膜を通過させた水を樹脂塔へ通水し処理して、処理水タンクに受入れる。一方、逆浸透膜で分離された濃縮水は雨水受入タンクに戻り、再度逆浸透で処理される。これを繰り返して、処理水を分離していく。

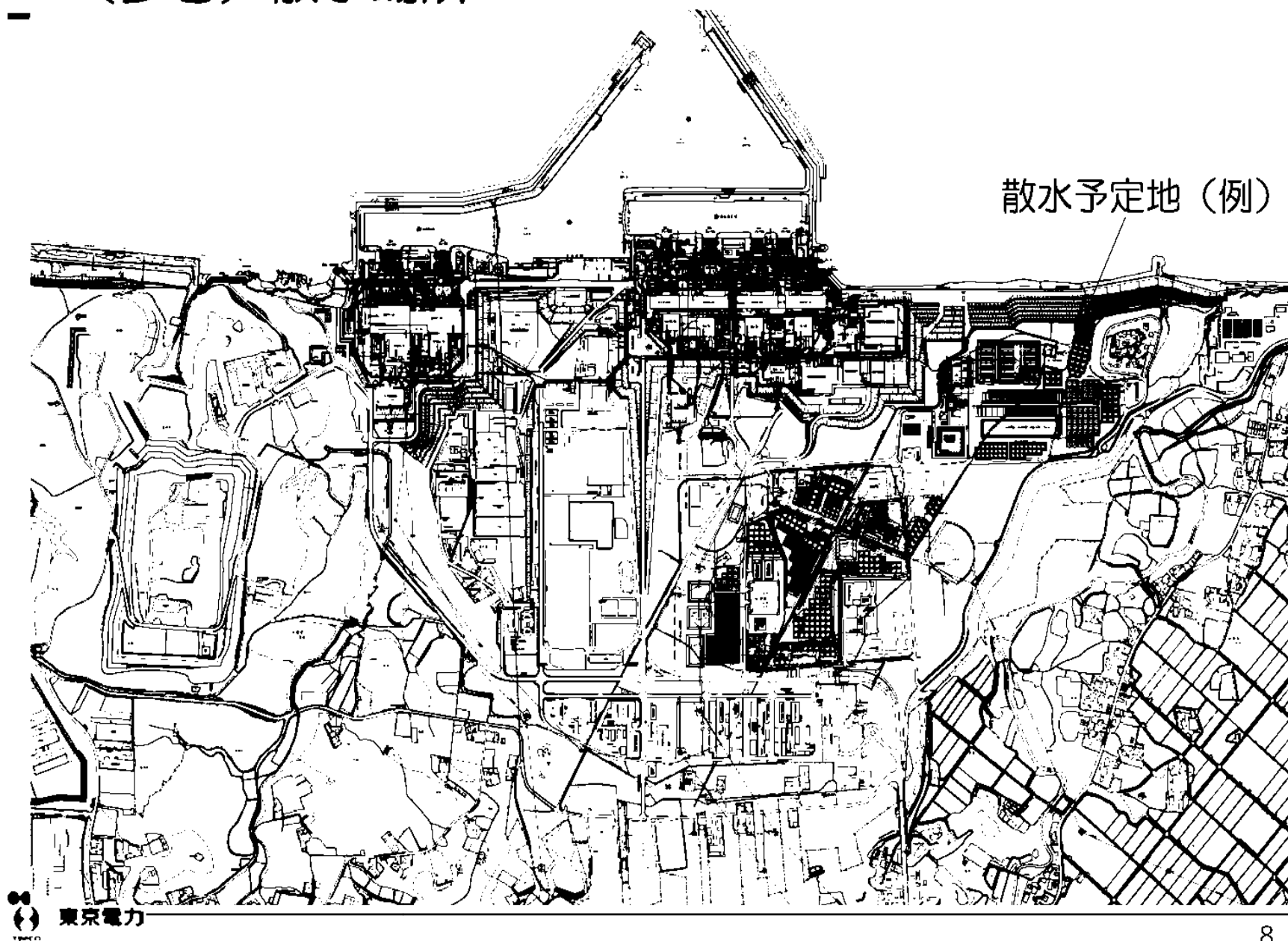


淡水化処理逆浸透膜装置についてもほぼ同等の構成

(参考) 構内平面図



(参考) 散水場所



【参考】雨水処理設備処理水散水実績等

平成26年5月29日
東京電力株式会社



東京電力

(参考) 雨水処理設備処理水散水実績

【EバイルRO膜装置 処理水タンク】

散水日	開始時間	終了時間	散水先	散水量
				m ³
H26.5.21	14:11	16:12	G4南タンク群西側コンテナ集積エリア	27.6
H26.5.23	10:11	12:40	G4南タンク群西側コンテナ集積エリア	38.6
H26.5.24	9:30	12:17	G4南タンク群西側コンテナ集積エリア	55.2
H26.5.26	11:10	16:46	G4南タンク群西側コンテナ集積エリア	117.1
小 計				238.5

【淡水化処理RO膜装置 処理水タンク】

散水日	開始時間	終了時間	散水先	散水量
				m ³
H26.5.21	13:22	16:12	G4南タンク群西側コンテナ集積エリア	45.4
H26.5.23	10:37	12:40	G4南タンク群西側コンテナ集積エリア	32.5
H26.5.24	9:36	11:49	G4南タンク群西側コンテナ集積エリア	39.2
H26.5.26	11:12	16:26	G4南タンク群西側コンテナ集積エリア	39.2
小 計				156.3

散水量合計 **394.8** m³



散水状況



(参考) 処理水分析結果

< 参考資料 >
平成26年5月21日
東京電力株式会社

雨水処理設備を用いたタンクエリア堰内雨水の処理水分析結果

< モバイルRO膜装置 >

サンプリング 場所	分析場所	採取日	採取 時刻	Bq/L	Bq/L	Bq/L	Bq/L	告示 濃度比※
				Cs-134	Cs-137	全β	トリウム	
処理水タンク	化学分析棟	5月 15日	11:20	<4.6E-01	<6.0E-01	<4.4E+00	<1.2E+02	0.16
	5, 6号機ラボ	5月 15日	11:20	<4.6E-01	9.0E-01	<4.3E+00	<1.1E+02	0.16

< 淡水化処理RO膜装置 >

サンプリング 場所	分析場所	採取日	採取 時刻	Bq/L	Bq/L	Bq/L	Bq/L	告示 濃度比※
				Cs-134	Cs-137	全β	トリウム	
処理水タンク	化学分析棟	5月 15日	11:50	<8.2E-01	<7.4E-01	<4.4E+00	2.0E+02	0.17
	5, 6号機ラボ	5月 15日	11:50	<5.2E-01	<7.6E-01	<4.3E+00	1.4E+02	0.16

※ 告示濃度限度に対する割合の和

$$\frac{Cs-134\text{濃度}[Bq/L]}{60[Bq/L]} + \frac{Cs-137\text{濃度}[Bq/L]}{90[Bq/L]} + \frac{Sr-90\text{濃度}^{1)}[Bq/L]}{30[Bq/L]} + \frac{H-3\text{濃度}[Bq/L]}{60000[Bq/L]} \leq 0.22$$

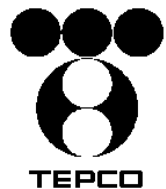
注) Sr-90 の濃度は、全β の濃度を用いる。

HTI連絡トレンチ水位上昇について

平成26年5月29日

東京電力株式会社

福島第一廃炉推進カンパニー



東京電力

1. 事象の概要

■発生概要

1～4号機高温焼却炉建屋他止水対策工事(以下HTI止水対策工事)において、HTI連絡トレンチの閉塞に向けてグラウト注入孔の穴を削孔したところ、注入孔とトレンチ躯体の隙間から地下水が流入し、HTI連絡トレンチ水位が上昇した。

■時系列

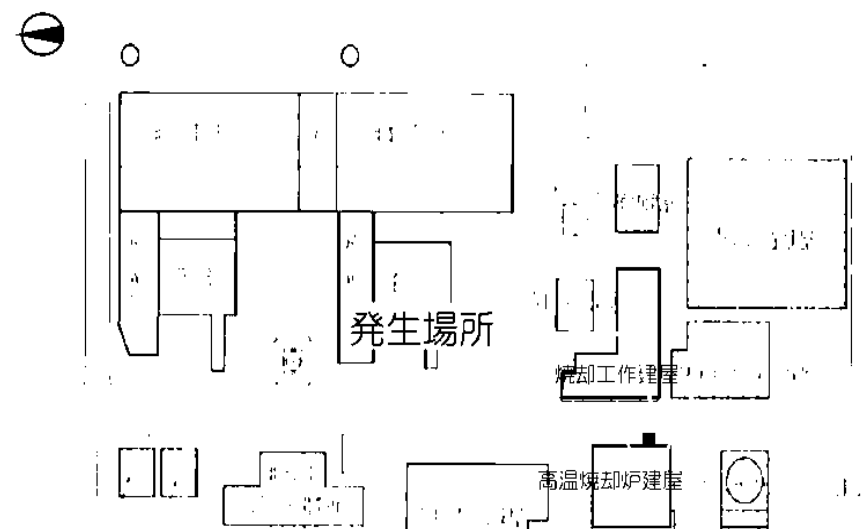
平成26年5月19日(月)

- 8:10 HTI止水対策工事 作業開始
- 10:30頃 当該注入孔の削孔完了
- 14:05 HTI止水対策工事 作業終了
- 16:22 HTI連絡トレンチ水位上昇を確認
- 16:30頃 水位上昇の原因調査を開始
(関係作業・機器故障について調査)
- 18:30頃 水位計の故障でないことを確認
- 21:50頃 HTI連絡トレンチのグラウト注入孔のうちの1箇所から水が流れるような音を確認

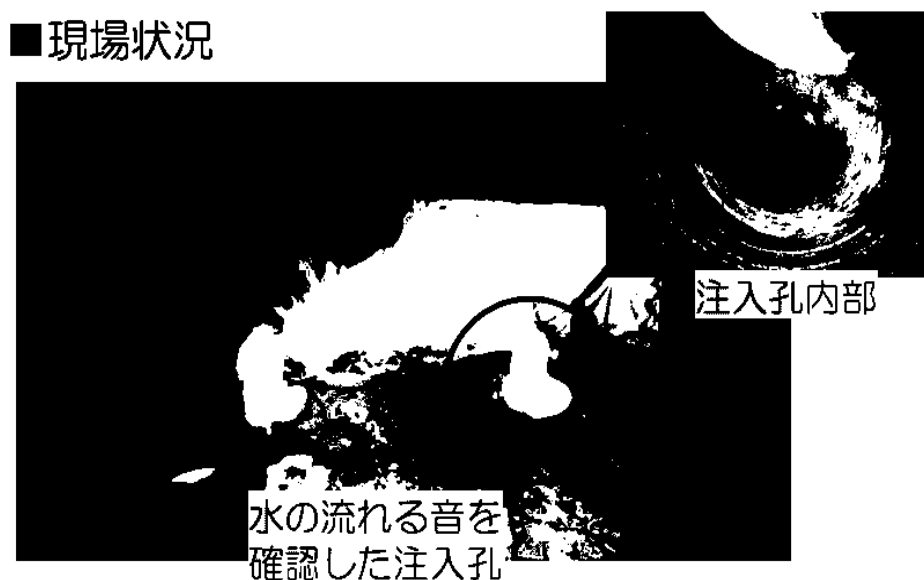
■対応状況(5月22日未明まで)

- ・HTIへの滞留水移送
- ・HTI連絡ダクトからプロセス主建屋への移送ルート整備
- ・カメラ調査を実施し流入箇所を確認
- ・薬液注入対策、孔内パッカー止水対策実施

■発生場所

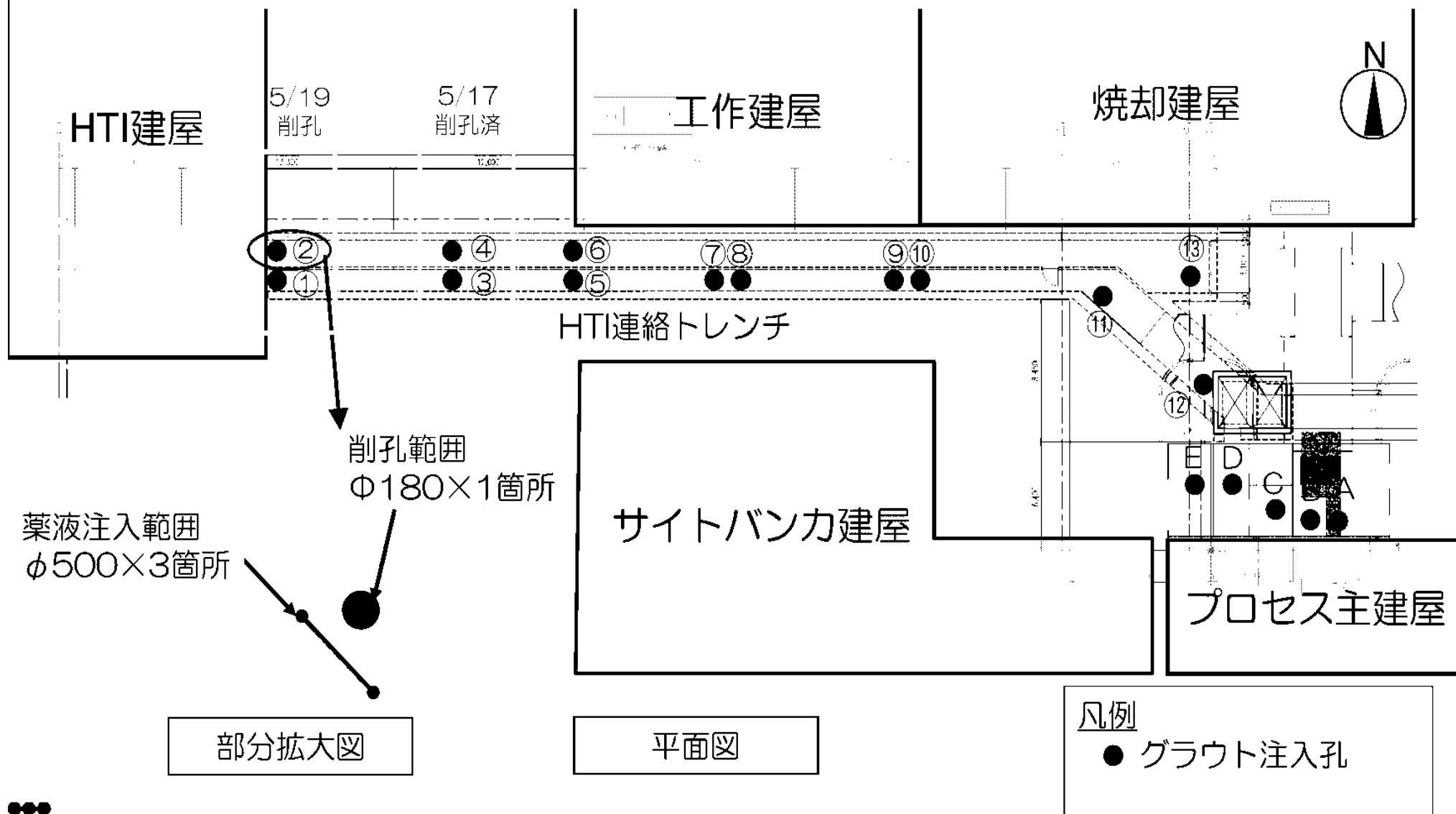


■現場状況



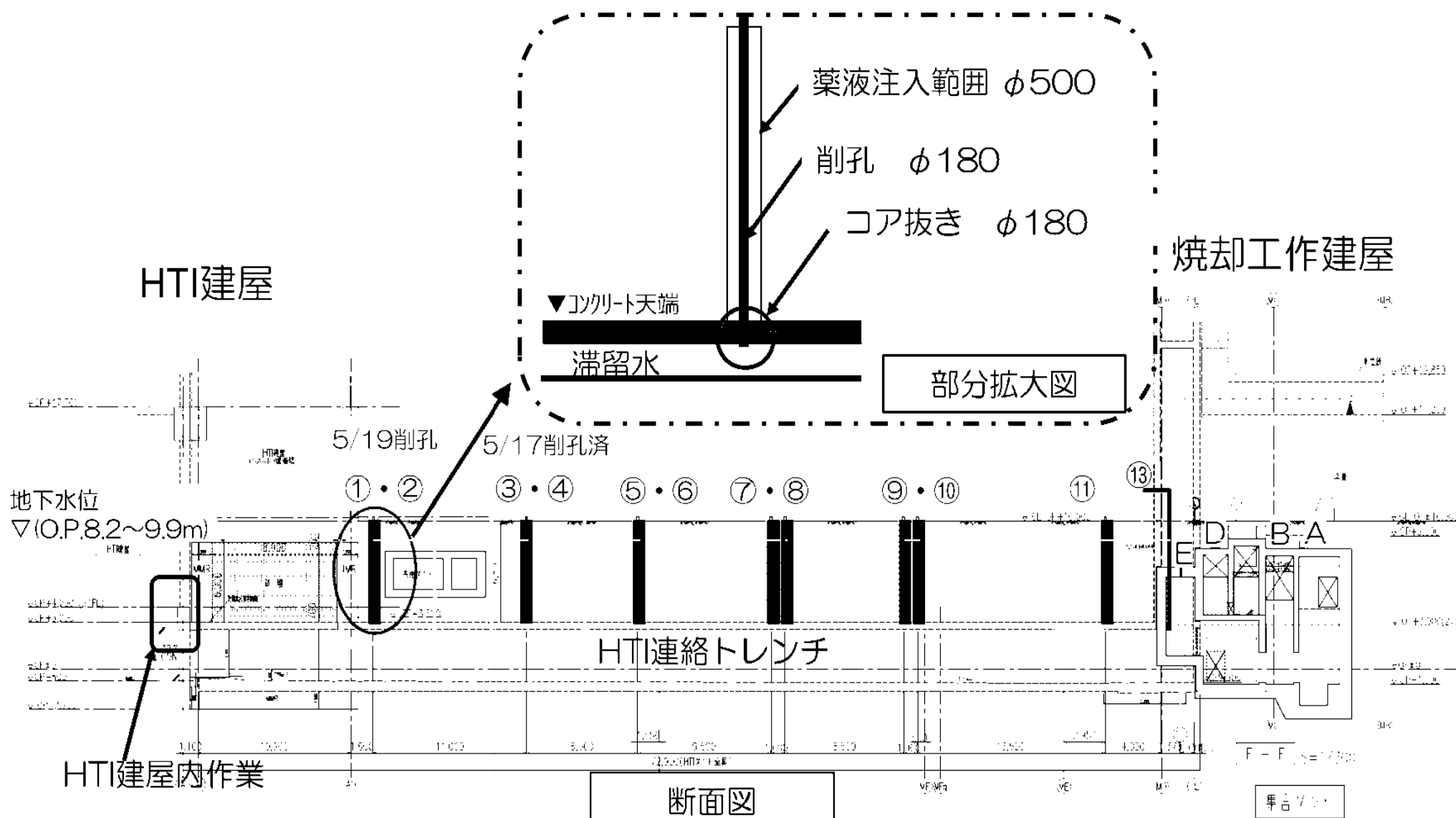
2-1. HTI連絡トレンチの閉塞工事 平面計画

HTIトレンチ部で13箇所・集合ダクト部で5箇所のグラウト充填工事を計画した。
5/17に2箇所施工が完了し、5/19にHTI建屋近傍の2箇所の施工を行っていた。



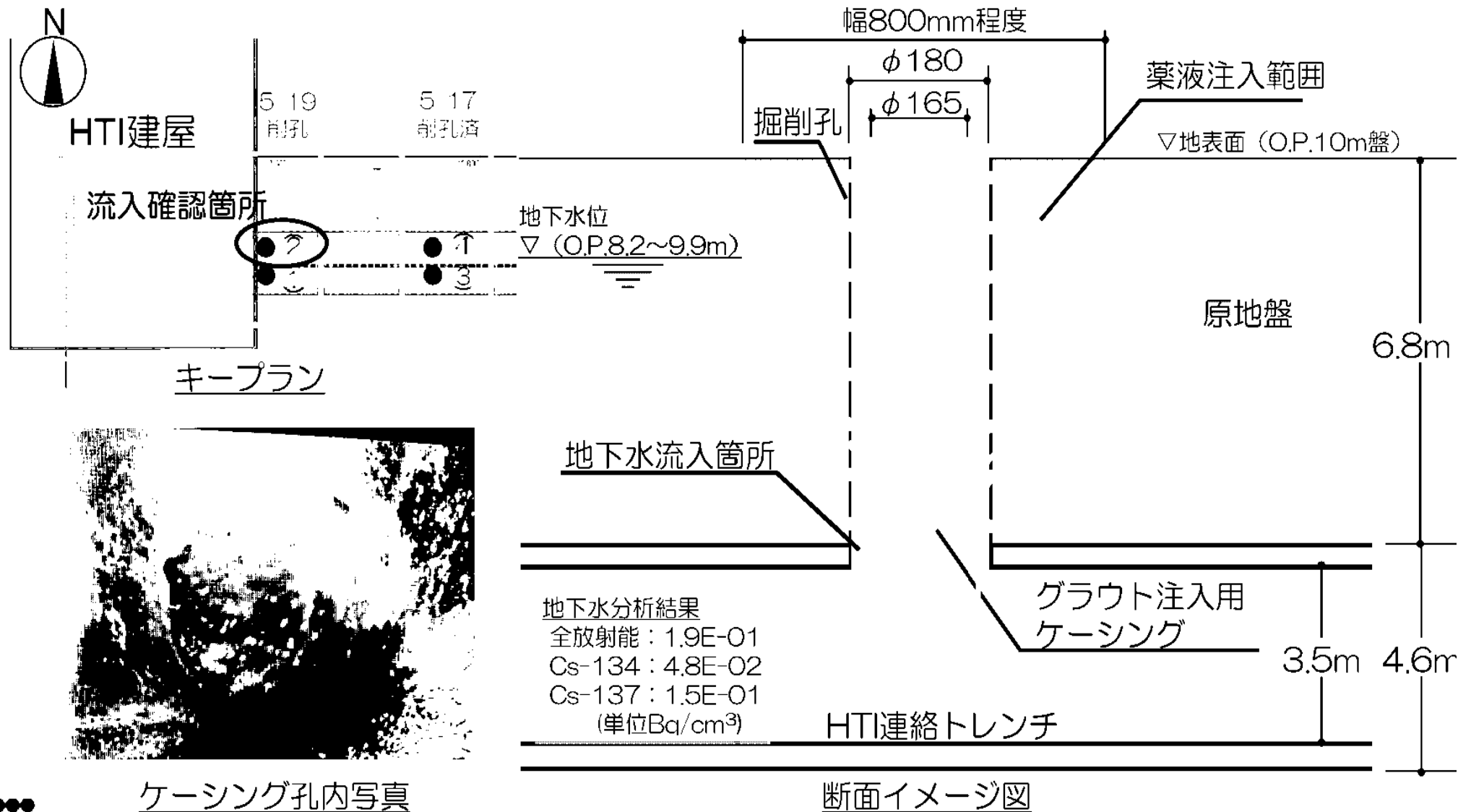
2-2. HTI連絡トレンチの閉塞工事 断面計画

地表から連絡トレンチ天端まで薬液を注入し、止水対策を行った後、HTI連絡トレンチの躯体のコア抜きを実施する計画。



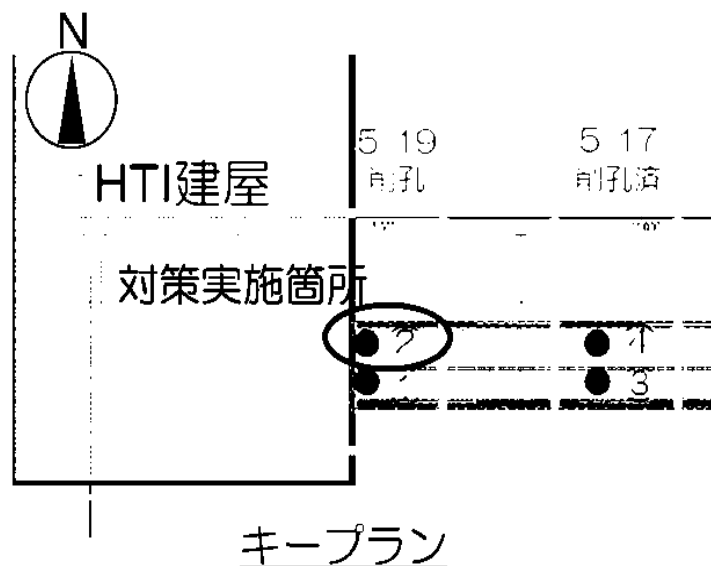
3. 地下水流入箇所

カメラ調査によりグラウト注入用のケーシングを入れるための掘削孔とグラウト注入用ケーシングの隙間から地下水が流入していることを確認した。(想定流入水量 約12t/h)

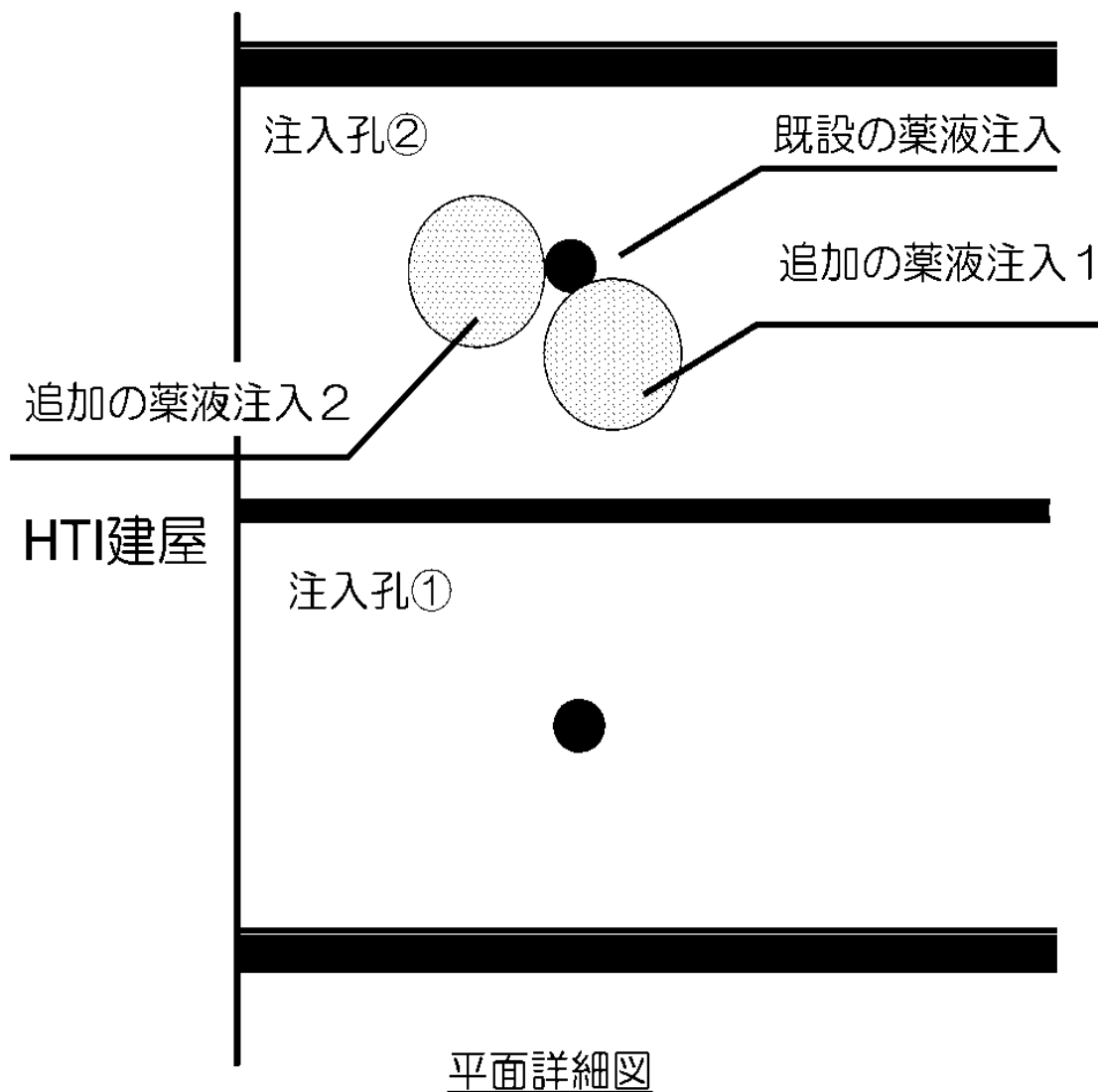


4-1 地下水流入に対する初期対策（薬液注入）

薬液注入による止水効果が不十分であると考えられることから、5/20末明より地下水流入が確認されたN○②注入孔の周囲に追加の薬液注入を実施。→効果が確認されず

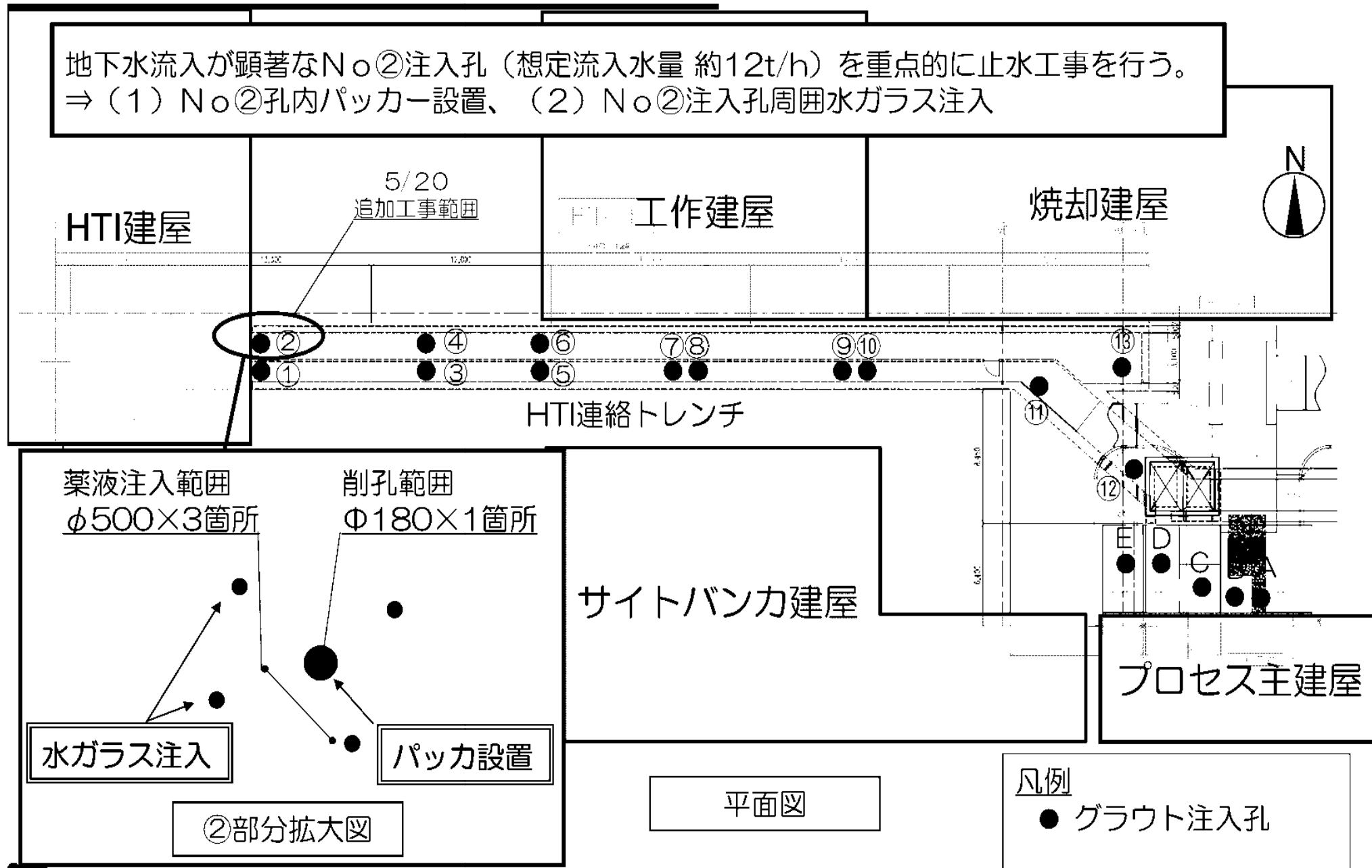


施工写真



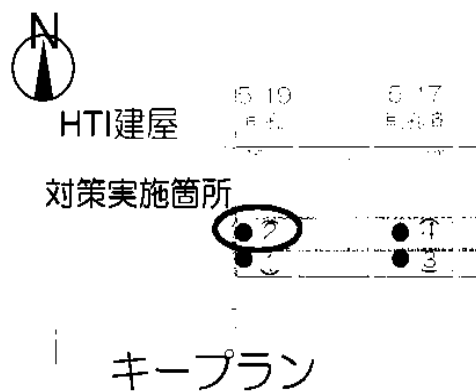
4-2. 地下水流入に対する対策実施箇所（孔内パッカー設置）

地下水流入が顕著なNo②注入孔（想定流入水量 約12t/h）を重点的に止水工事を行う。
⇒（１）No②孔内パッカー設置、（２）No②注入孔周囲水ガラス注入

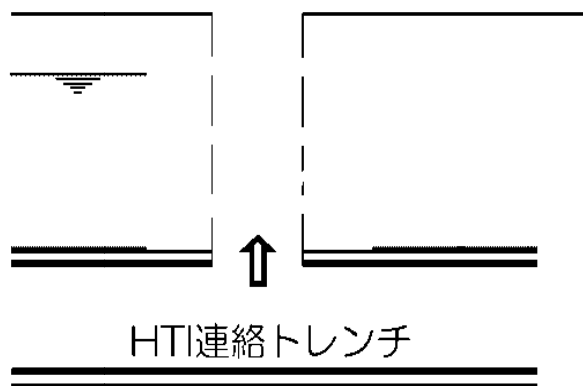


4-2. パッカー止水工法施工手順

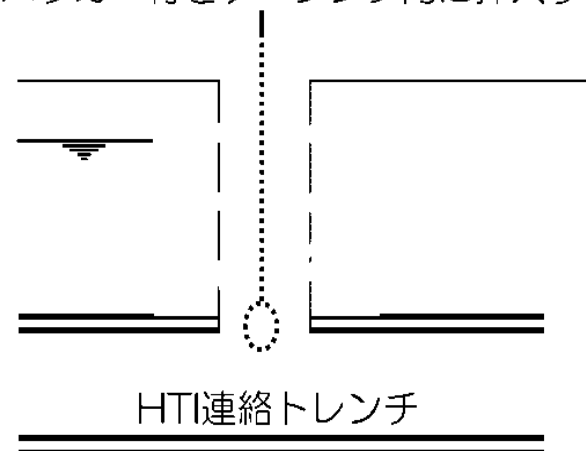
パッカーによりコア抜き開口を閉塞し、水の流れを止めた上で水ガラス注入により止水を行う。
(5/21 No②注入孔内へのパッカー設置)



①ケーシングを持ち上げる



②パッカー材をケーシング内に挿入する

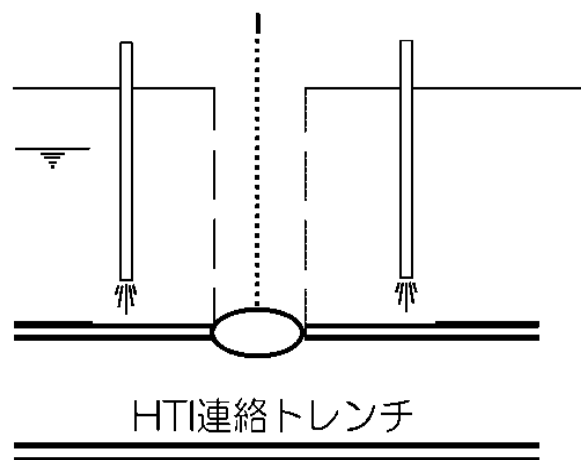


ケーシング孔内写真

③パッカーに急結材を流し込み
パッカーを膨張させ開口を閉塞する



④周囲に水ガラスを注入し止水する



5. パッカーによる止水結果

■No②注入孔内へのパッカー設置

パッカーによるコア抜き開口の閉塞を行った結果、地下水の流入はほぼ無くなったことを確認した。
(5/21 3:1 1 現場確認実施)

3:02 パッカー膨張開始 (OP5300より地下水流入があり、パッカーはその付近に設置)

3:11 パッカー膨張完了。

地下水位 OP 7.5m【GL-2.8m】，水音が無くなったことを確認。

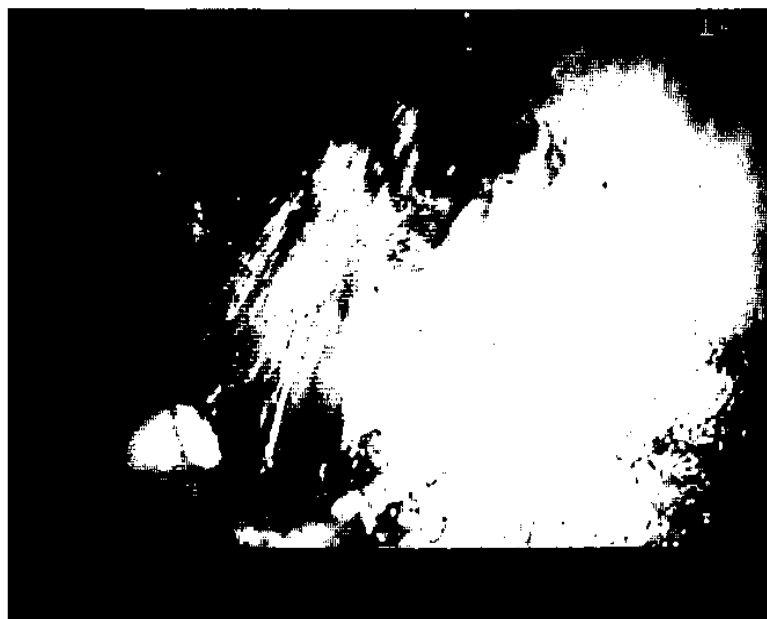


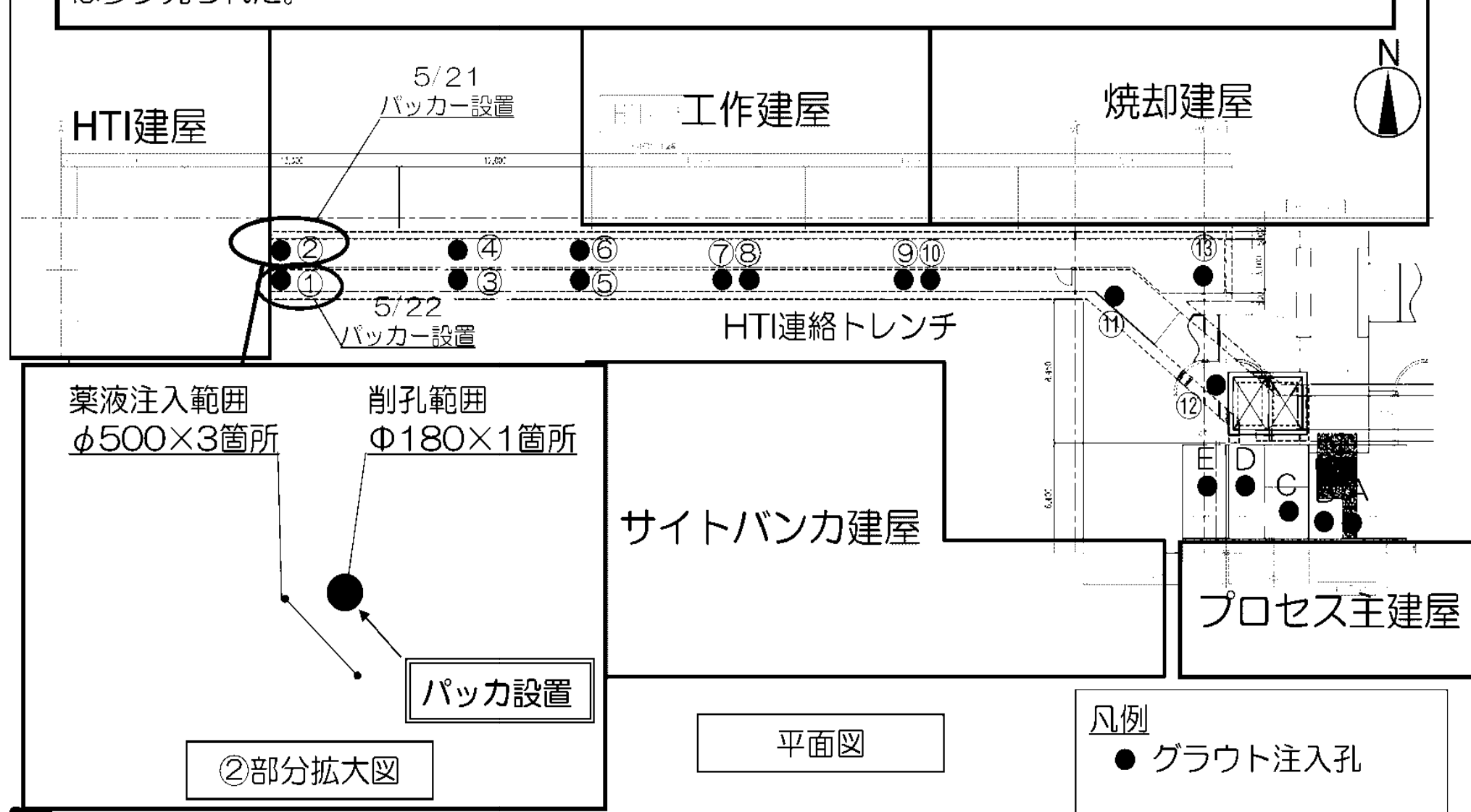
写真1 作業開始前



写真2 パッカー膨張（閉止）状況

6. 地下水流入に対する対策実施箇所（孔内パッカー設置）

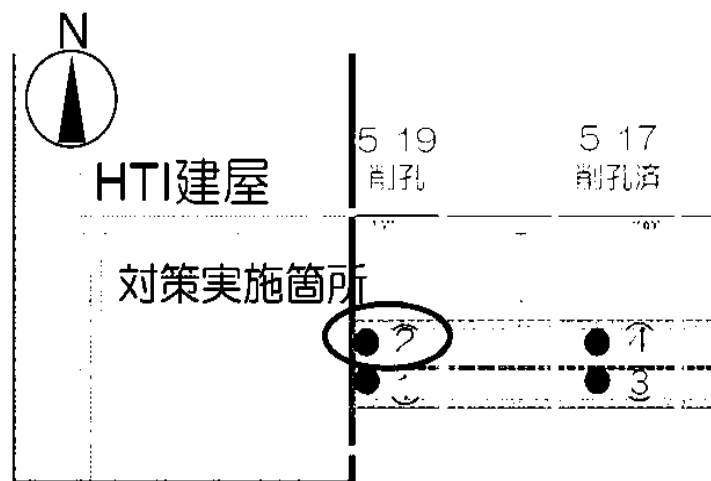
孔内パッカー設置（5/28現在：No①②③設置済み）を実施することで、地下水の流入抑制効果は多少見られた。



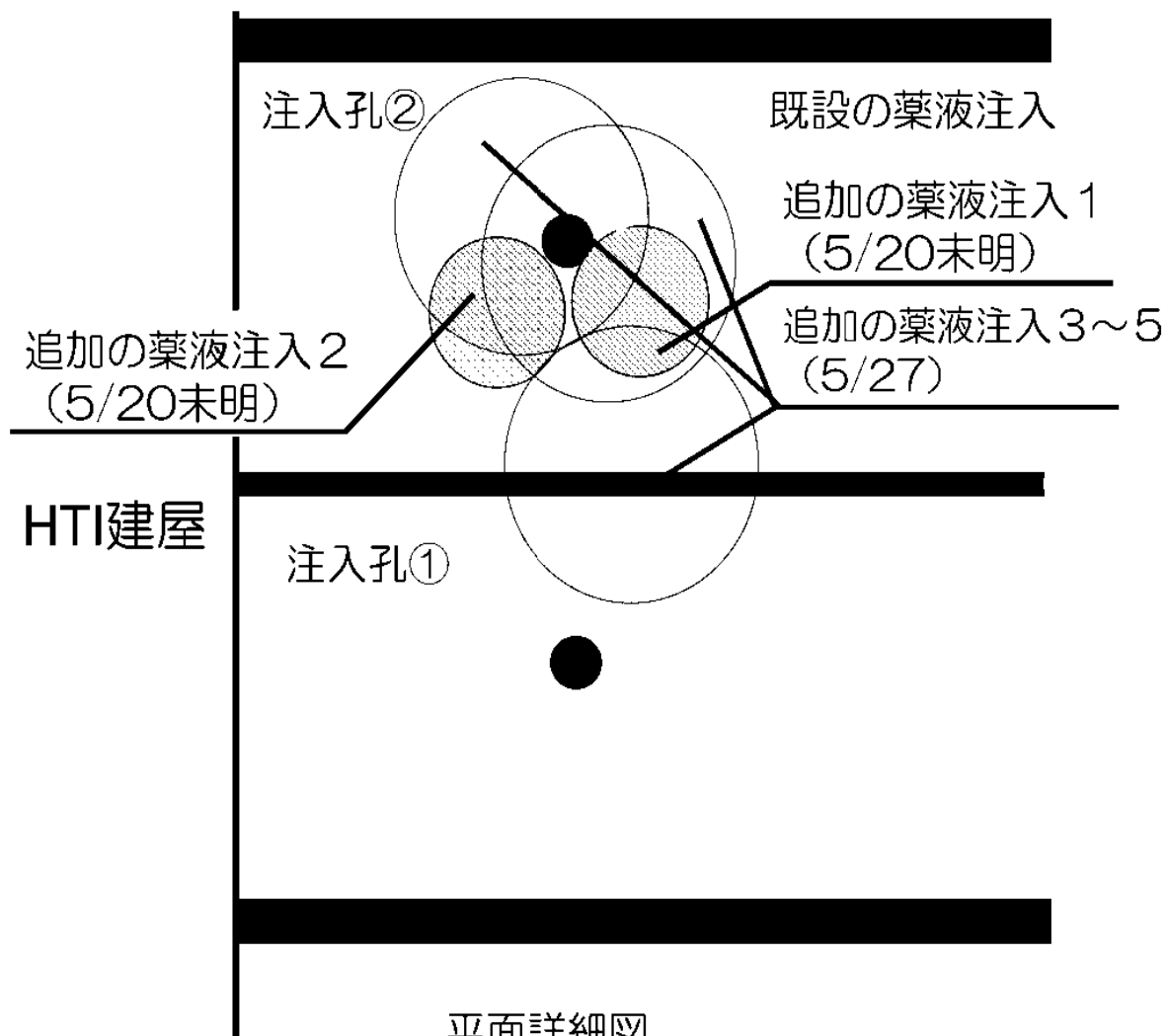
7. 地下水流入に対する対策（薬液注入）

薬液注入による止水効果が不十分であると考えられることから、5/20未明より地下水流入が確認されたN○②注入孔の周囲に追加の薬液注入を実施。（5/20未明）

→ 効果が確認されなかったため、さらなる追加の薬液注入3～5を実施（5/27実施済）



施工写真



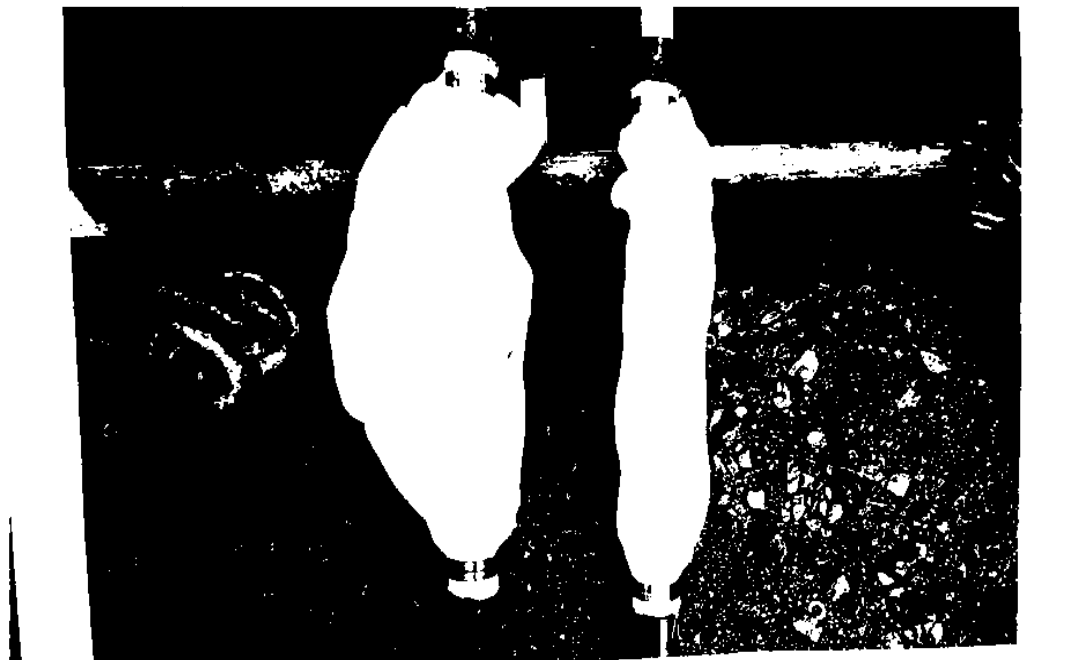
平面詳細図

8. まとめ

■実施した対策と効果

- ・ N o ②注入孔付近を薬液注入を実施したが、効果を得られなかった。
- ・ N o ①②③注入孔内にパッカーを設置することで止水効果は多少見られたが、地下水の流入は継続している。
- ・ 地下水の流入量が多かったN o ②注入孔周囲に薬液注入の追加を実施したことにより、大旨事象発生前の状態に戻ったと考えられる。

参考) パッカー写真



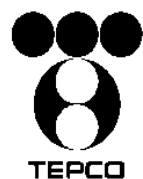
[illegible]

[illegible]

タービン建屋東側における 地下水及び海水中の放射性物質濃度の状況について

平成26年5月29日

東京電力株式会社



東京電力

モニタリング計画（サンプリング箇所）

- □ 港湾内への影響の監視
- □ 地下水濃度の監視

- □ 海洋への影響をモニタリング
- □ 港湾内の放射能濃度の分布をモニタリング

測定項目及び頻度

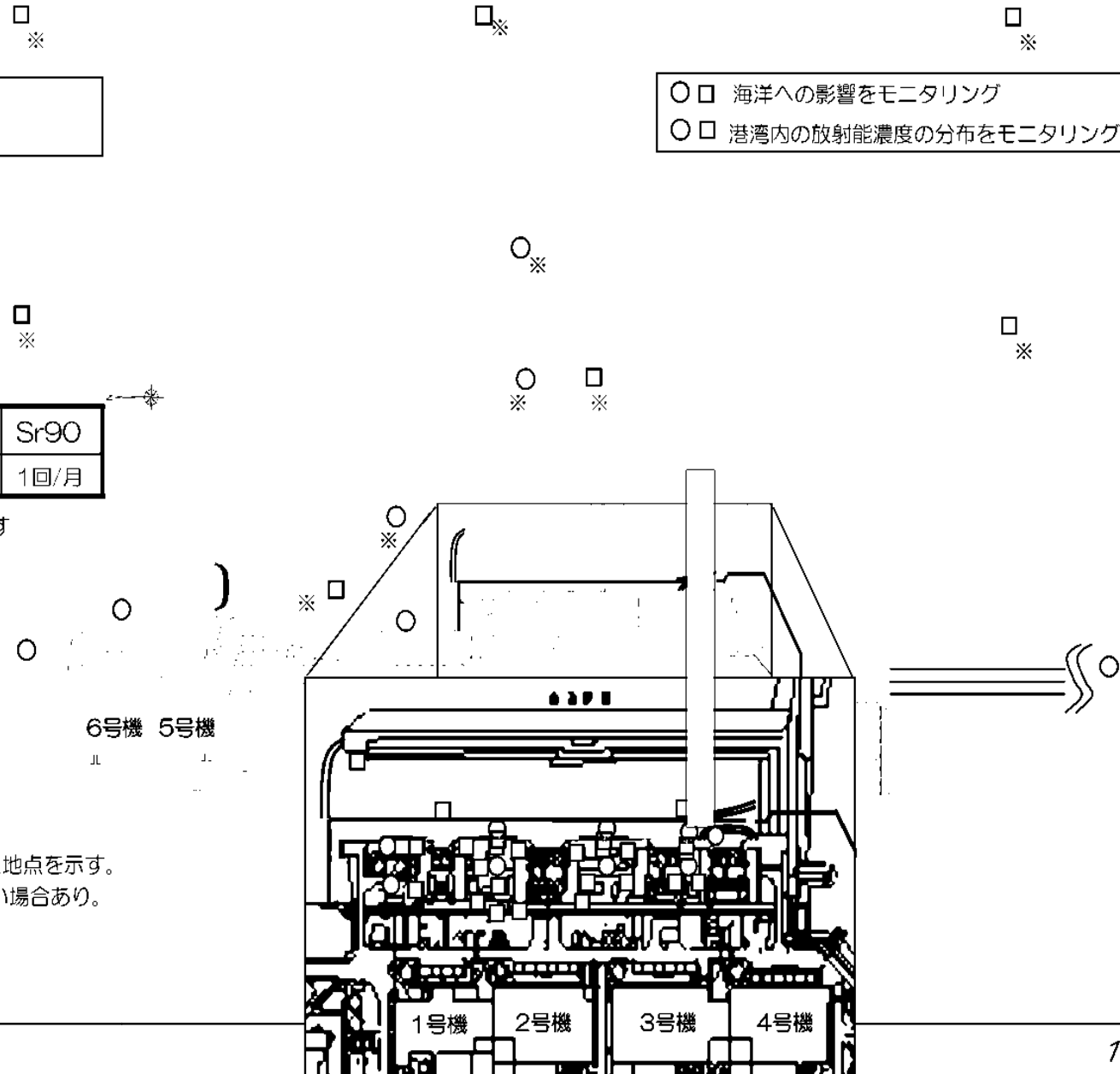
γ線	全β	H-3	Sr90
1回/週	1回/週	1回/週	1回/月

※必要に応じて測定頻度を見直す

- は継続地点、□は追加した地点を示す。
- ※：天候により採取できない場合あり。
- シルトフェンス
- 海側遮水壁

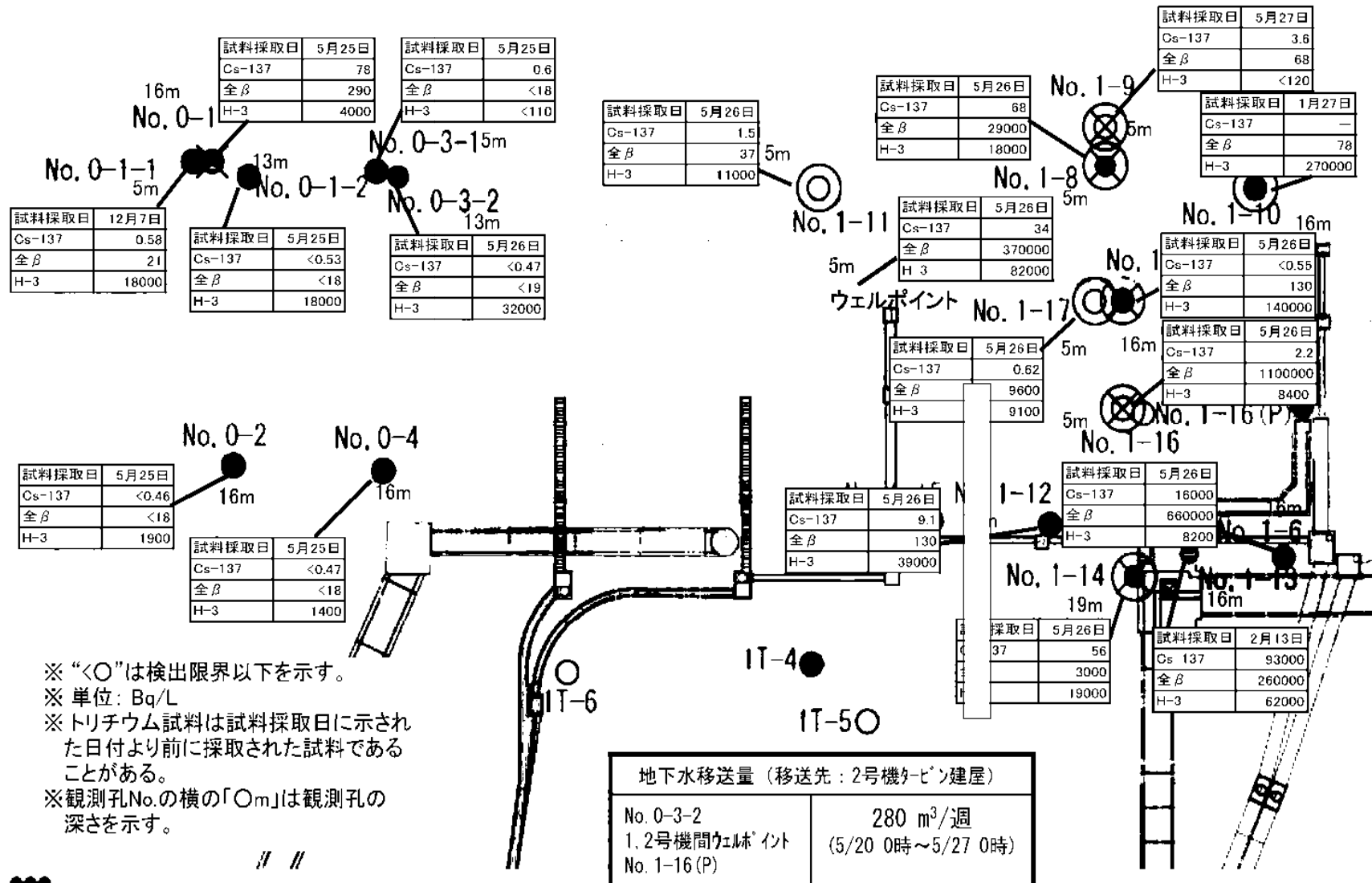


東京電力



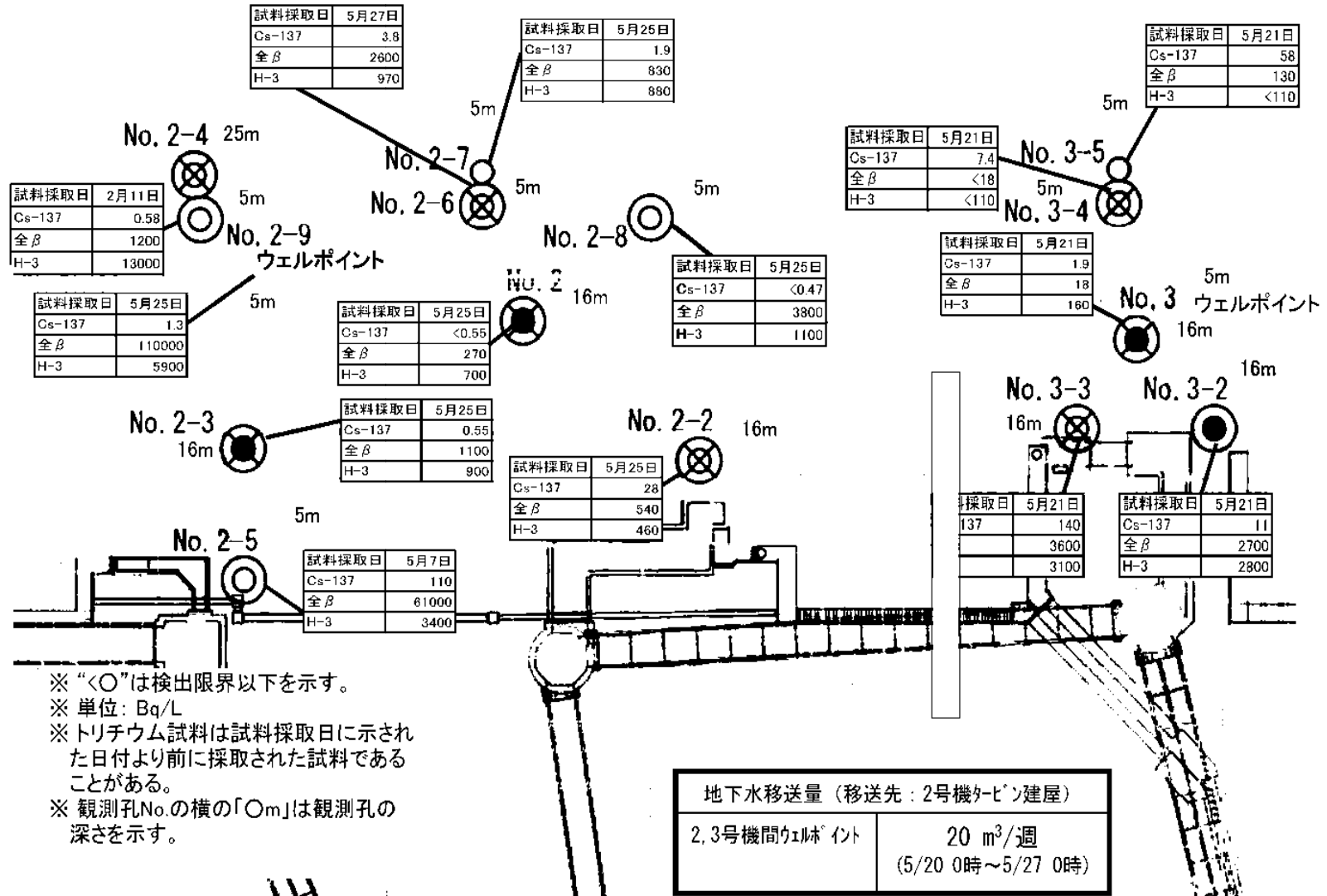
タービン建屋東側の地下水濃度 (1/2)

<1号機北側、1,2号機取水口間>



タービン建屋東側の地下水濃度 (2/2)

<2,3号機取水口間、3,4号機取水口間>



タービン建屋東側の地下水濃度の状況(1/2)

<1号機北側エリア>

- H-3濃度が高い海側のNo.0-3-2 で、12/11より開始した地下水汲み上げによる効果を継続監視（1m³/日）。4/7以降、30,000Bq/L台となり、5/8に18,000Bq/Lまで低下したが、5/15以降、30,000Bq/L台。
- 3月以降、エリア全体でH-3濃度が低下。

<1,2号機取水口間エリア>

- 1,2号機間ウェルポイントは、H-3、全β濃度が十万Bq/L台と高い状況。
- No.1-16は、1/30に全β濃度が310万Bq/Lまで上昇したが、2月中旬より低下に転じて100万Bq/L台で推移し、4/7以降100万Bq/Lを下回っていたが、5月より100万Bq/L前後で推移。1/29より開始したNo.1-16(P)の地下水汲み上げによる効果を継続監視（1m³/日）。

タービン建屋東側の地下水濃度の状況(2/2)

<2,3号機取水口間エリア>

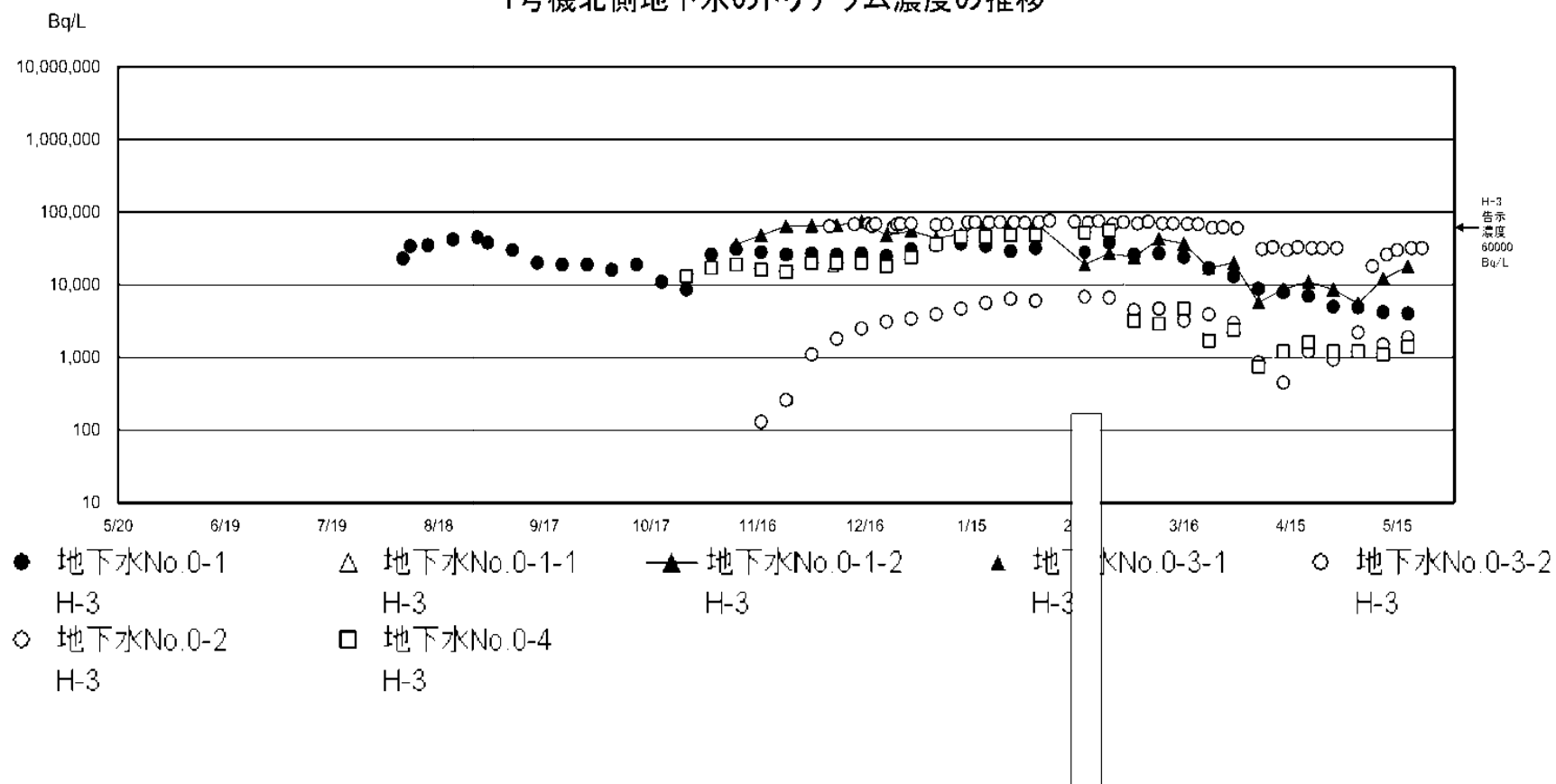
- 2,3号機取水口間は、北側（No.2-5、ウェルポイント北側）で全 β 濃度が高い状況。
- No.2、No.2-2、No.2-3、No.2-6では、全 β 、H-3濃度とも横ばいで推移し、上昇は見られていない。
- 南側の汚染状況を確認するため、No.2-8で採水を開始。エリア中央のNo.2-6と同程度の濃度であったが、全 β 濃度が上昇し、4,000Bq/L程度で横ばい。
- 地盤改良の外側のNo.2-7は、全 β 濃度が上昇し、1,000Bq/L程度で推移。
- 地下水濃度の高い北側で、ウェルポイント北側の地下水汲み上げによる効果を継続監視（12/8～2/13：2m³/日、2/14～：4m³/日）。
- 下部透水層で採水するためNo.2-4を追加。Cs-137、H-3は検出されていない。全 β は検出されていない。

<3,4号機取水口間エリア>

- 各観測孔とも放射性物質濃度は低いレベルで推移。
- 3号機主トレンチの南側分岐トレンチの南側にNo.3-2を追加。全 β 、H-3濃度とも高い時期(昨年7月)のNo.3と同レベル。
- 同じく北側にNo.3-3を追加。No.3-2に比べ、Cs-137濃度が高い。

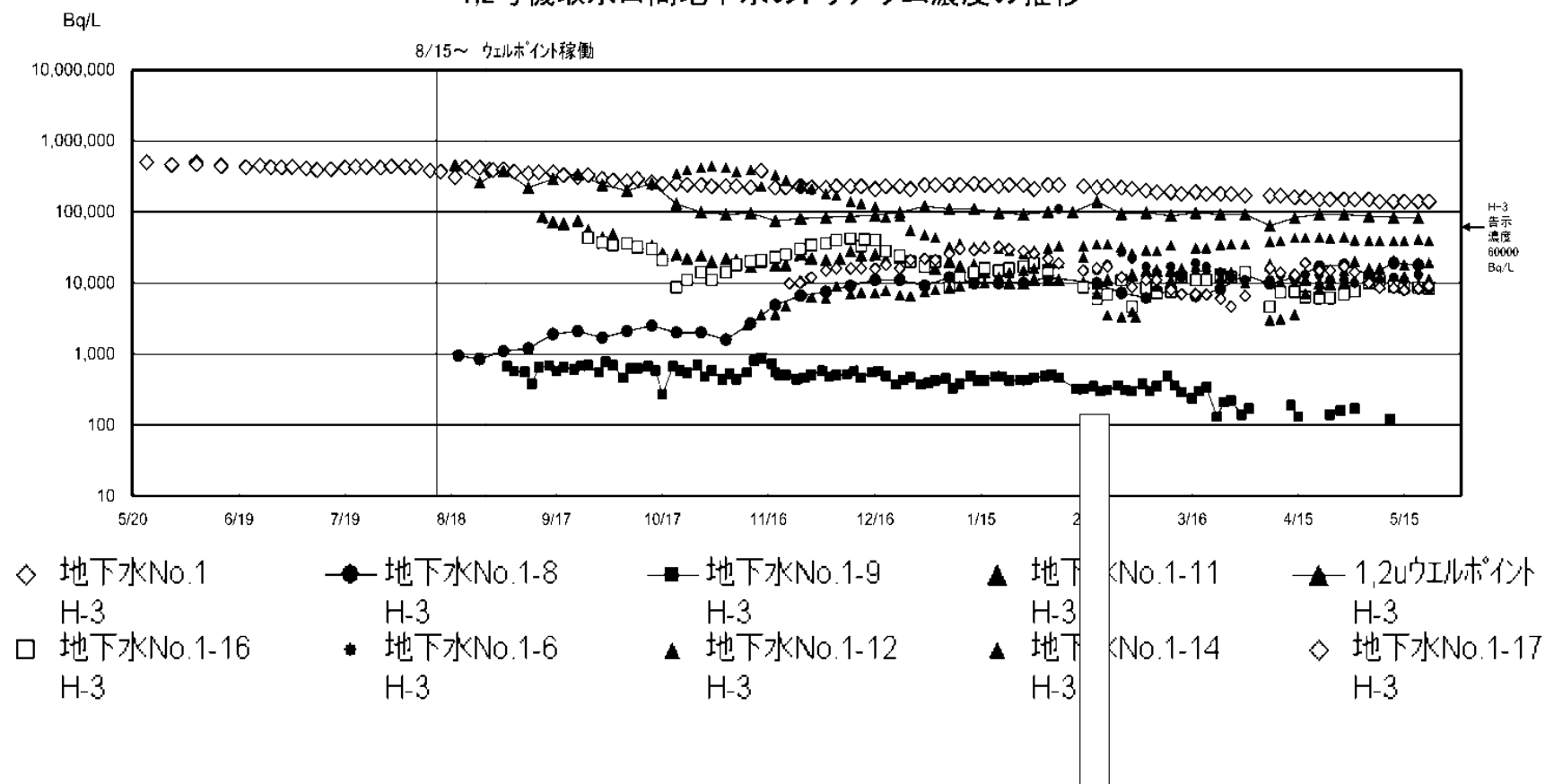
地下水のトリチウム濃度推移(1/4)

1号機北側地下水のトリチウム濃度の推移



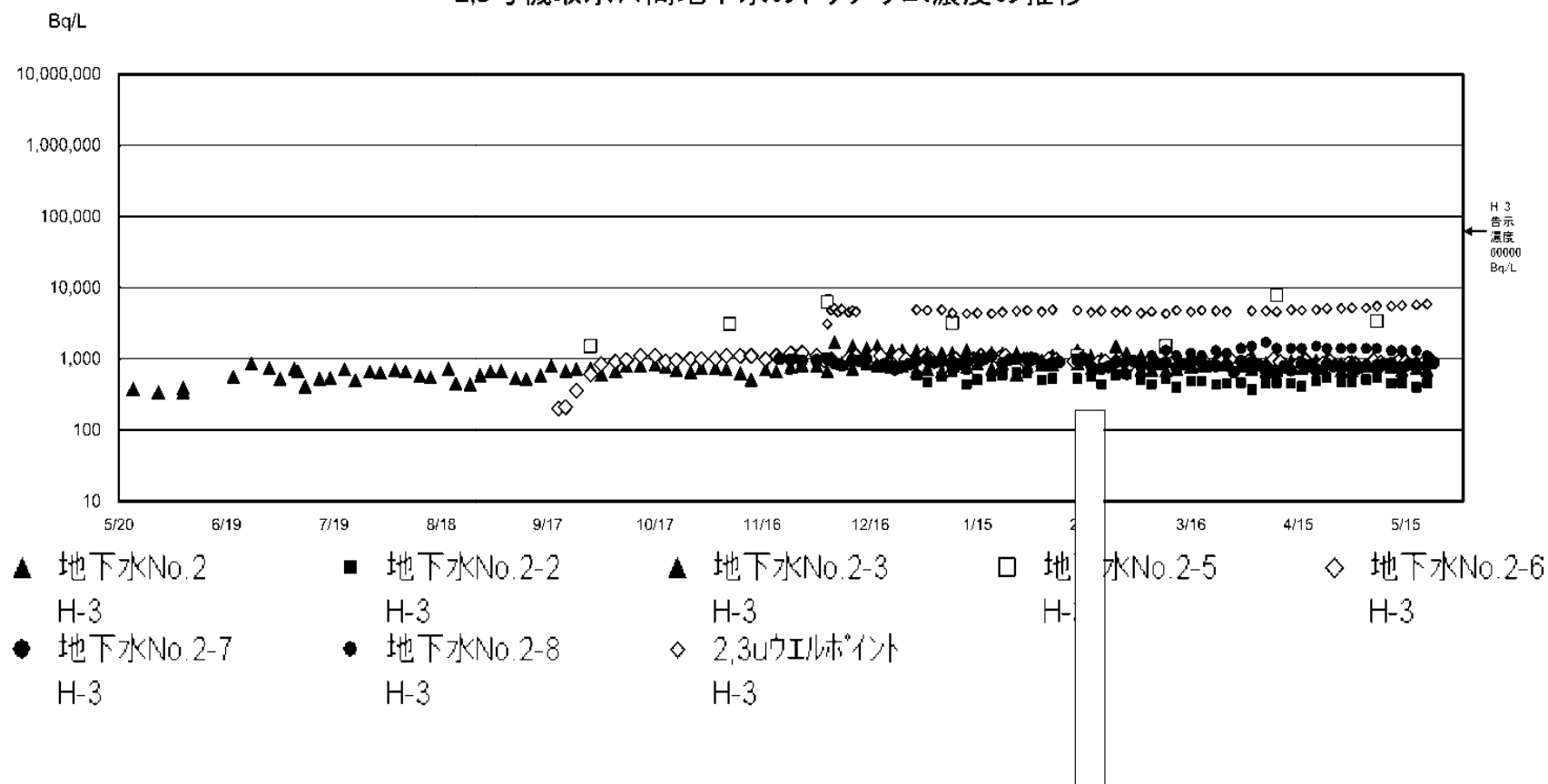
地下水のトリチウム濃度推移(2/4)

1,2号機取水口間地下水のトリチウム濃度の推移



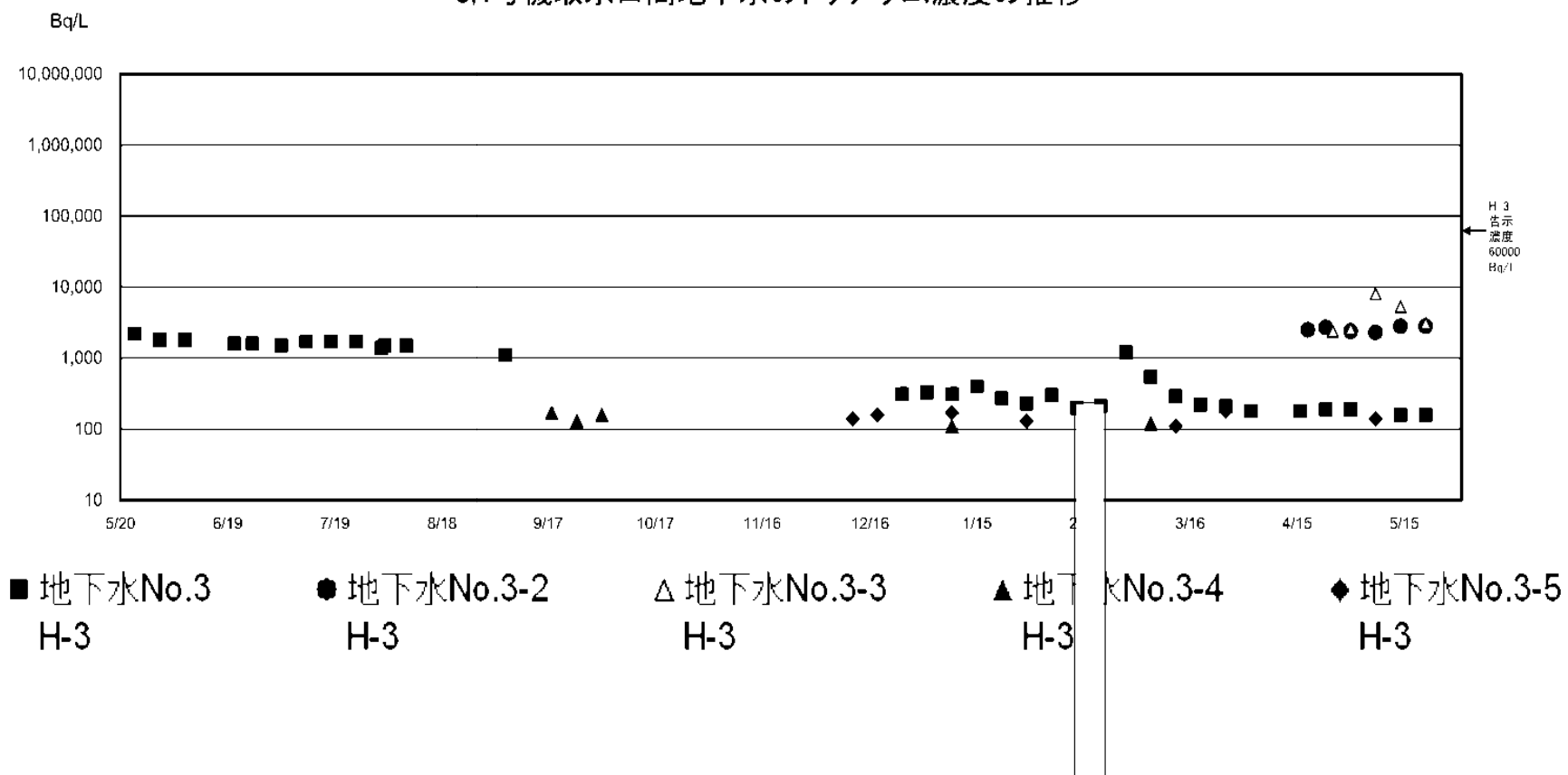
地下水のトリチウム濃度推移(3/4)

2,3号機取水口間地下水のトリチウム濃度の推移



地下水のトリチウム濃度推移(4/4)

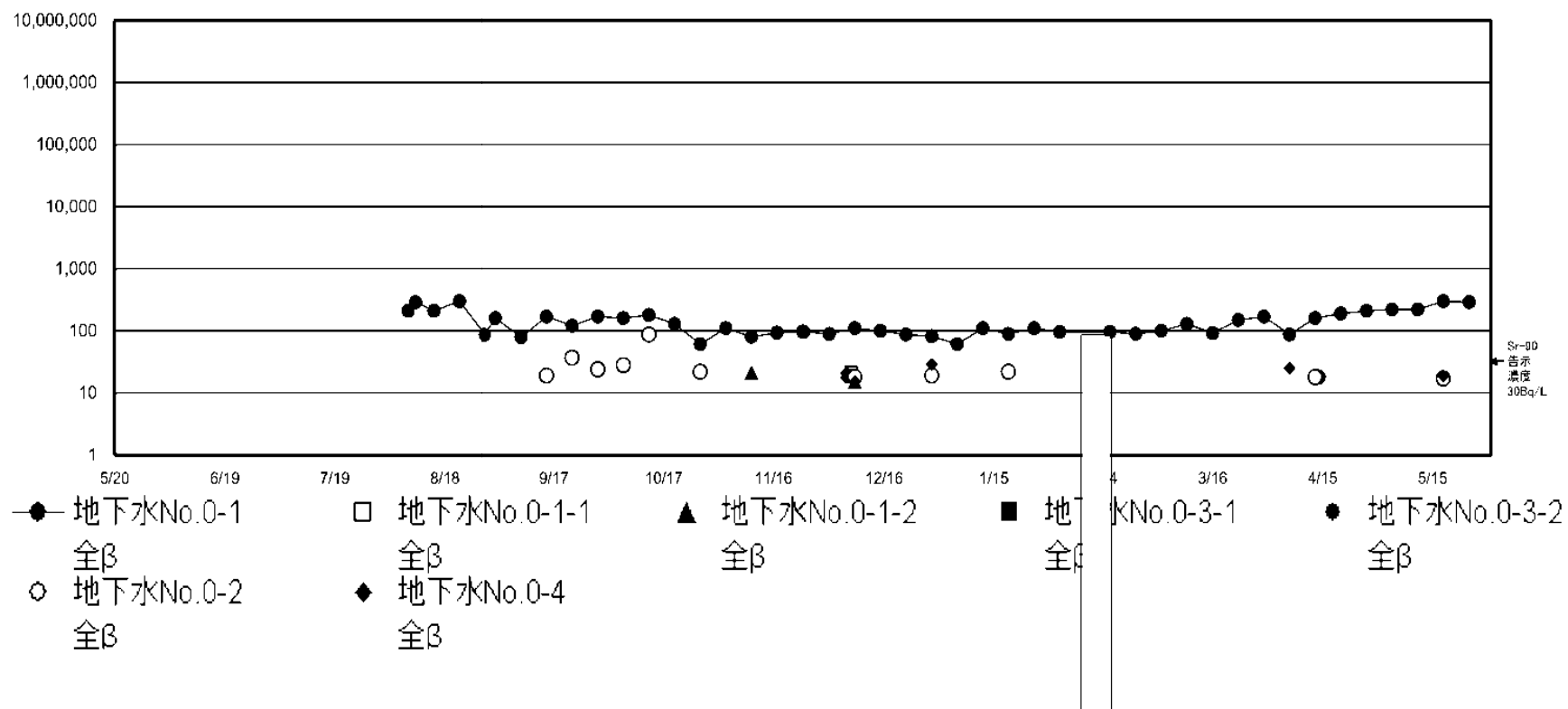
3,4号機取水口間地下水のトリチウム濃度の推移



地下水の全ベータ、ストロンチウム濃度推移(1/4)

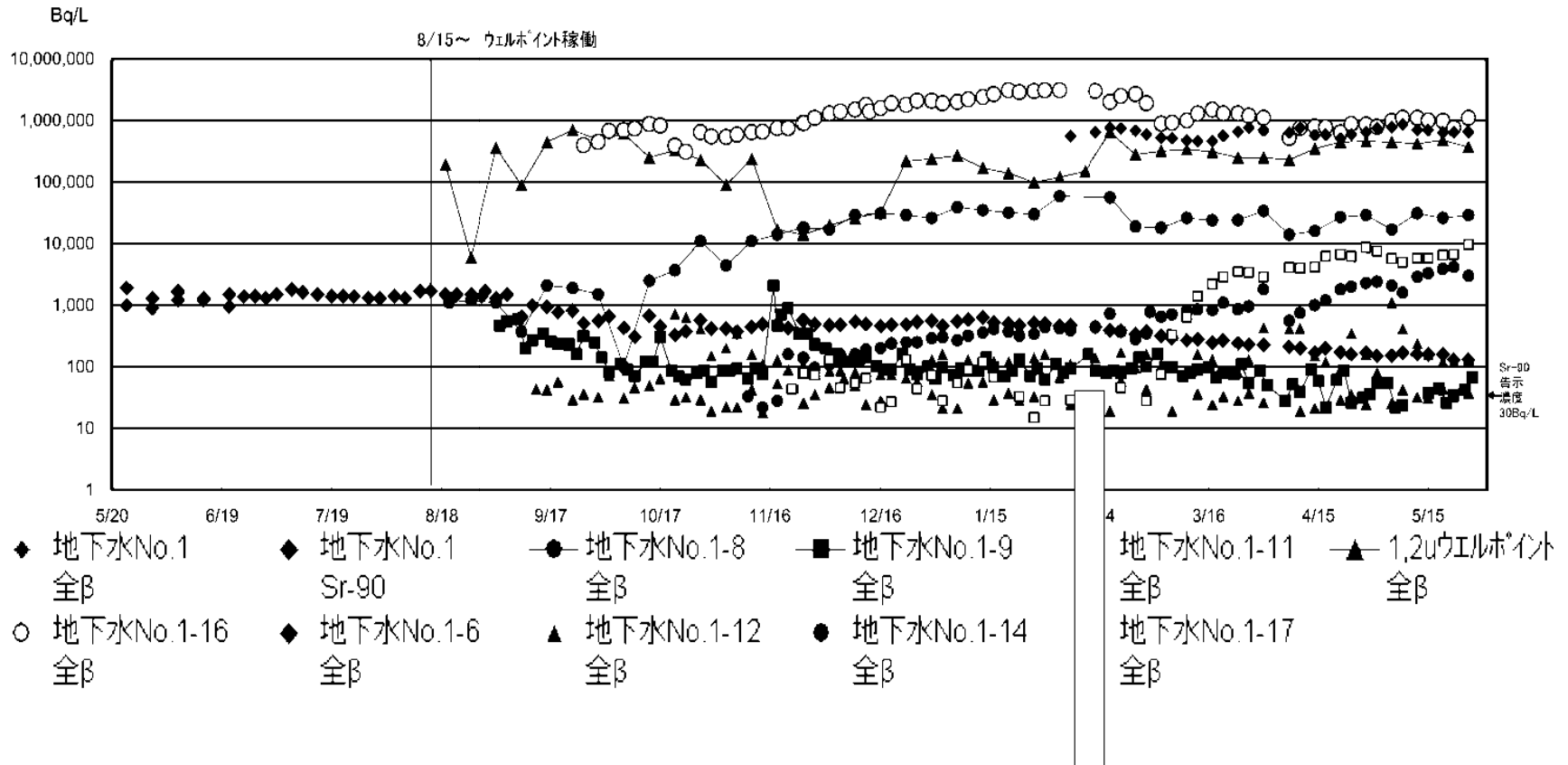
Bq/L

1号機北側地下水の全ベータ、ストロンチウム濃度の推移

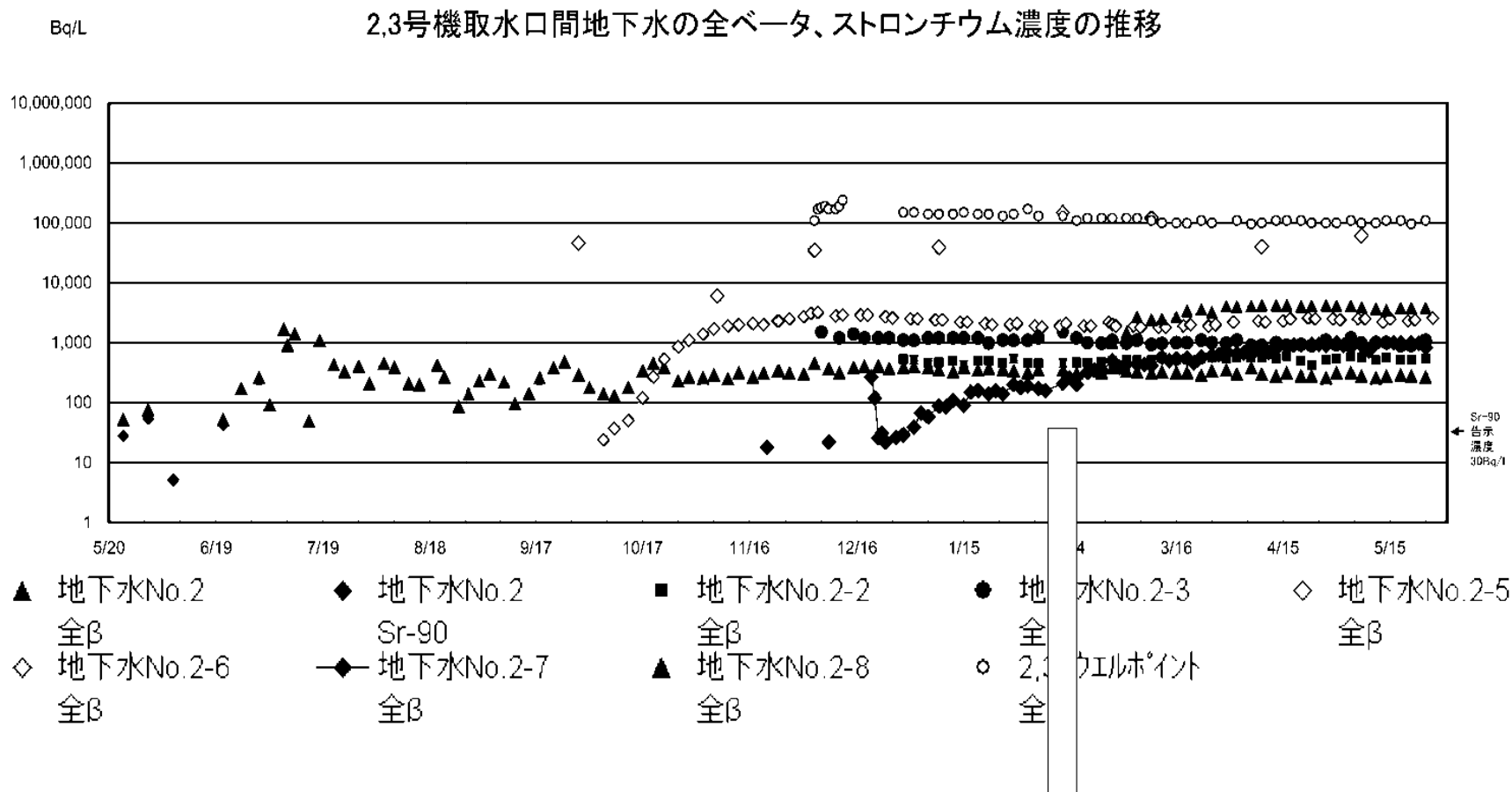


地下水の全ベータ、ストロンチウム濃度推移(2/4)

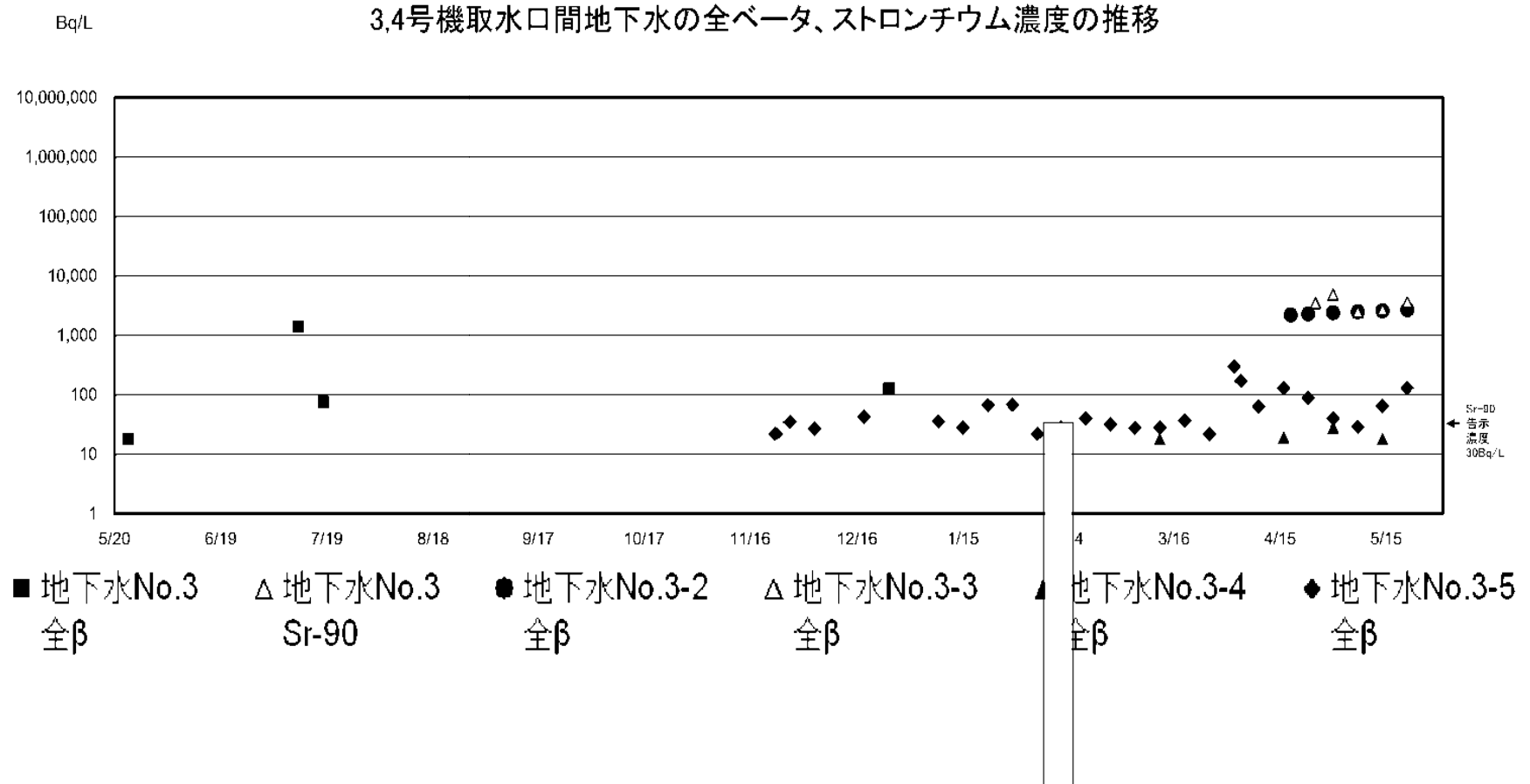
1,2号機取水口間地下水の全ベータ、ストロンチウム濃度の推移



地下水の全ベータ、ストロンチウム濃度推移(3/4)



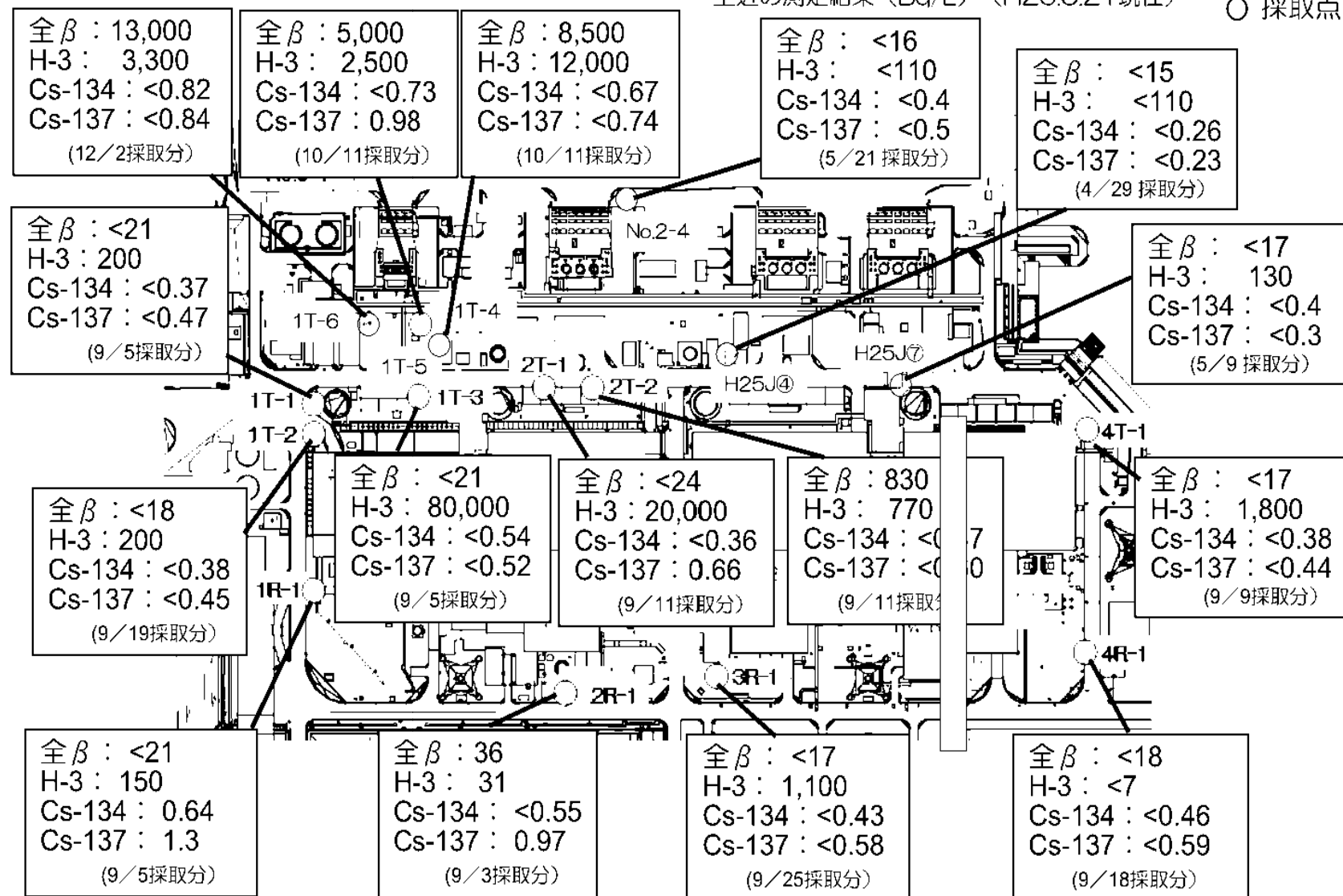
地下水の全ベータ、ストロンチウム濃度推移(4/4)



建屋周辺の地下水濃度測定結果

至近の測定結果 (Bq/L) (H26.5.21現在)

○ 採取点



タービン建屋東側（海側）下部透水層（No.2-4）の水質調査状況について

タービン建屋東側の護岸エリア（2-3号機取水口間）の下部透水層（互層部）地下水の水質調査を実施。

調査結果

単位：Bq/L

場所	採水日	Cs-134	Cs-137	全β	H-3	備考
No.2-4	H26.5.21	ND (0.4)	ND (0.5)	ND (16)	ND (110)	タービン建屋東側（海側）下部透水層（H25J④、H25J⑦）の水質調査で実施した手順と同様、ポンプで観測孔全体の水を入れ替えた後採水を実施

※NDは検出限界値未満を表し、（）内に検出限界値を示す。

【参考】タービン建屋東側（海側）下部透水層（互層部）の水質調査結果

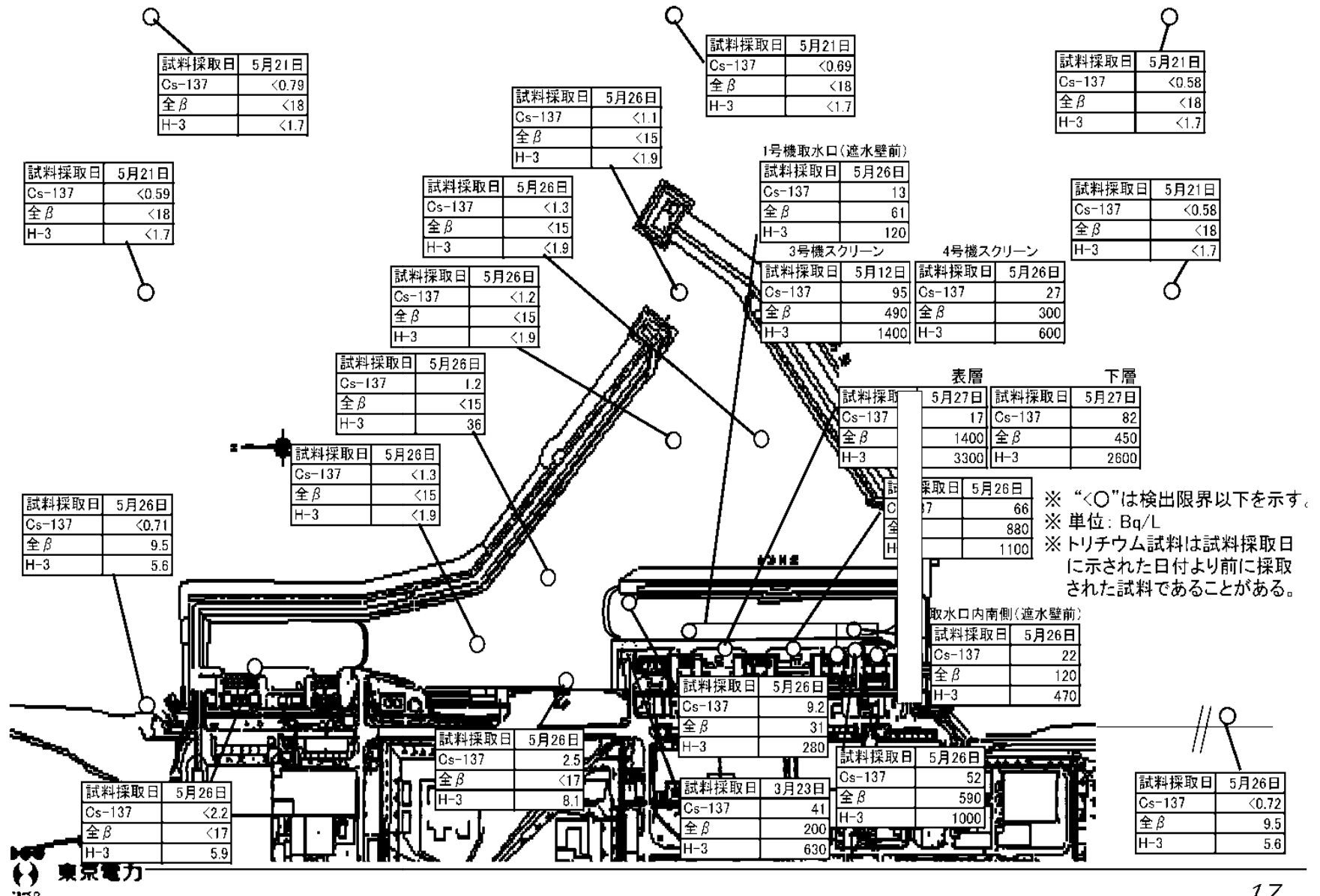
○分析結果

単位：Bq/L

場所	採水箇所	採水日	Cs-134	Cs-137	全β	H-3	採水方法
3号機海側 H25J④	下部透水層 （互層部）	H26.4.29	ND (0.3)	ND (0.2)	ND (15)	ND (110)	ポンプで観測孔全体の水を 入れ替えた後採水
3／4号機 間海側 H25J⑦	下部透水層 （互層部）	H26.1.10	ND (0.4)	ND (0.5)	ND (12)	480	ポンプで観測孔全体の水を 入れ替えた後採水
		H26.1.16	ND (0.4)	1.0	ND (14)	ND (110)	採水器で観測孔上部の水を 手動で採水
			ND (0.4)	ND (0.4)	ND (14)	ND (110)	ポンプで観測孔深部から 少量（10L程度）水をくみ上げ後採水
		H26.5.9	ND (0.4)	ND (0.3)	ND (17)	13	ポンプで観測孔深部の水を 100L程度以上汲み上げ後採水

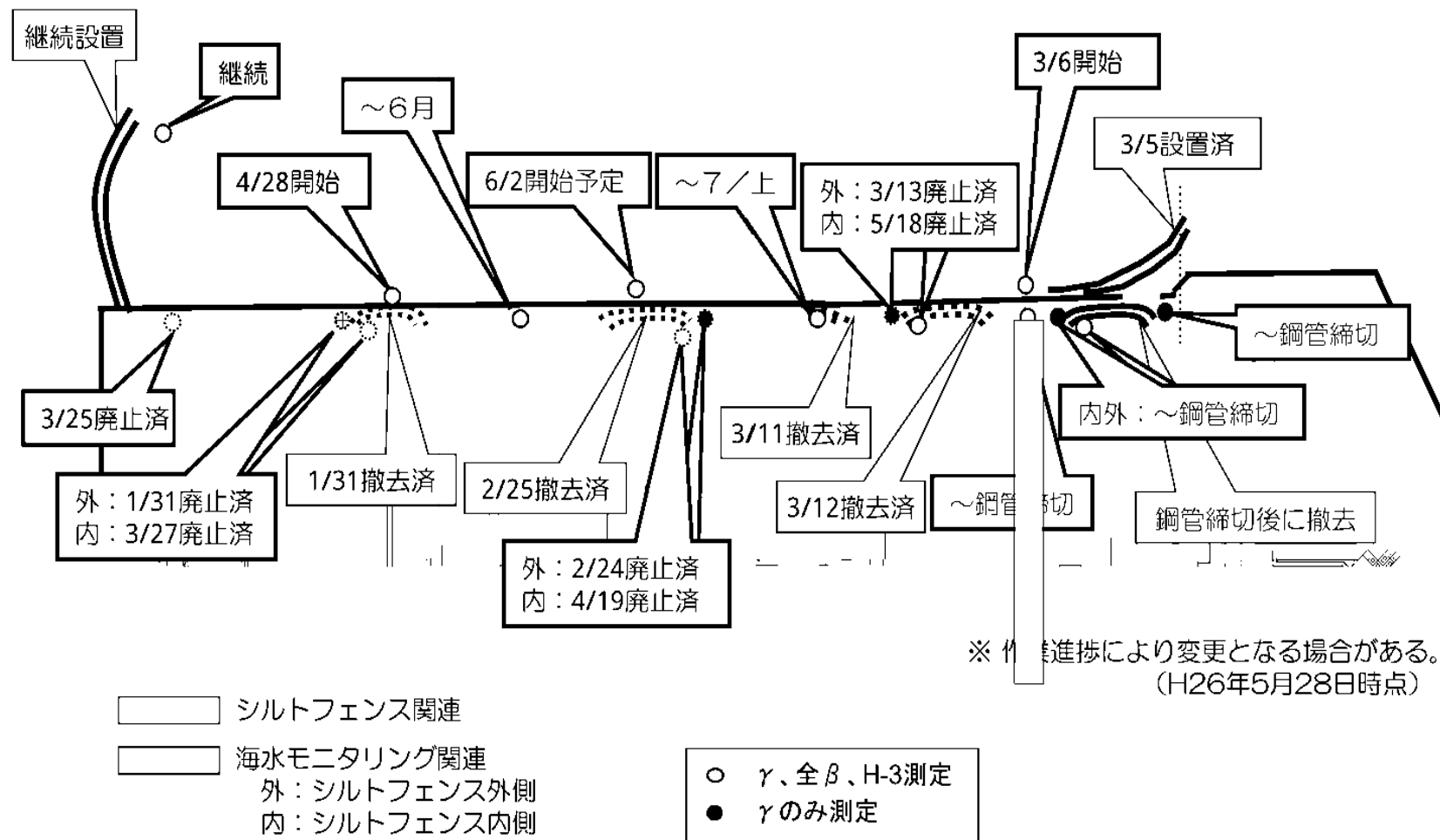
NDは検出限界値未満を表し、（）内に検出限界値を示す。

港湾内外の海水濃度



シルトフェンスの撤去・設置と海水採取点の見直し

○ 海側遮水壁の埋立工事の進捗に伴い、順次、海水の採取点が減少。採取点の見直しを検討。



港湾内外の海水濃度の状況

<1～4号機取水口エリア>

- 1,2号機、2,3号機、3,4号機取水口間のCs-137、H-3、全 β 濃度について、1,2号機間のCs-137濃度を除いて、3月末以降上昇が見られる。
- 遮水壁内側の埋立工事の進捗に伴い、1号機、2号機、3号機取水口前のシルトフェンスを撤去。また、新たに1～4号機取水口南の遮水壁開口部前にシルトフェンスを設置し、その外側で採水を開始(3/6～)。1号機取水口前の遮水壁外側でも採水を開始(4/28～)。
- 遮水壁外側の2箇所のCs-137、H-3、全 β 濃度は、東波除堤北側と同レベル。

<港湾内エリア>

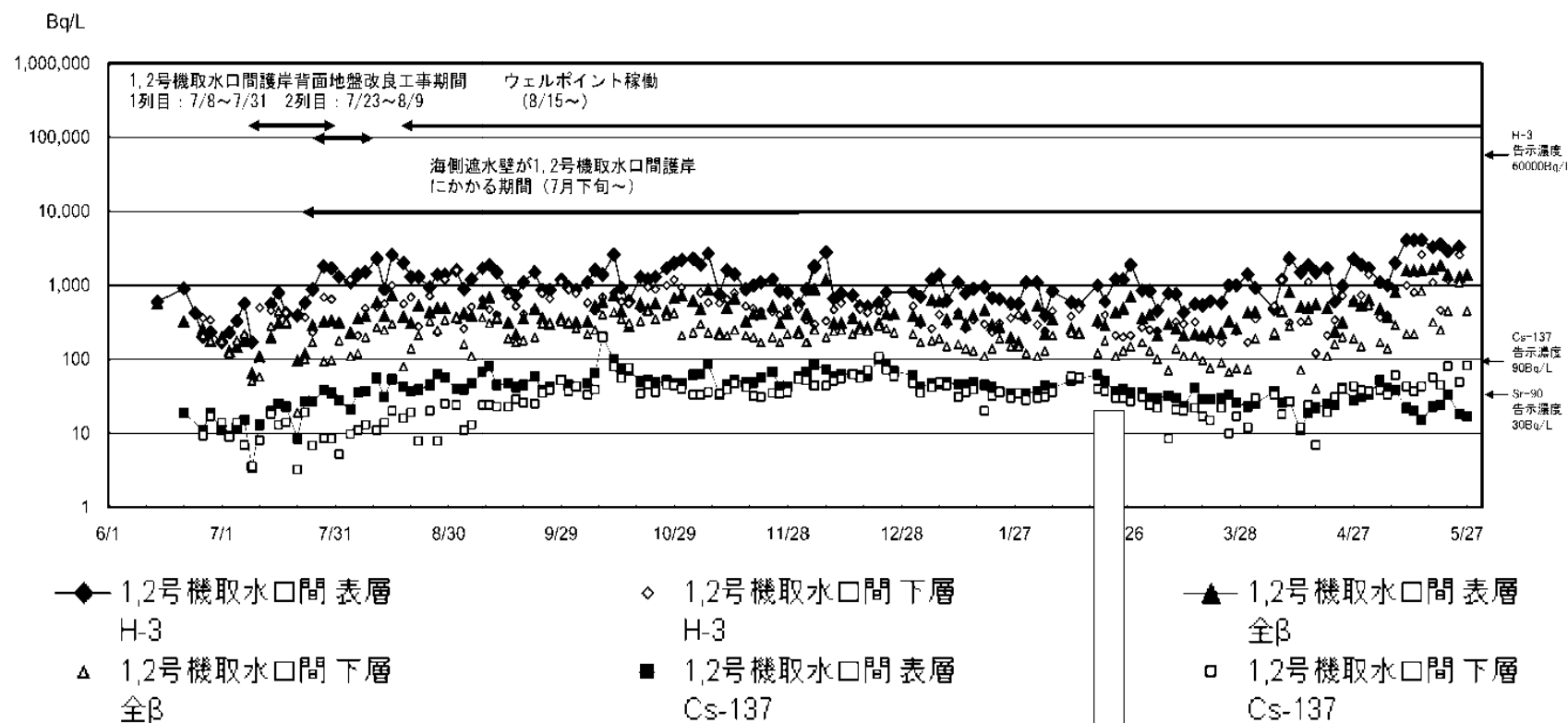
- これまでの変動の範囲で推移。

<港湾口、港湾外エリア>

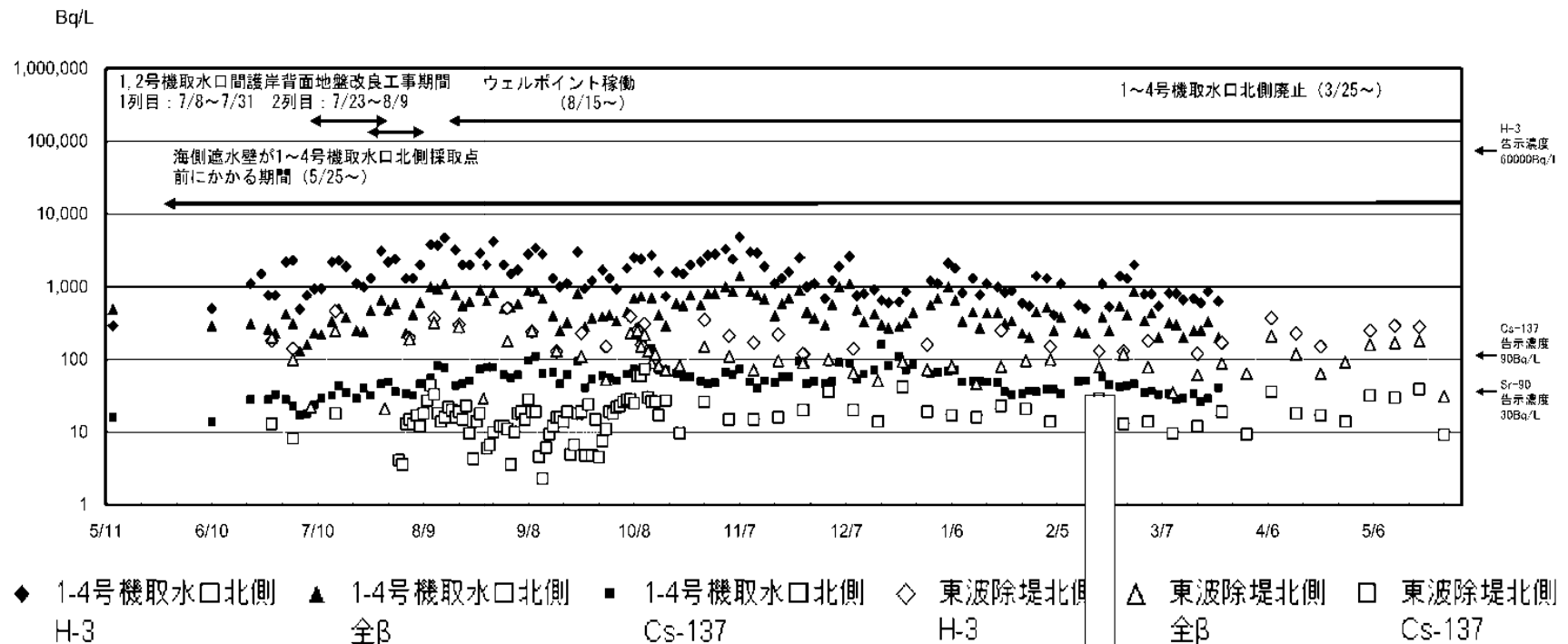
- これまでの変動の範囲で推移。



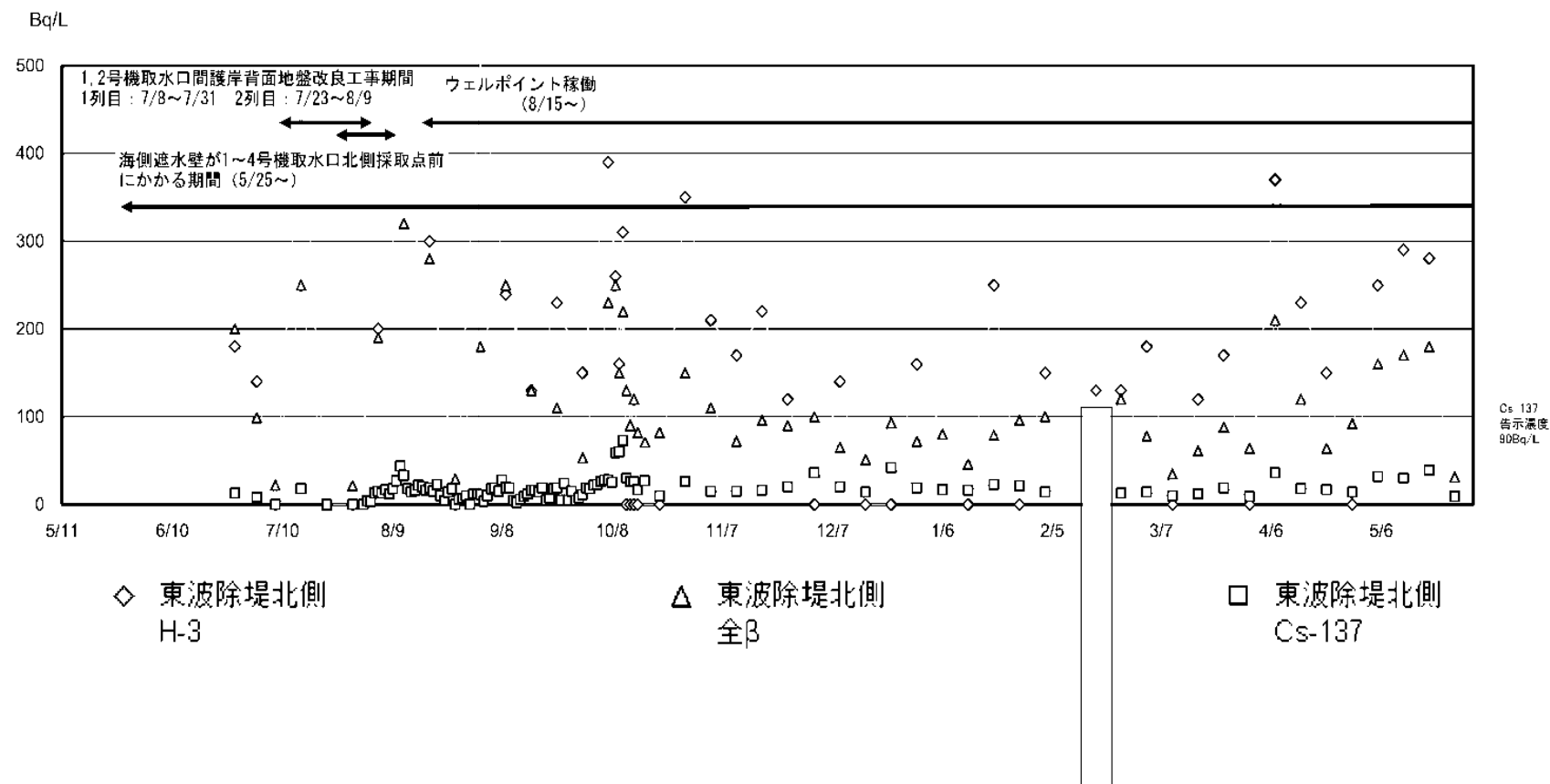
1,2号機取水口間の海水の濃度推移



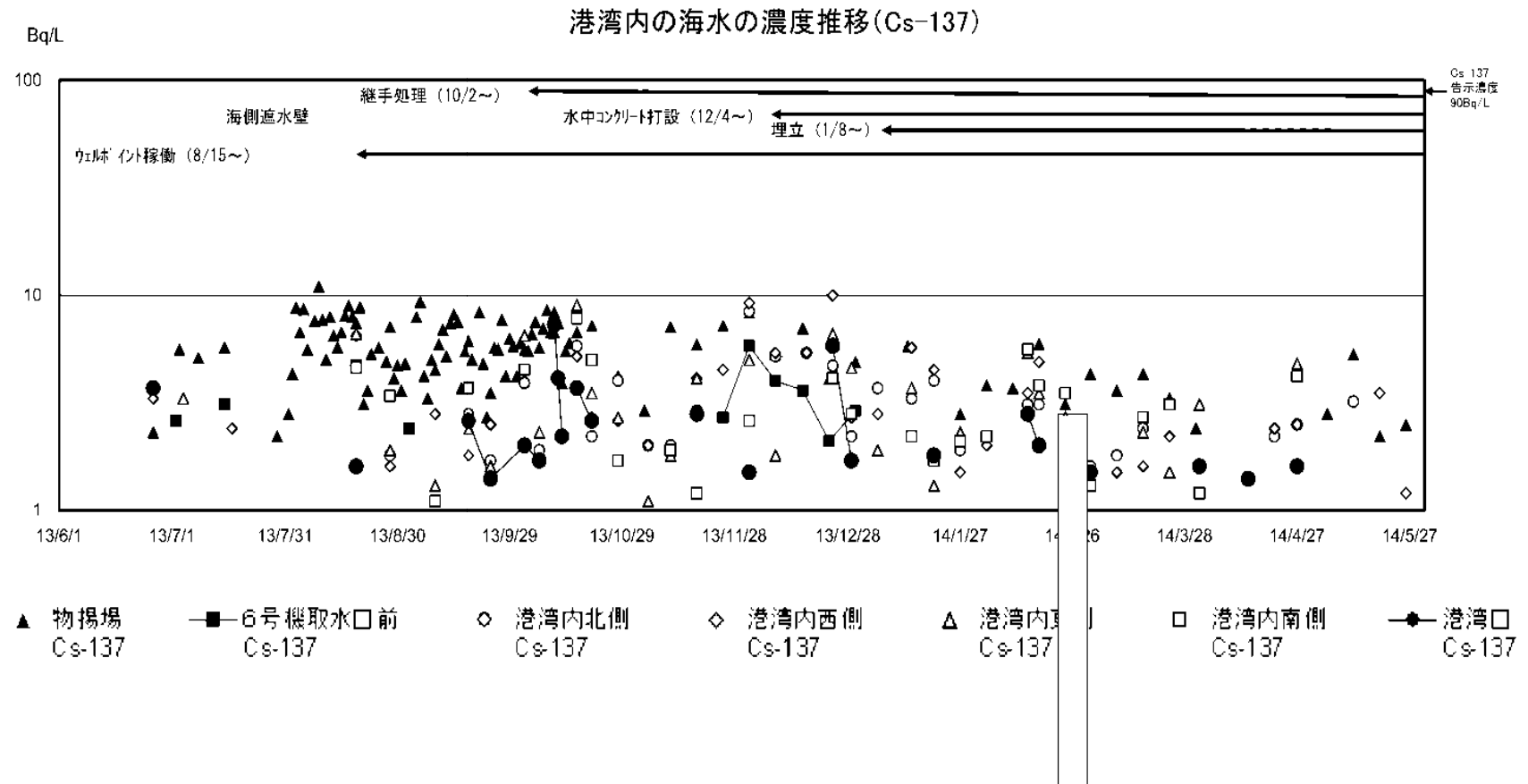
1～4号機取水口北側、東波除堤北側の海水の濃度推移



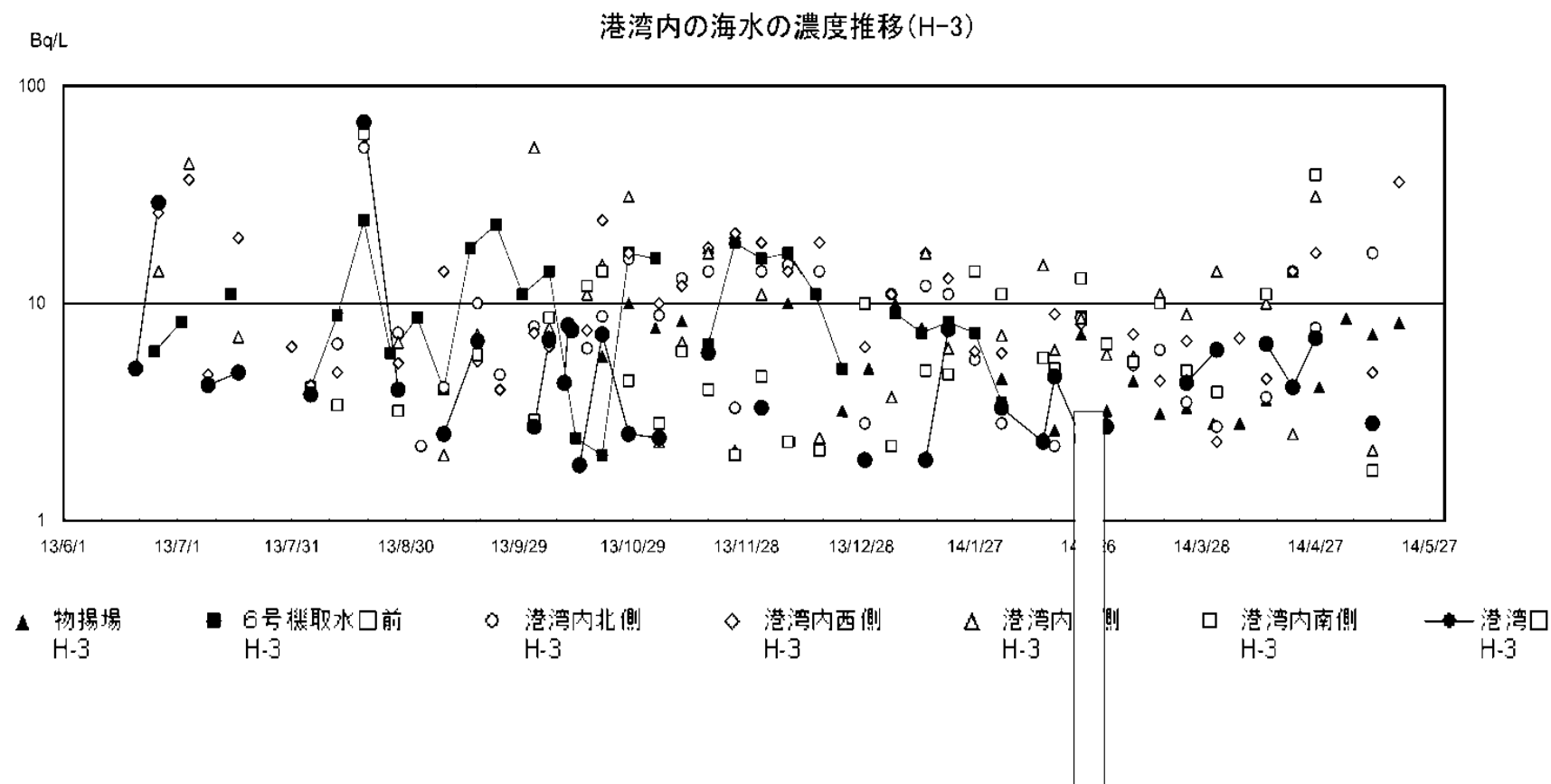
東波除堤北側の海水の濃度推移



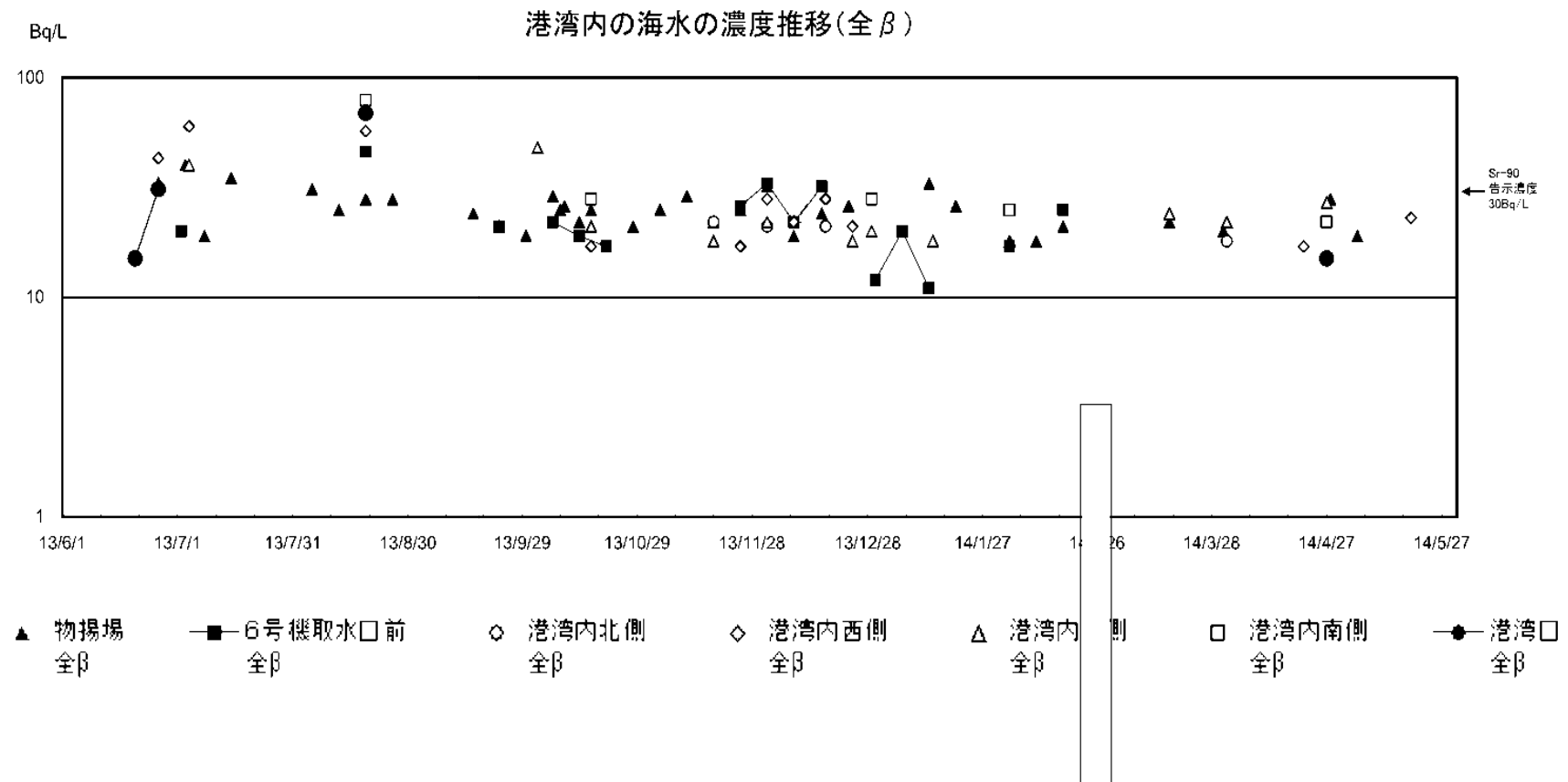
港湾内の海水の濃度推移(1/3)



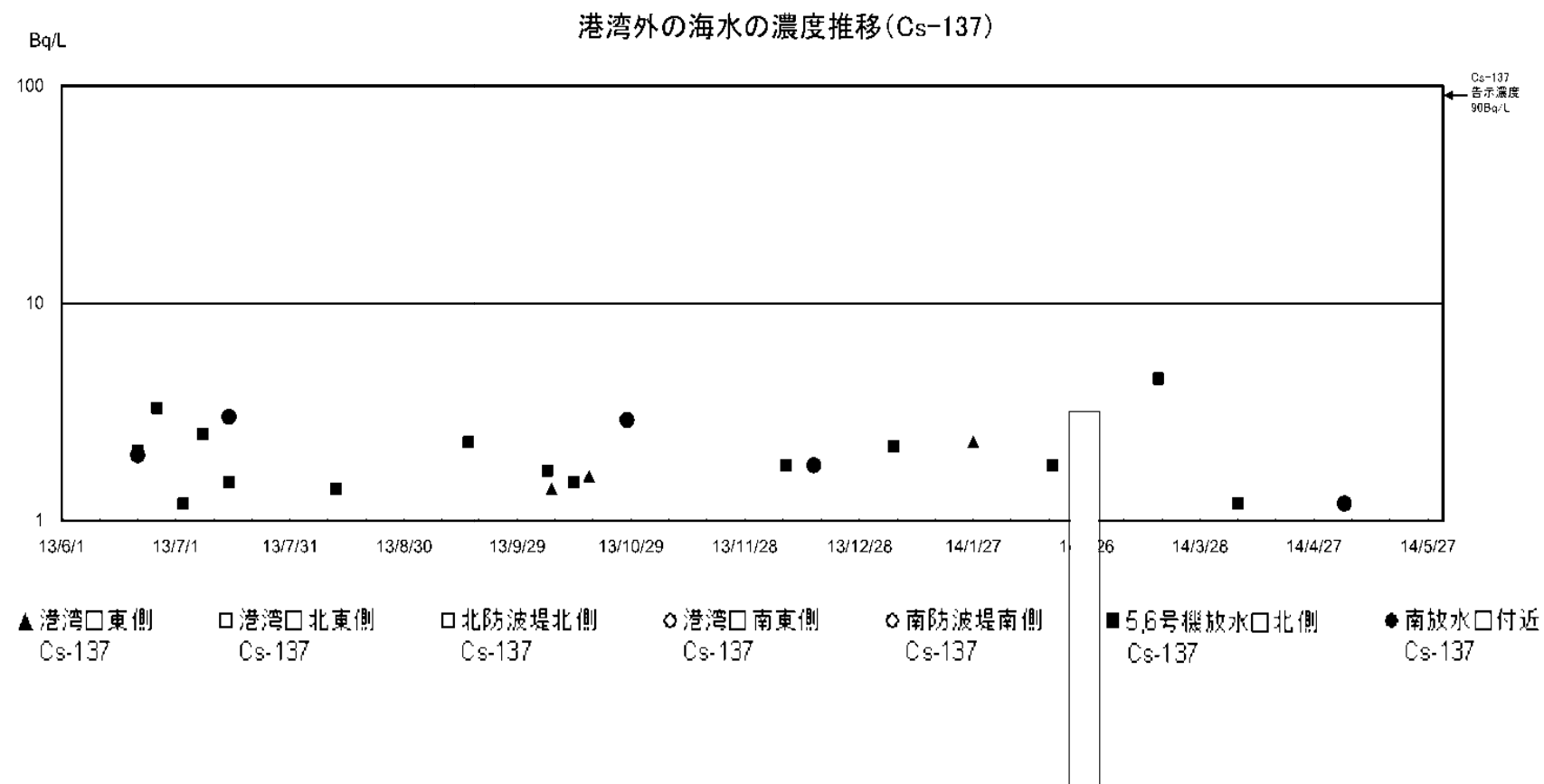
港湾内の海水の濃度推移(2/3)



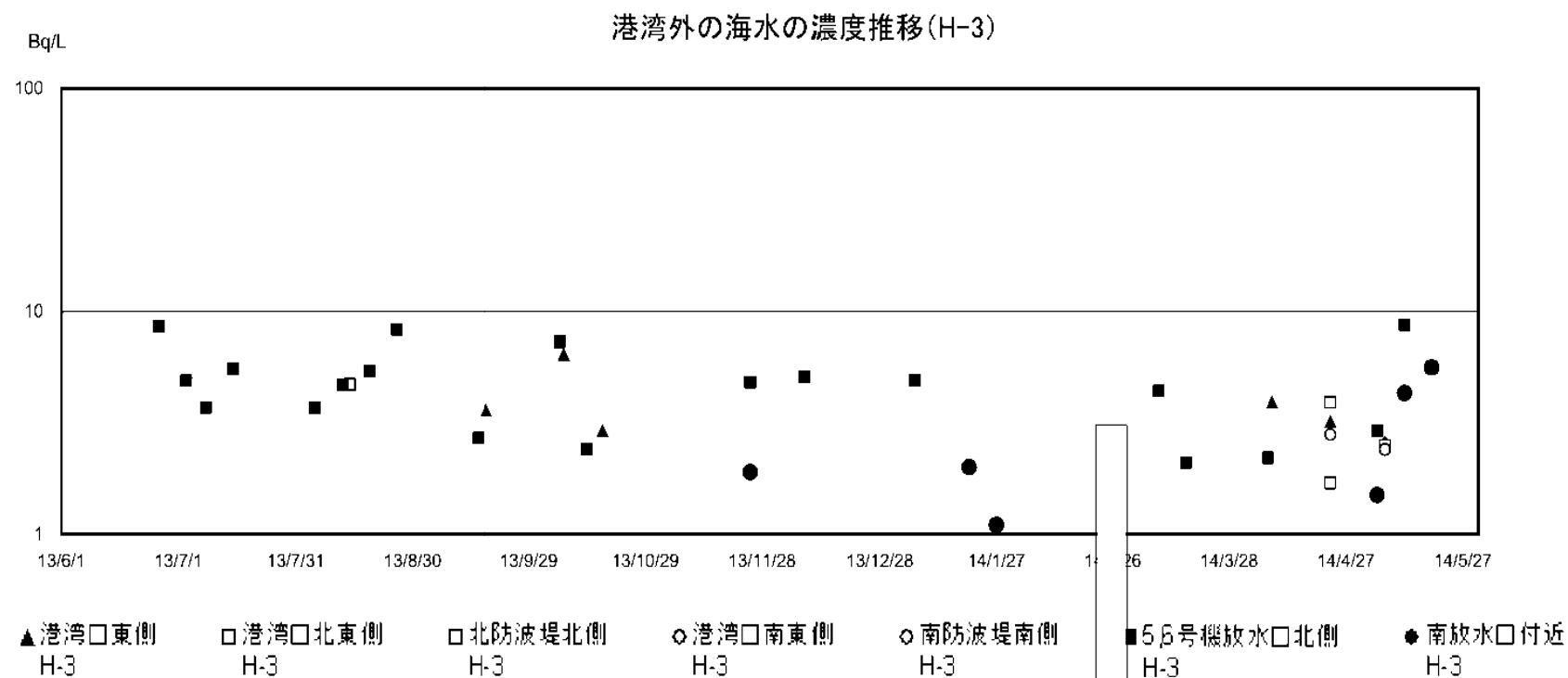
港湾内の海水の濃度推移(3/3)



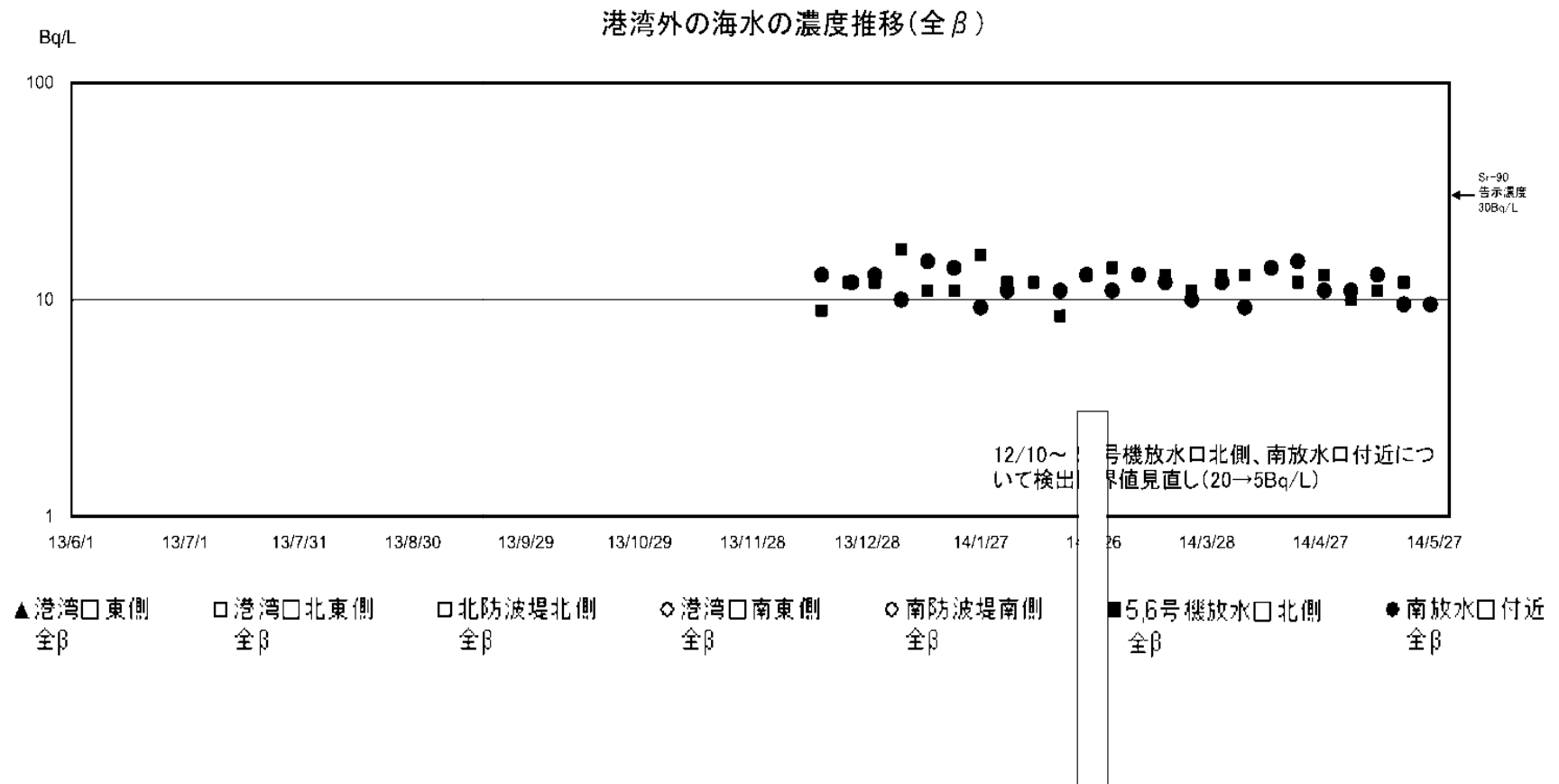
港湾外の海水の濃度推移(1/3)



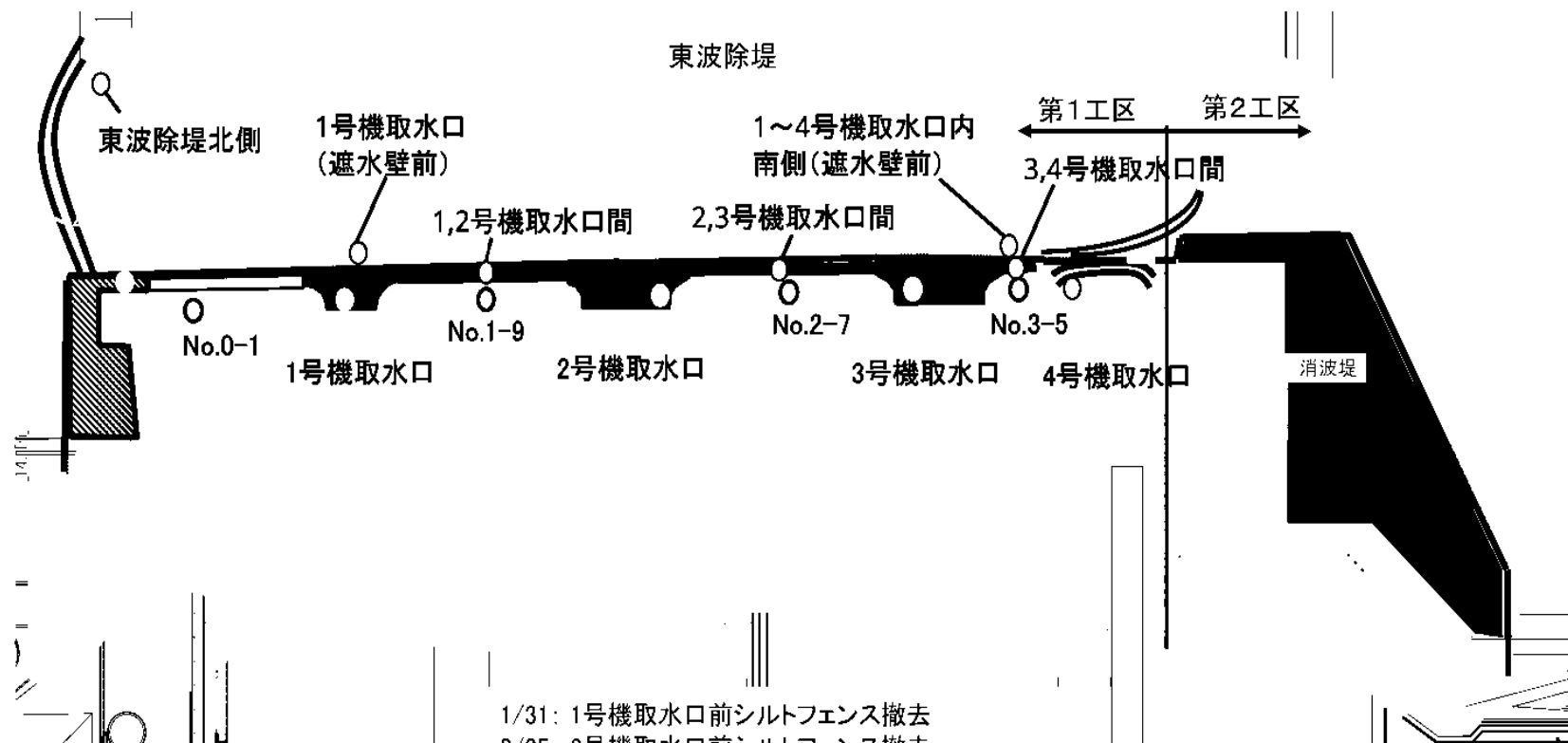
港湾外の海水の濃度推移(2/3)



港湾外の海水の濃度推移(3/3)



海側遮水壁設置工事の進捗と海水採取点の見直し



	凡例	
	施工中	施工済
埋立 水中コン		
埋立 割栗石		

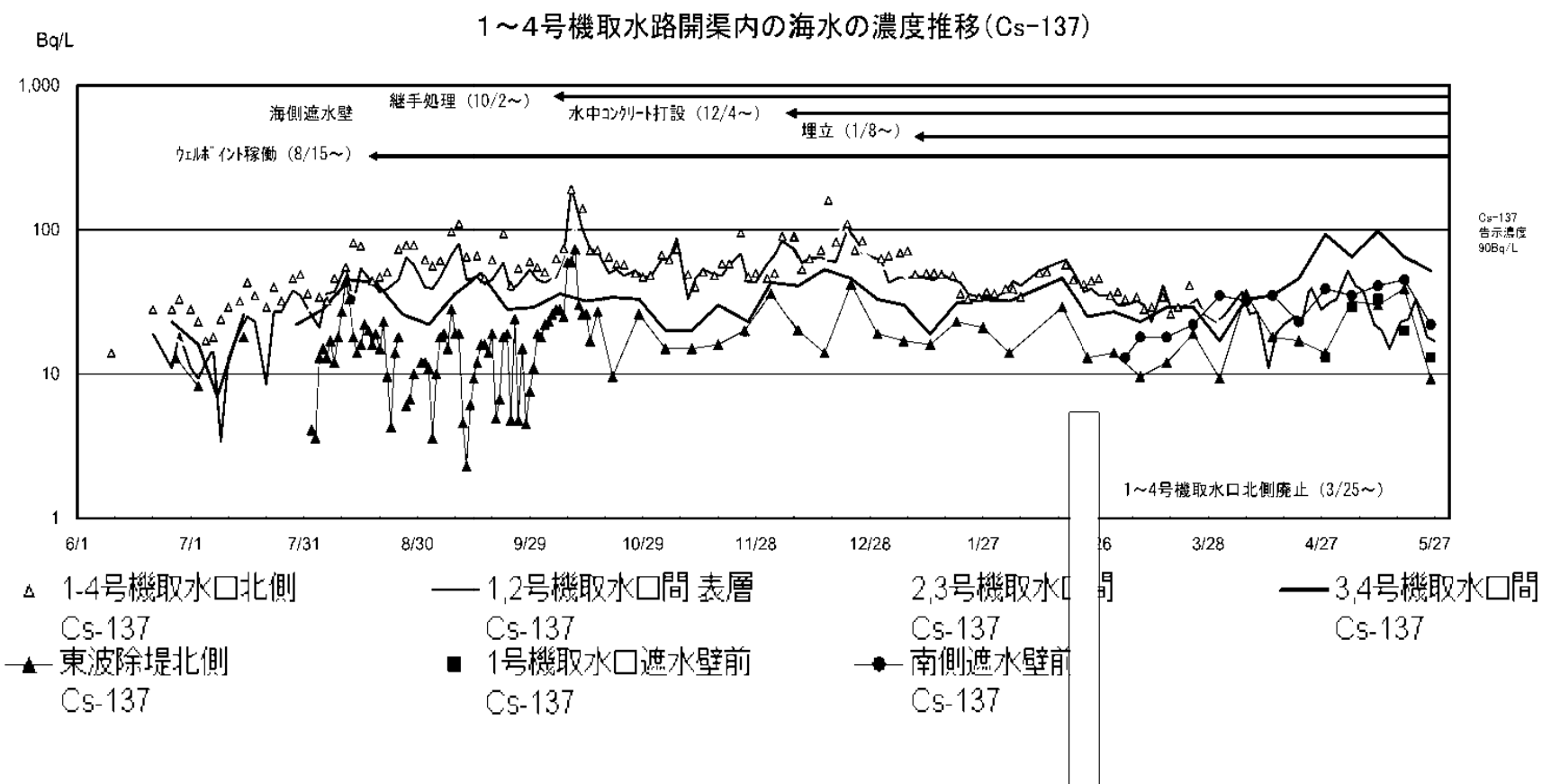
(5月22日時点)

- 1/31: 1号機取水口前シルトフェンス撤去
- 2/25: 2号機取水口前シルトフェンス撤去
- 3/5: 1~4号機取水口内南側遮水壁前シルトフェンス設置
- 3/6: 1~4号機取水口内南側(遮水壁前)採水点追加
- 3/11: 2,3号機取水口間シルトフェンス撤去
- 3/12: 3号機取水口前シルトフェンス撤去
- 3/25: 1~4号機取水口北側採取点廃止
- 3/27: 1号機取水口前シルトフェンス内側採取点廃止
- 4/19: 2号機取水口前シルトフェンス内側採取点廃止
- 4/28: 1号機取水口(遮水壁前)採水点追加
- 5/18: 3号機取水口前シルトフェンス内側採取点廃止

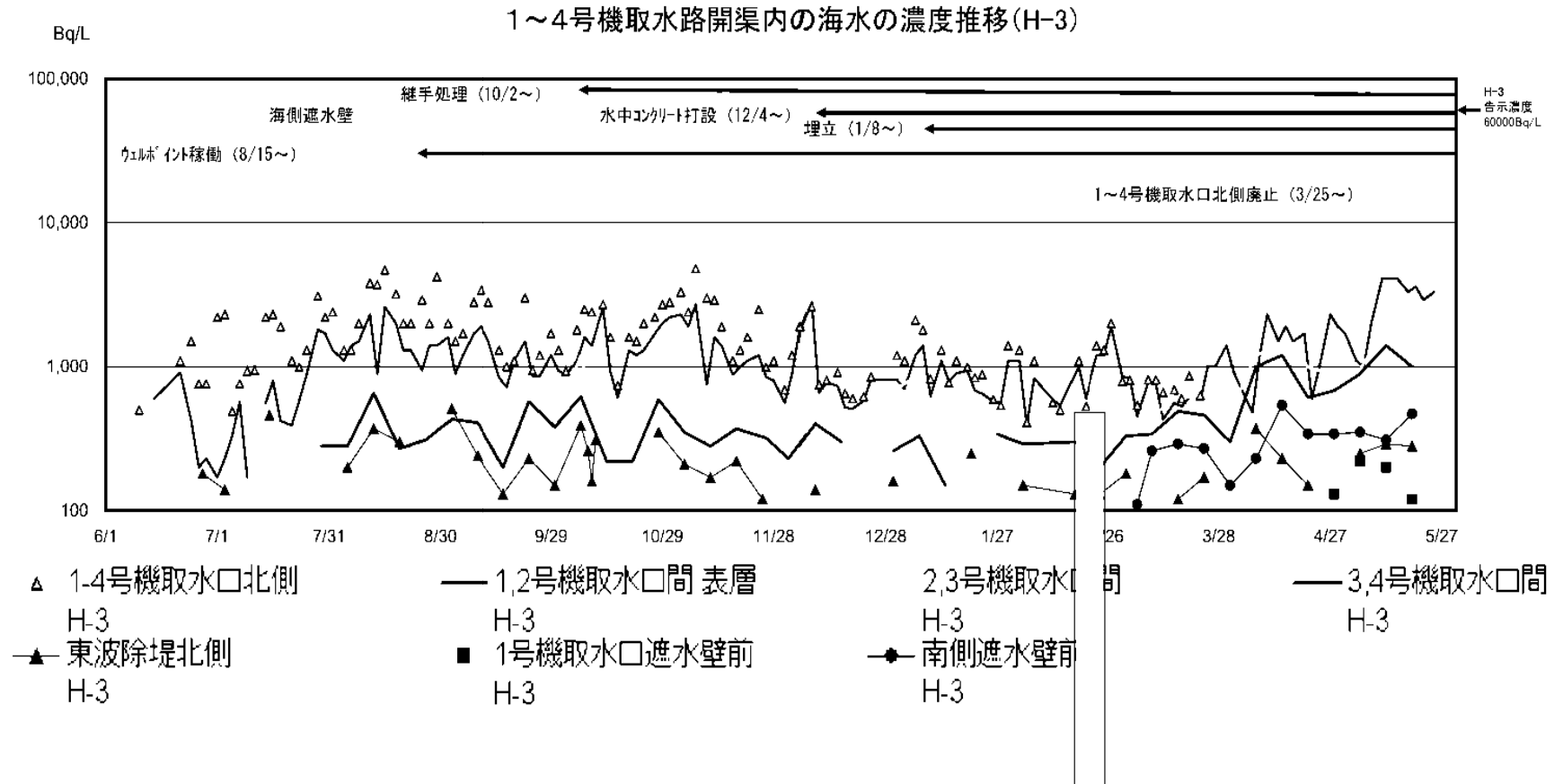
- :シルトフェンス
- :鋼管矢板打設完了
- :継手処理完了
(5月22日時点)

- :海水採取点 (5月28日時点)
- :地下水採取点

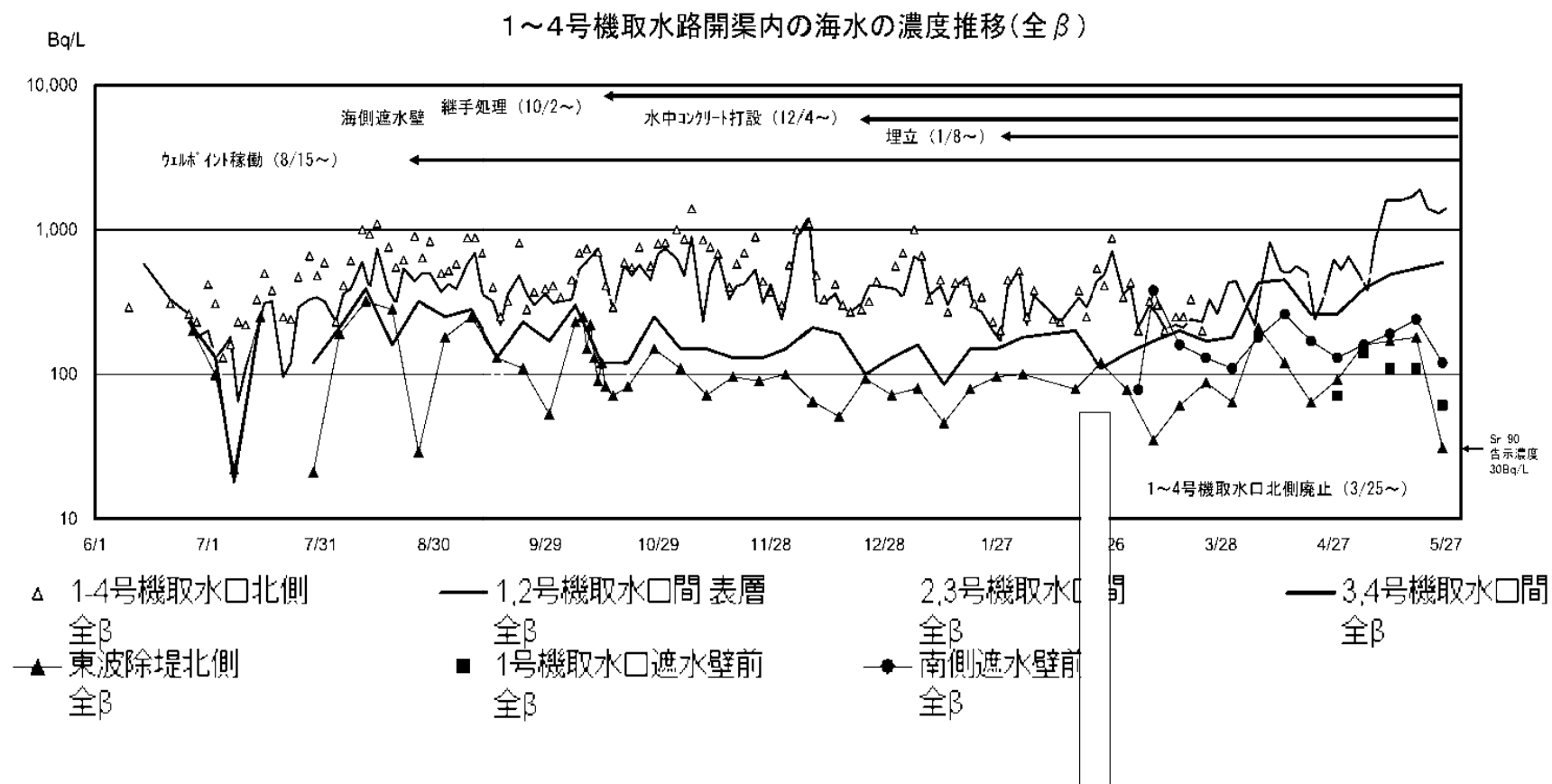
1～4号機取水路開渠内の海水の濃度推移(1/3)



1～4号機取水路開渠内の海水の濃度推移(2/3)



1～4号機取水路開渠内の海水の濃度推移(3/3)



取水口付近の海水中放射能濃度について(1/2)

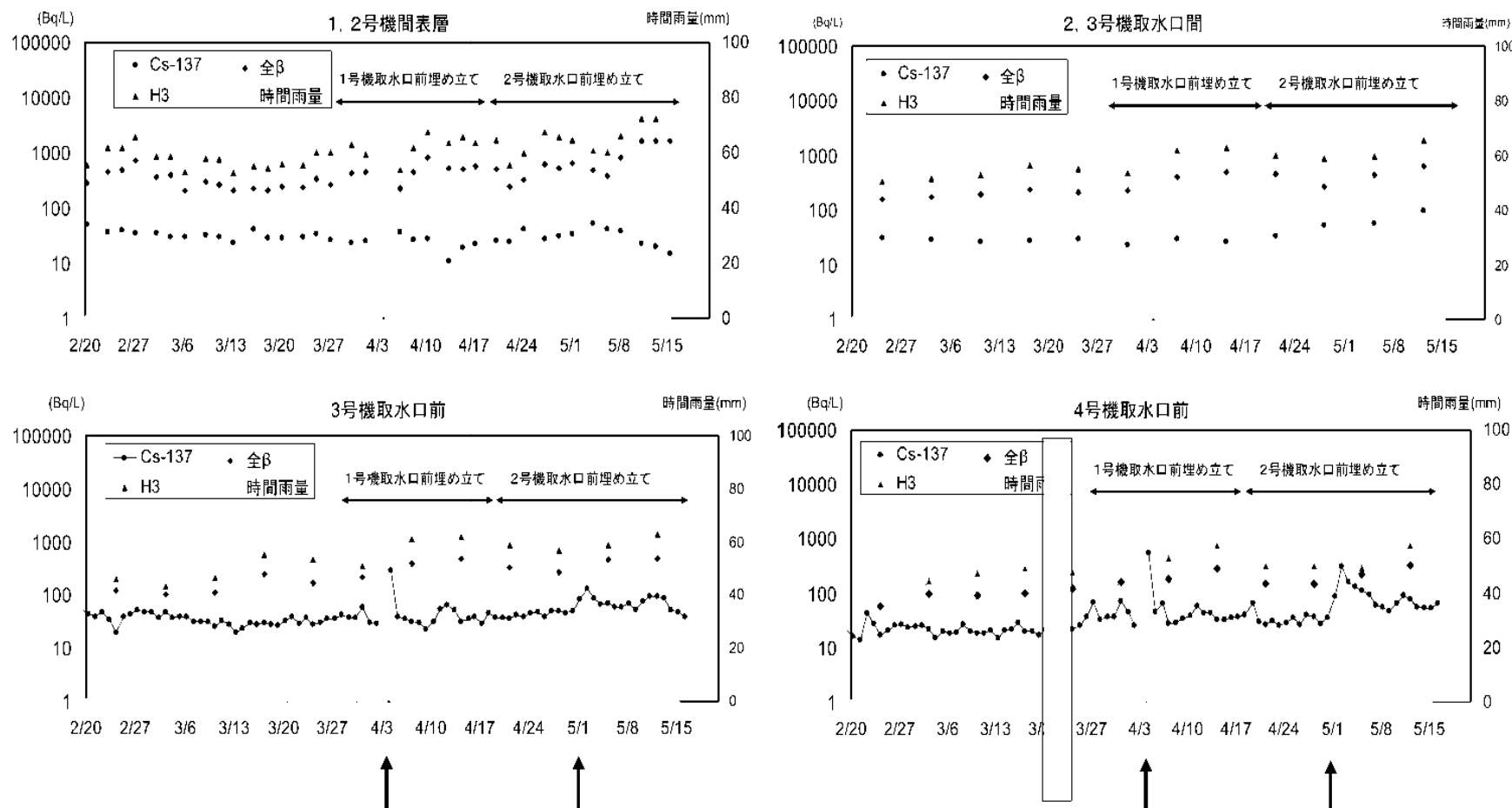
3月以降、1～4号機取水口付近の全 β 、トリチウム濃度がゆっくりと上昇。

遮水壁内の埋め立ての進捗により、遮水壁内側の海水量が減少。4m盤からの汚染地下水の流出がまだあるとすれば、遮水壁内側の海水中濃度は上昇するものと考えられる。

また、4月4日及び5月1日の降雨後には、3，4号機間の全 β 、トリチウム濃度がゆっくりと1，2号機間と同程度の濃度まで上昇しており、1，2号側の海水が降雨により移動した可能性が考えられる。



取水口付近の海水中放射能濃度について(2/2)



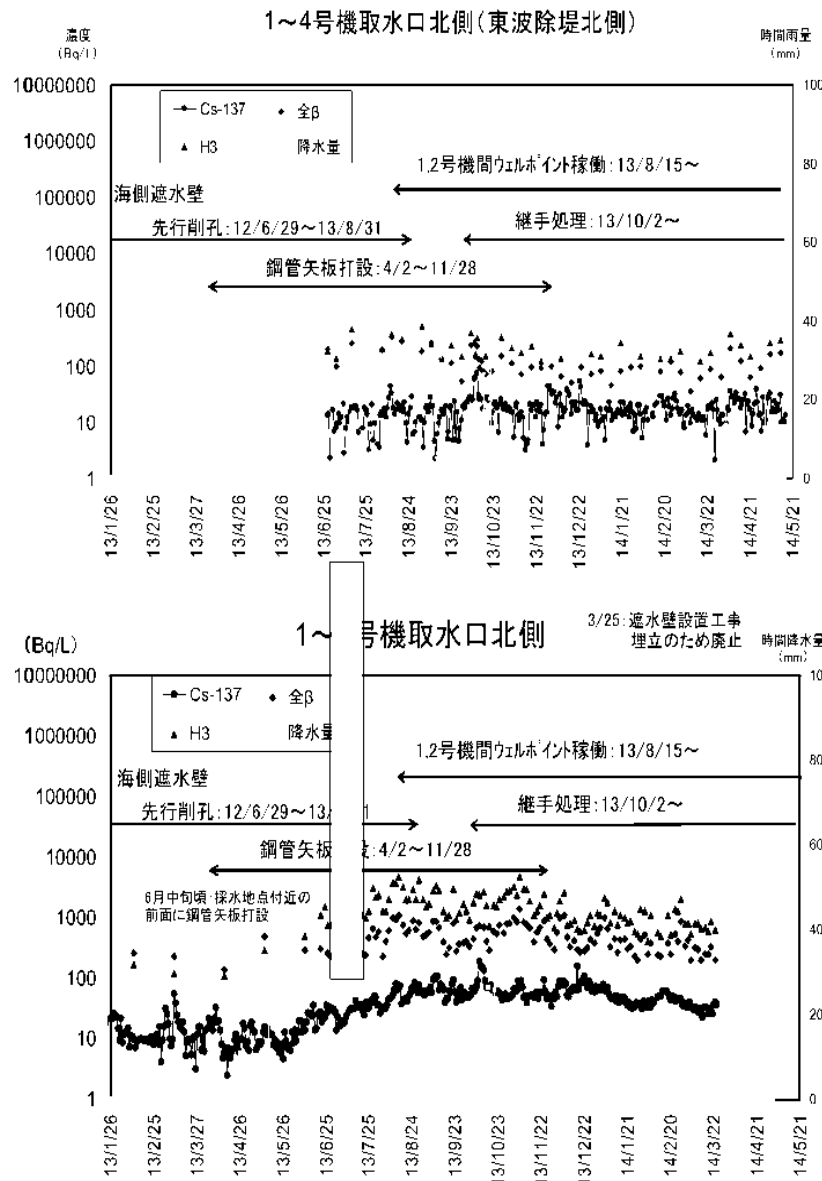
○ 4/4, 5/1の降雨後に、3,4号機間の全β、トリチウム濃度が1,2号機間と同程度までゆっくりと上昇

港湾内への影響について（東波除堤北側）

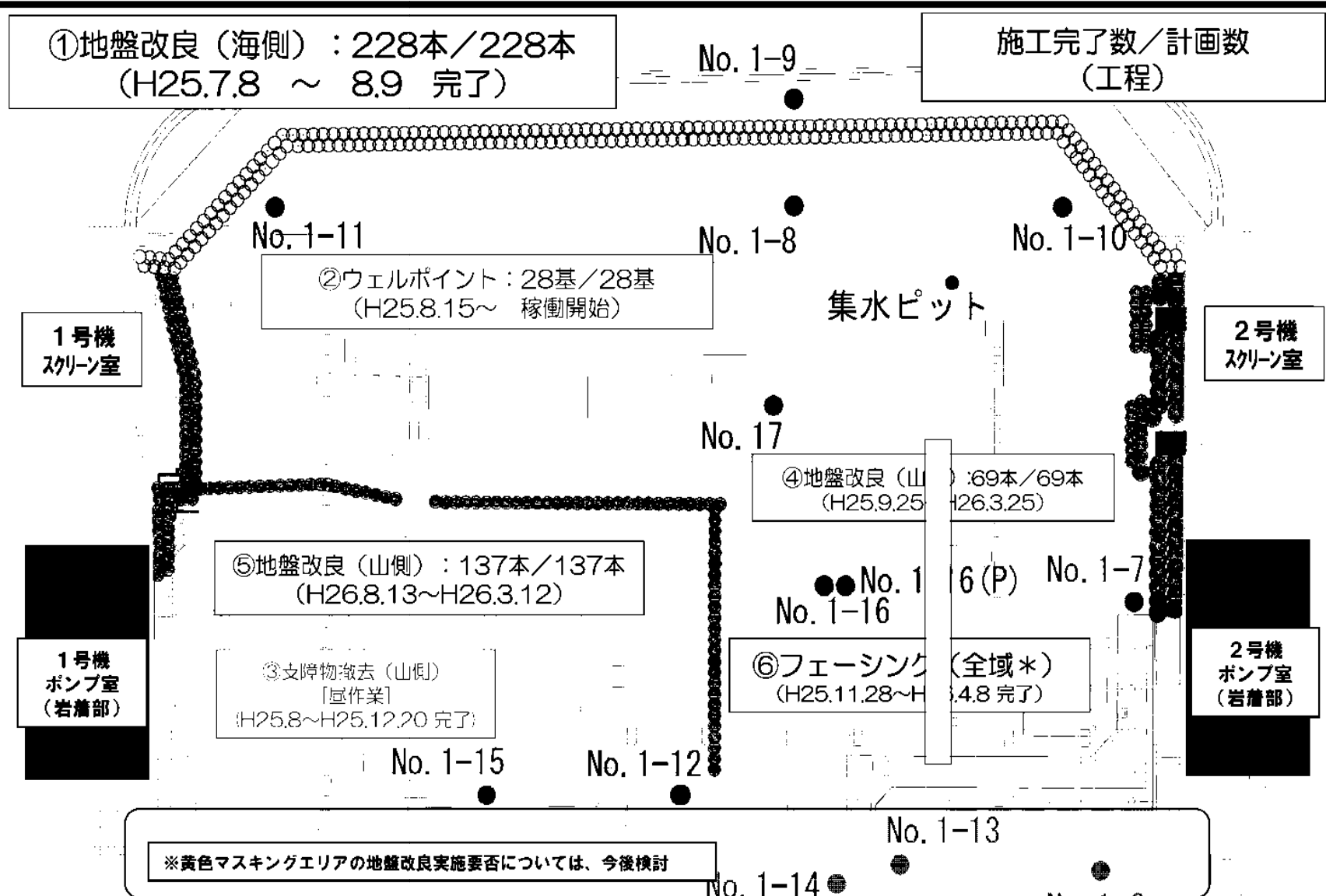
昨年6月のモニタリング開始以降、東波除堤北側地点の海水中濃度は、昨年5月以前の1～4号機取水口北側の濃度と概ね同じ濃度で推移。

遮水壁工事の進捗により、1～4号機取水口北側の濃度が上昇したが、東波除堤北側は特に上昇は見られず、むしろ秋以降は若干低下。

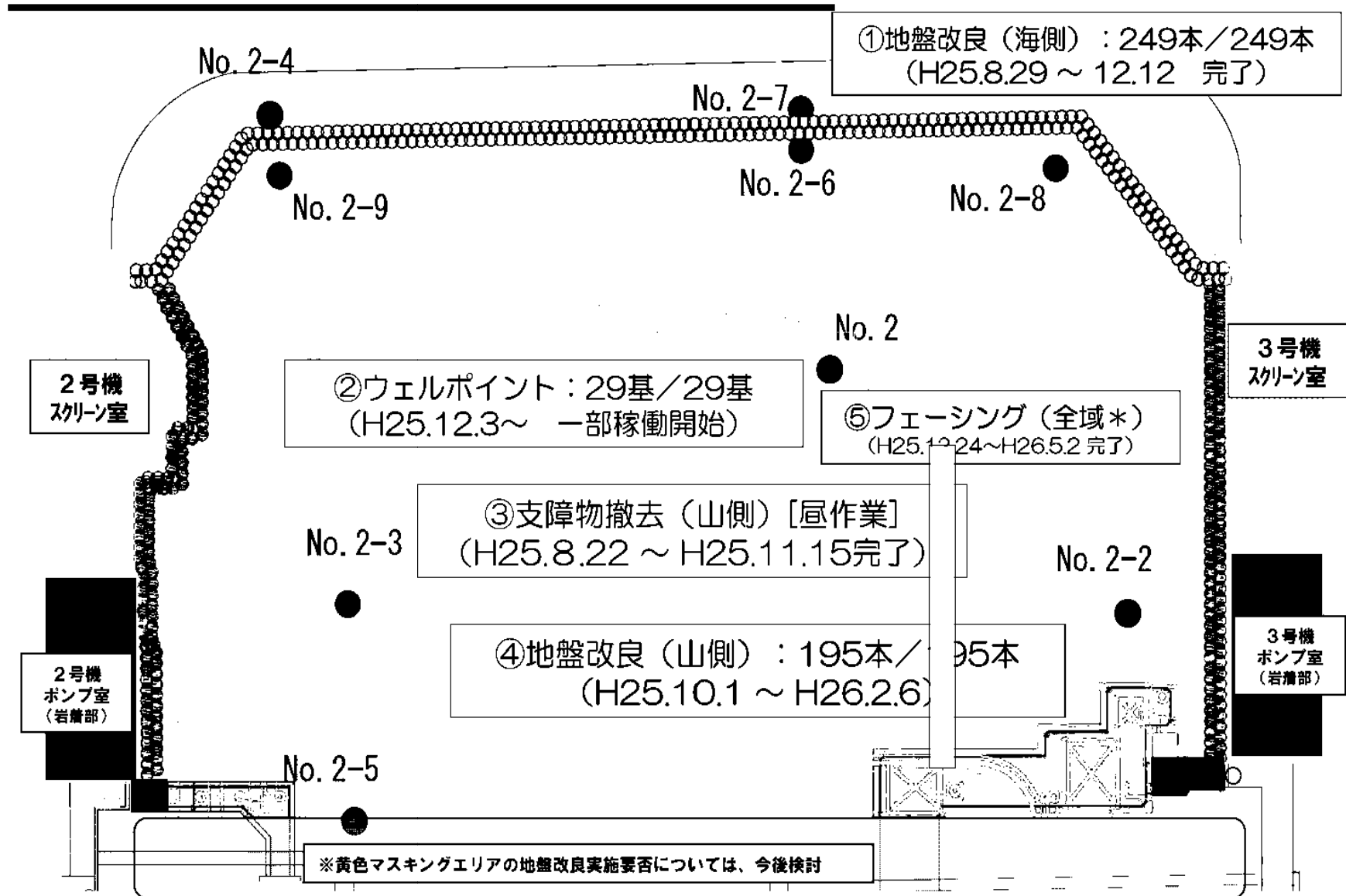
引き続き監視を継続する。



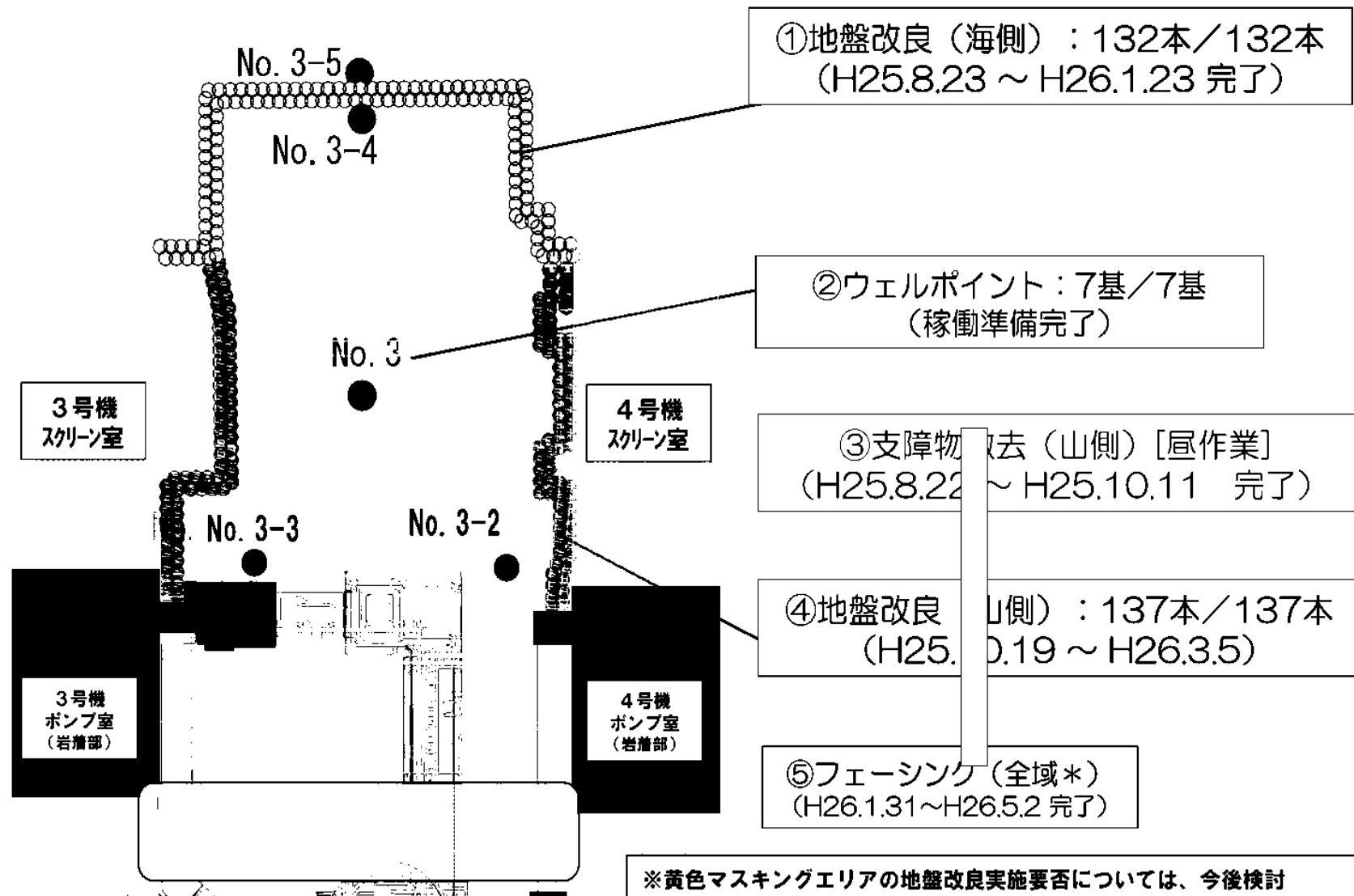
護岸エリア対策の進捗および計画 [1-2号機間進捗] 5月28日現在



護岸エリア対策の進捗および計画 [2-3号機間進捗] 5月28日現在



護岸エリア対策の進捗および計画 [3-4号機間進捗] 5月28日現在

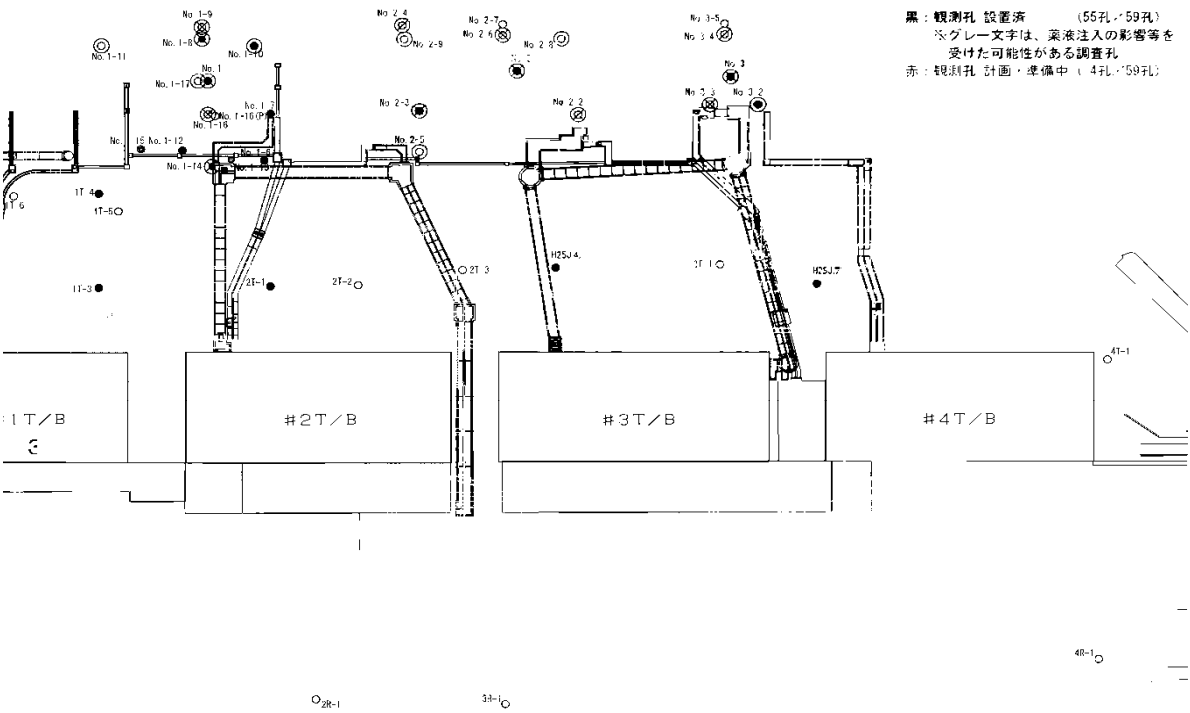


レンチ)

観測孔位置図

	孔数	水質確認	水質監視	汚濁指標測定	地下水位監視
○	14	○	×	×	×
●	18	○	×	○	×
◎	5	○	×	×	○
⊙	4	○	×	○	○
⊗	7	○	○	×	○
⊕	10	○	○	○	○
⊖	1	○	○	○	×

黒：観測孔設置済（55孔／59孔）
※グレー文字は、薬液注入の影響等を受けた可能性のある調査孔
赤：観測孔計画、準備中（4孔／59孔）



観測孔調査計画

200.07.15

調査箇所	通 番号	凡 例	孔 番号	4月					5月					6月				
				1	2	3	4	5	1	2	3	4	5	1	2	3	4	5
				日	時	分	時	分	日	時	分	時	分	日	時	分	時	分
北水 1区	1	●	No.0-1	○	○	○			完了									
	2	●	No.0-1-1	○	○	○												
	3	●	No.0-1-2	○	○	○												
	4	●	No.0-2	○	○	○												
	5	●	No.0-3-1	○	○	○												
	6	●	No.0-3-2	○	○	○												
	7	●	No.0-4	○	○	○												
	8	×	No.1	○	○	○	○	○										
	9	●	No.1-1	○	○	○												
	10	×	No.1-2	○	○	○	○	○										
	11	●	No.1-3	○	○	○	○	○										
	12	×	No.1-4	○	○	○	○	○										
	13	×	No.1-5	○	○	○	○	○										
	14	●	No.1-6	○	○	○												
	15	●	No.1-7															
北水 2区	16	●	No.1-8	○	○	○	○	○	完了									
	17	○	No.1-9	○	○	○												
	18	○	No.1-10	○	○	○	○	○										
	19	○	No.1-11	○	○	○	○	○										
	20	●	No.1-12	○	○	○												
	21	●	No.1-13	○	○	○												
	22	×	No.1-14	○	○	○	○	○										
	23	●	No.1-15															
	24	○	No.1-16	○	○	○	○	○										
	25	○	No.1-16P	○	○	○												
	26	○	No.1-17	○	○	○												
	27	×	No.2	○	○	○	○	○										
	28	×	No.2-1	○	○	○	○	○										
	29	○	No.2-2	○	○	○												
	30	○	No.2-3	○	○	○	○	○										
北水 3区	31	○	No.2-4	○	○	○			完了									
	32	○	No.2-5	○	○	○	○	○										
	33	×	No.2-6	○	○	○												
	34	○	No.2-7	○	○	○												
	35	○	No.2-8	○	○	○	○	○										
	36	○	No.2-9	○	○	○	○	○										
	37	×	No.3	○	○	○	○	○										
	38	×	No.3-1	○	○	○	○	○										
	39	○	No.3-2	○	○	○	○	○										
	40	×	No.3-3	○	○	○	○	○										
	41	○	No.3-4	○	○	○	○	○										
	42	○	No.3-5															
北水 4区	43	●	1T-1	○	○	○			完了									
	44	○	1T-2	○	○	○												
	45	●	1T-3	○	○	○												
	46	●	1T-4	○	○	○												
	47	○	1T-5	○	○	○												
	48	○	1T-6	○	○	○												
	49	●	2T-1	○	○	○												
	50	○	2T-2	○	○	○												
	51	○	2T-3															
	52	●	H25J①	○	○	○												
	53	○	3T-1															
	54	○	4T-1	○	○	○												
	55	●	H25J②	○	○	○												
北水 5区	56	○	1R-1	○	○	○			完了									
	57	○	2R-1	○	○	○												
	58	○	3R-1	○	○	○												
	59	○	4R-1	○	○	○												

測定頻度

- ・水質確認 : 施工完了時 1回
- ・水質監視 : 週1回
- ※必要に応じて頻度見直しの可能性あり
- ・土壌汚染確認 : 施工完了時1回
- ・地下水位の監視 : 毎正時

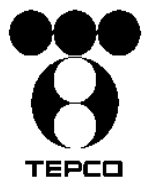
※工事工程は、検討に応じて変更の可能性あり

※薬液注入の影響等を受けたと考えられる調査孔は、
取り消し線を記載(例:No.1-1)

放水路水質調査について

平成26年5月29日

東京電力株式会社



東京電力

1 ～ 3 号機放水路の水質調査について（概要）

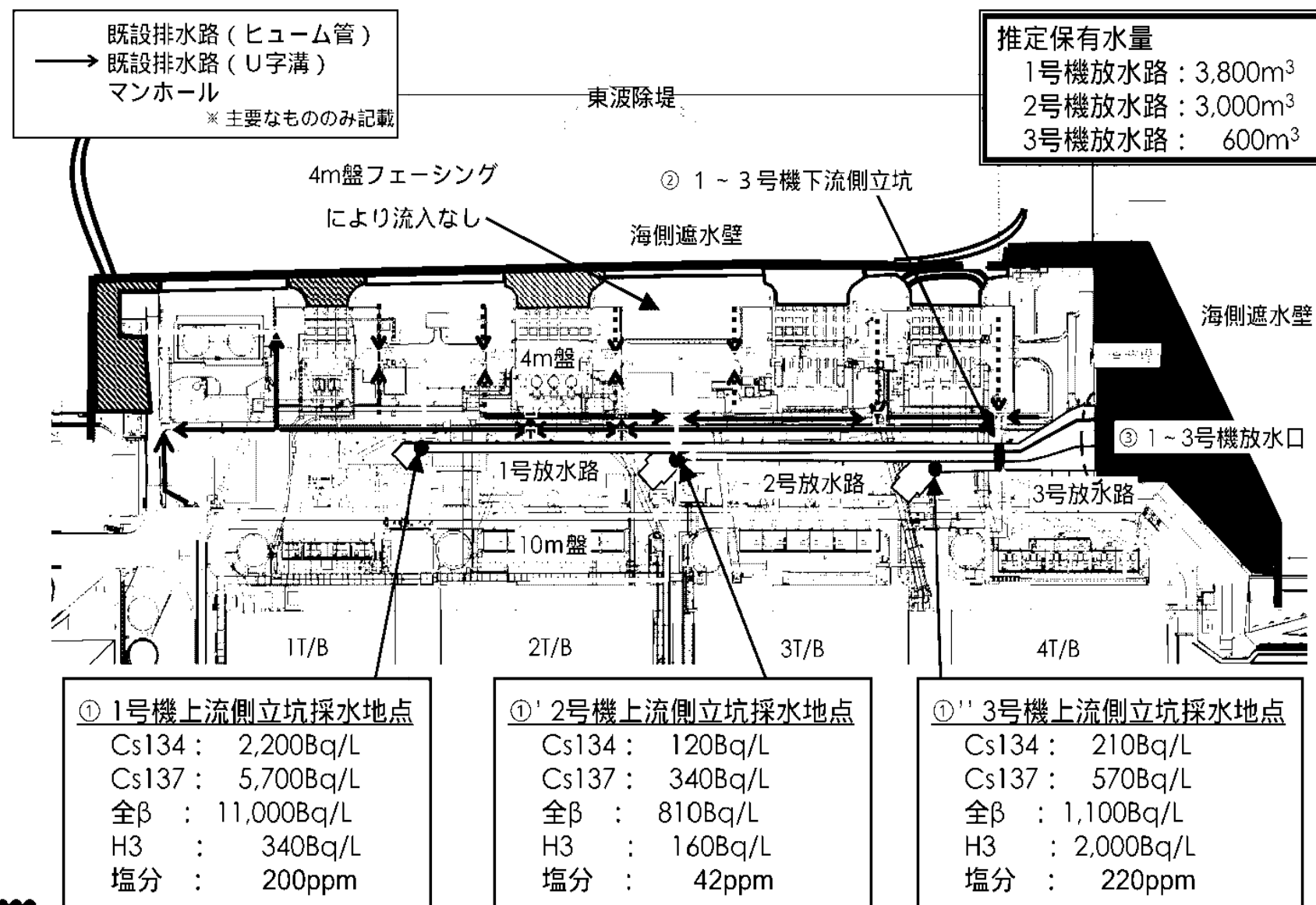
1. 1～4号機周辺では、タービン建屋東側護岸部のフェーシングが進み、タービン建屋周辺のガレキの撤去も進んでいる状況。
2. 今後に向けて、10m盤東側およびタービン建屋屋根に降った雨水対策を検討するための調査を開始。現在、それらの雨水は1～3号機放水路に流入している。
3. 今回、調査の一環として1～3号機放水路に溜まっている水質調査を実施
4. 分析の結果、セシウム、全β放射能等の汚染が見られたが、建屋滞留水や海水配管トレンチに比べて、十分に低い濃度である。
5. 汚染の主な要因を確認することを目的として、流入水の経路および水質の調査を追加実施する予定。
6. 追加調査による状況把握を経て、適切な措置を講じていく。

- 放水路の状況

- a) 放水路は、汚染水のあるタービン建屋及び海水配管トレンチ等と直接連絡していない。
- b) 放水路内には本来、海水が入っていることが前提である。
- c) 放水路内へは4m、10m盤の雨水及びタービン建屋の屋根に降った雨水が流入している。
- d) 放水口付近は、波浪による砂の堆積及び海側遮水壁の工事により碎石により埋立状態にある。
- e) 放水口からは、堆砂・碎石の埋立部に流入している。
- f) 海側遮水壁完成後は、放水路を経由した地下水は護岸内に滞留する。

- 放水路には、常時雨水・海水が入る構造であり、トレンチ調査の対象ではないこと、海洋へ目視できる流出のある排水路ではないことから水質調査を実施していなかった。

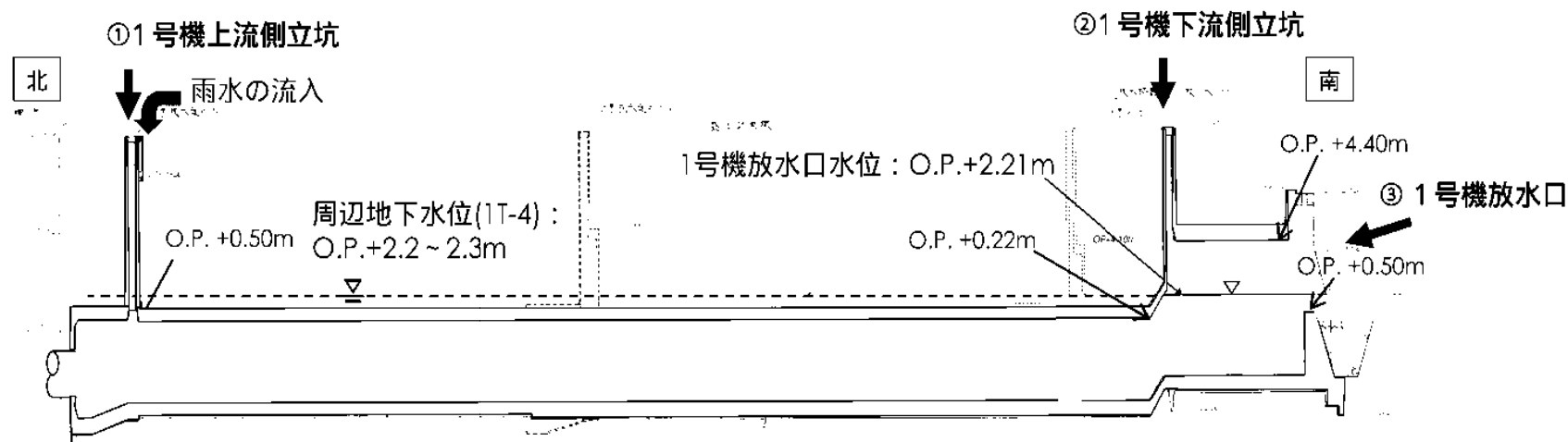
放水路の状況と採水地点・分析結果



東京電力

※ 建屋側からは屋根排水が流入

放水路断面図及び放水口の状況（1号）



1号機放水路縦断面図 + 水位 + 土砂堆積状況（縦横比 1：5）



① 1号機上流側立坑

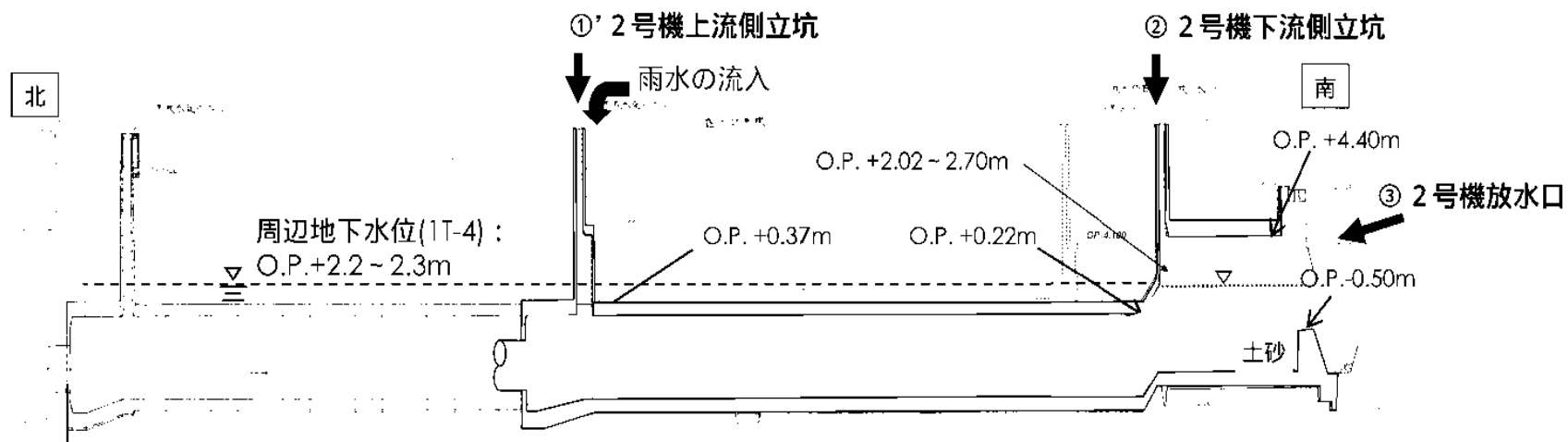


② 1号機下流側立坑



③ 1号機放水口

放水路断面図及び放水口の状況（2号）



2号機放水路縦断面図 + 水位 + 土砂堆積状況（縦横比 1 : 5）



①' 2号機上流側立坑



南側



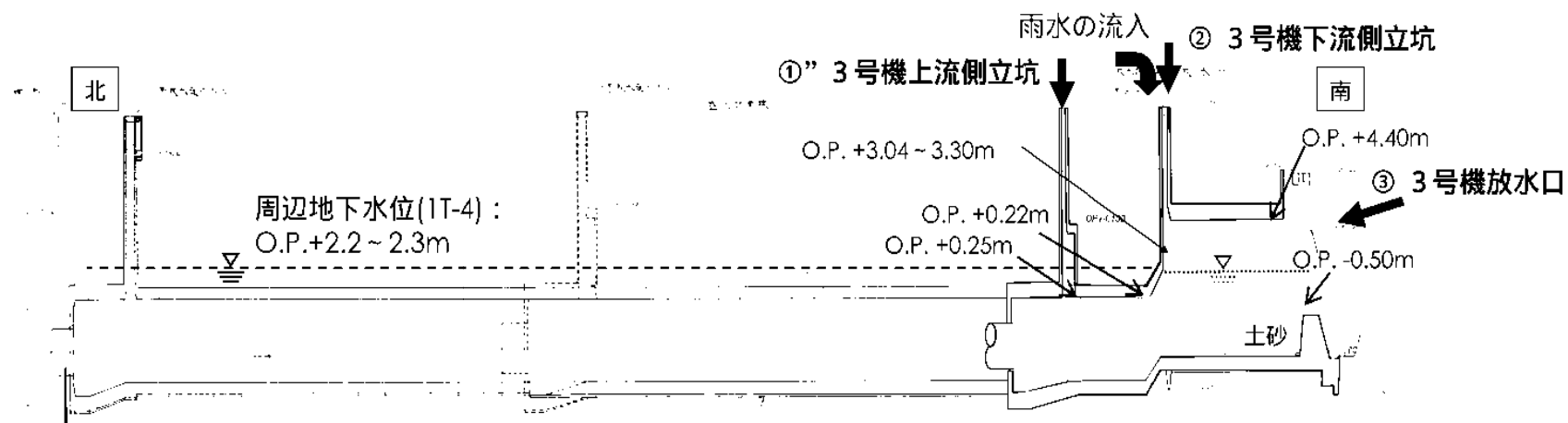
西側



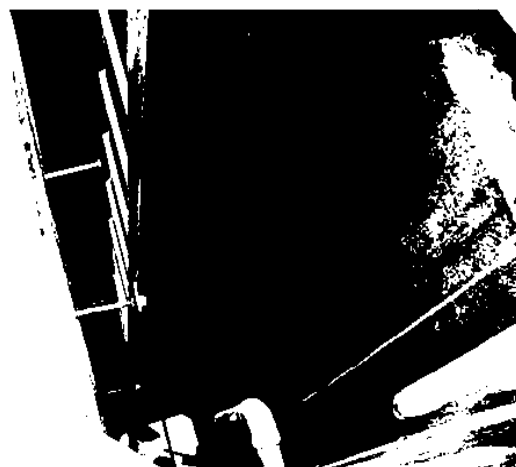
② 2号機下流側立坑

③ 2号機放水口

放水路断面図及び放水口の状況（3号）



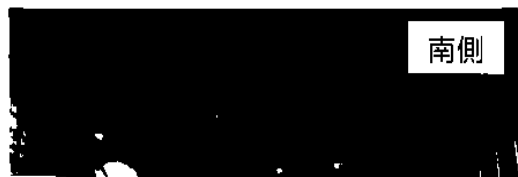
3号機放水路縦断面図 + 水位 + 土砂堆積状況（縦横比 1 : 5）



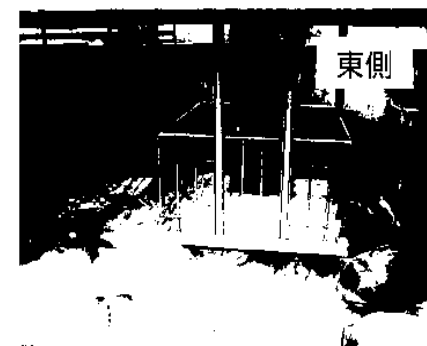
① 3号機上流側立坑



北側



南側



東側



西側



東京電力

② 3号機下流側立坑

③ 3号機放水口

分析結果と流入・流出経路について

< 分析結果 >

- ・溜まり水の水質は、タービン建屋及び海水配管トレンチ内の汚染水に比べ、十分低い放射能濃度である。また、塩分濃度も低い。
- ・放水路内には震災当時は海水と考えられるが、塩分濃度結果から淡水の流入により塩分濃度が低下したと推定できる。

< 流入経路 >

- ・放水路へ流入は、4 m及び10 m盤の雨水、タービン建屋屋根の雨水、法面からの雨水・地下水及び放水路亀裂等からの地下水流入が考えられる。
- ・放水路は、高濃度汚染水がある海水配管トレンチとは接続していない。

< 流出経路 >

- ・放水路からの流出は、放水口から埋立部への流出や亀裂等から地中への流出が考えられる。

今後、流入水の経路、水質の調査を追加実施する予定。

追加調査計画

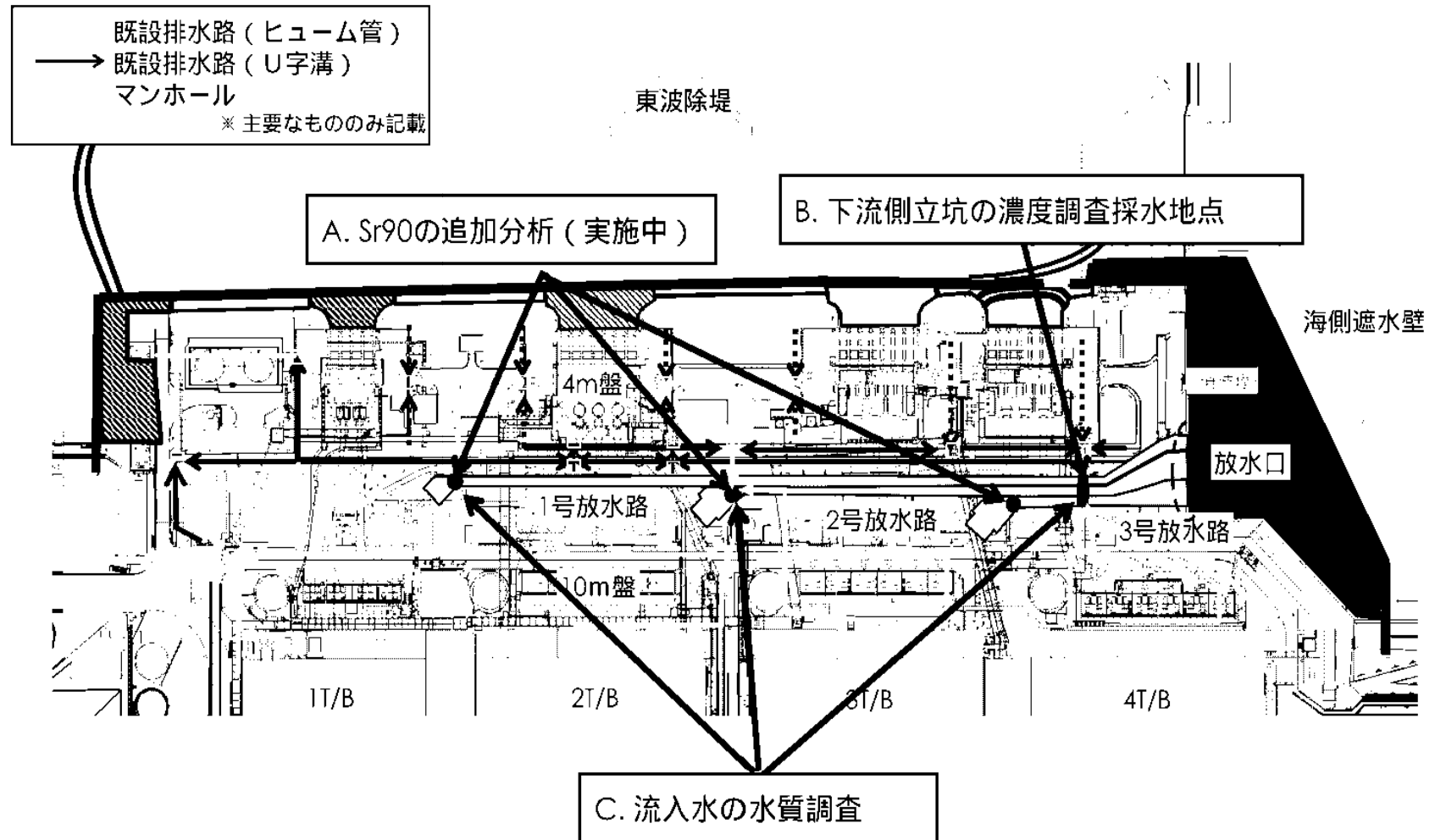
- A. 放水路の溜まり水のストロンチウム分析を追加実施
- B. 流入状況調査（降雨時に実施）
 - 上流側及び下流側立坑への流入口より採水
- C. 放水路下流側の水質調査（採水可能箇所から採水予定）
 - 上流・下流部の放射能濃度差及び塩分濃度差から、放水路内部への地下水流入（汚染水含む）の可能性や海水の流入及び流出の影響を確認する



← 雨水等の流入口（例）

放水路立坑

追加調査位置図



対策と溜まり水処理計画

< 対策 >

今後、追加調査を踏まえ、適切な対策を迅速に講じていく。

< 溜まり水の処理計画 >

- 放水路溜まり水の浄化

- モバイル処理装置の利用

- (2 , 3 号機海水配管トレンチ滞留水の処理終了後に設備を転用)

- モニタリング (追加調査終了後に再検討)

- 上記の処理が完了するまで、各放水路の溜まり水を毎月 1 回採水し、セシウム (γ 核種)、H-3、全 β の分析を行う。

今後の予定

項 目	H26年度								備 考
	5	6	7	8	9	10	11	12	
Sr90追加調査分析 (実施中)	■								
水質追加調査 (下流側、流入水調査)	■								
モバイル処理装置による 処理							■		
モニタリング			■	■	■	■	■	■	
海側遮水壁工事	■	■	■	■	■	閉塞完了			

(参考) 放水路溜まり水核種分析結果

放水路溜まり水核種分析結果

単位：Bq/L（塩素除く）

採取場所	1号機放水路溜まり水		2号機放水路溜まり水		3号機放水路溜まり水		②炉規則告示濃度限度 Bq/L (別表第2第六欄 周辺監視区域外の 水中の濃度限度)
試料採取日	平成26年4月23日		平成26年4月23日		平成26年4月23日		
検出核種 (半減期)	①試料濃度	倍率 (①/②)	①試料濃度	倍率 (①/②)	①試料濃度	倍率 (①/②)	
塩素 (単位：ppm)	200	-	42	-	220	-	
Cs-134 (約2年)	2,200	36.7	120	2.0	210	3.5	60
Cs-137 (約30年)	5,700	63.3	340	3.8	570	6.3	90
全β	11,000	-	810	-	1,100	-	-
H-3	340	0.0	160	0.0	2,000	0.0	60,000

※ 炉規則告示濃度は、「Bq/cm³」の表記を「Bq/L」に換算した値

※ 二種類以上の核種がある場合は、それぞれの濃度限度に対する倍率の総和を1と比較する。

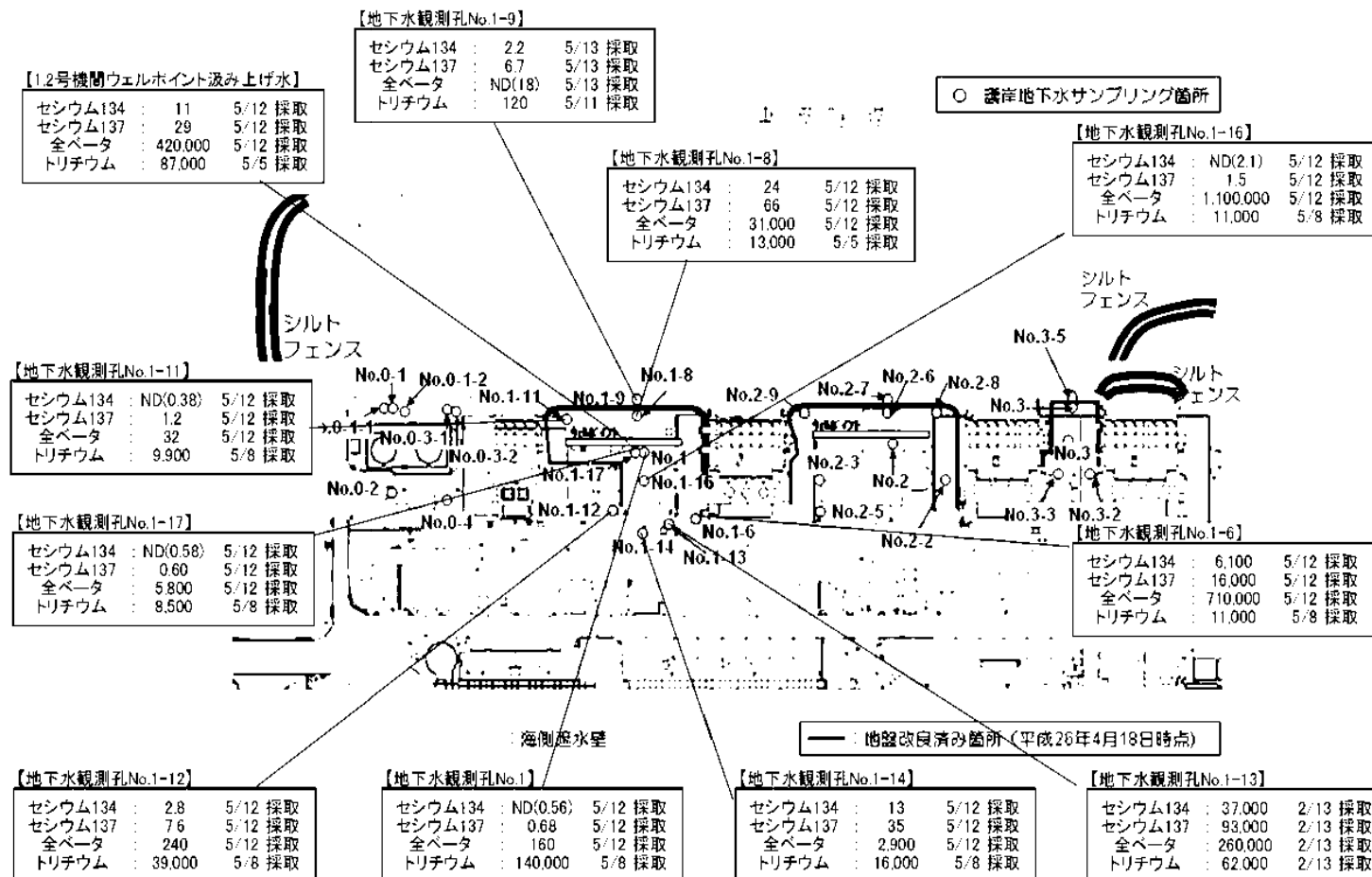
(参考) 1～4号機タービン建屋東側における水質データとの比較

平成26年5月18日0時現在

4. 福島第一原子力発電所周辺における地下水分析結果(1～4号機護岸)(1/3)

平成26年5月16日
東京電力株式会社

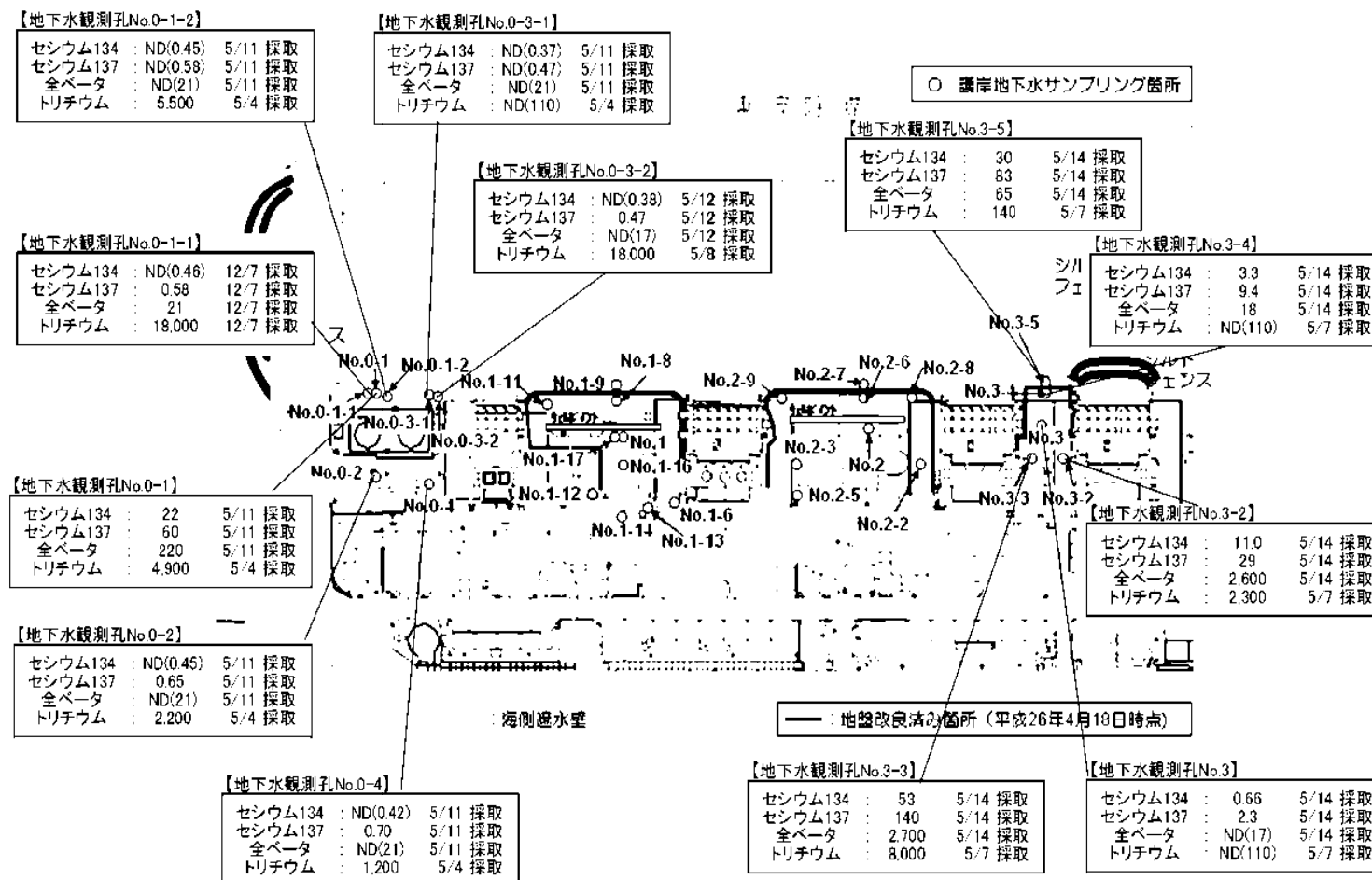
単位:ベクレル/リットル、NDは検出限界未満を表し、()内に検出限界値を示す。



(参考) 1～4号機タービン建屋東側における水質データとの比較

4. 福島第一原子力発電所周辺における地下水分析結果(1～4号機護岸) (2/3)

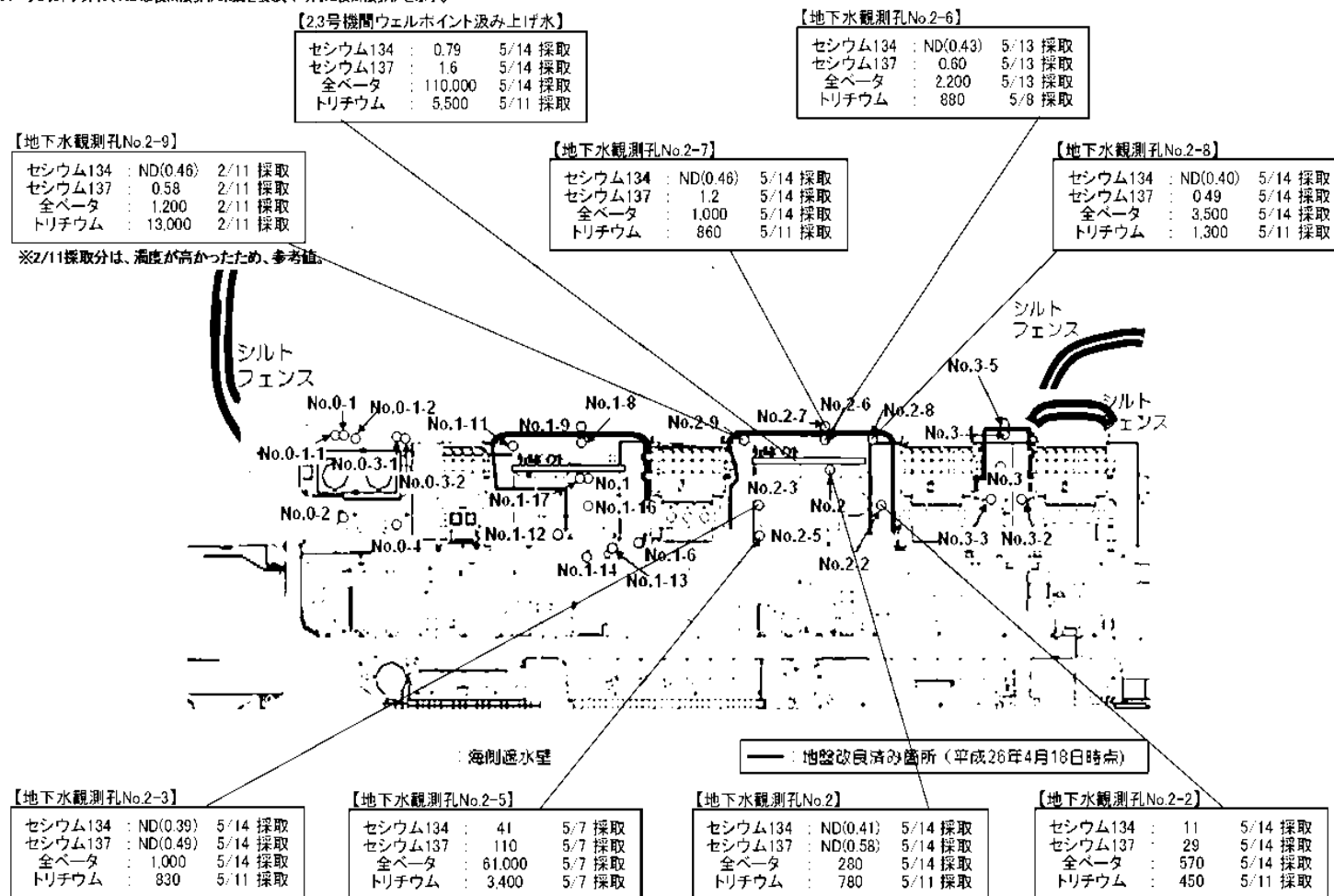
単位: ベクレル/リットル, NDは検出限界値未満を表し、()内に検出限界値を示す。



(参考) 1～4号機タービン建屋東側における水質データとの比較

4. 福島第一原子力発電所周辺における地下水分析結果(1～4号機護岸) (3/3)

単位:ベクレル/リットル、NDは検出限界未満を表し、()内に検出限界値を示す。



(参考) 1～4号機タービン建屋東側における水質データとの比較

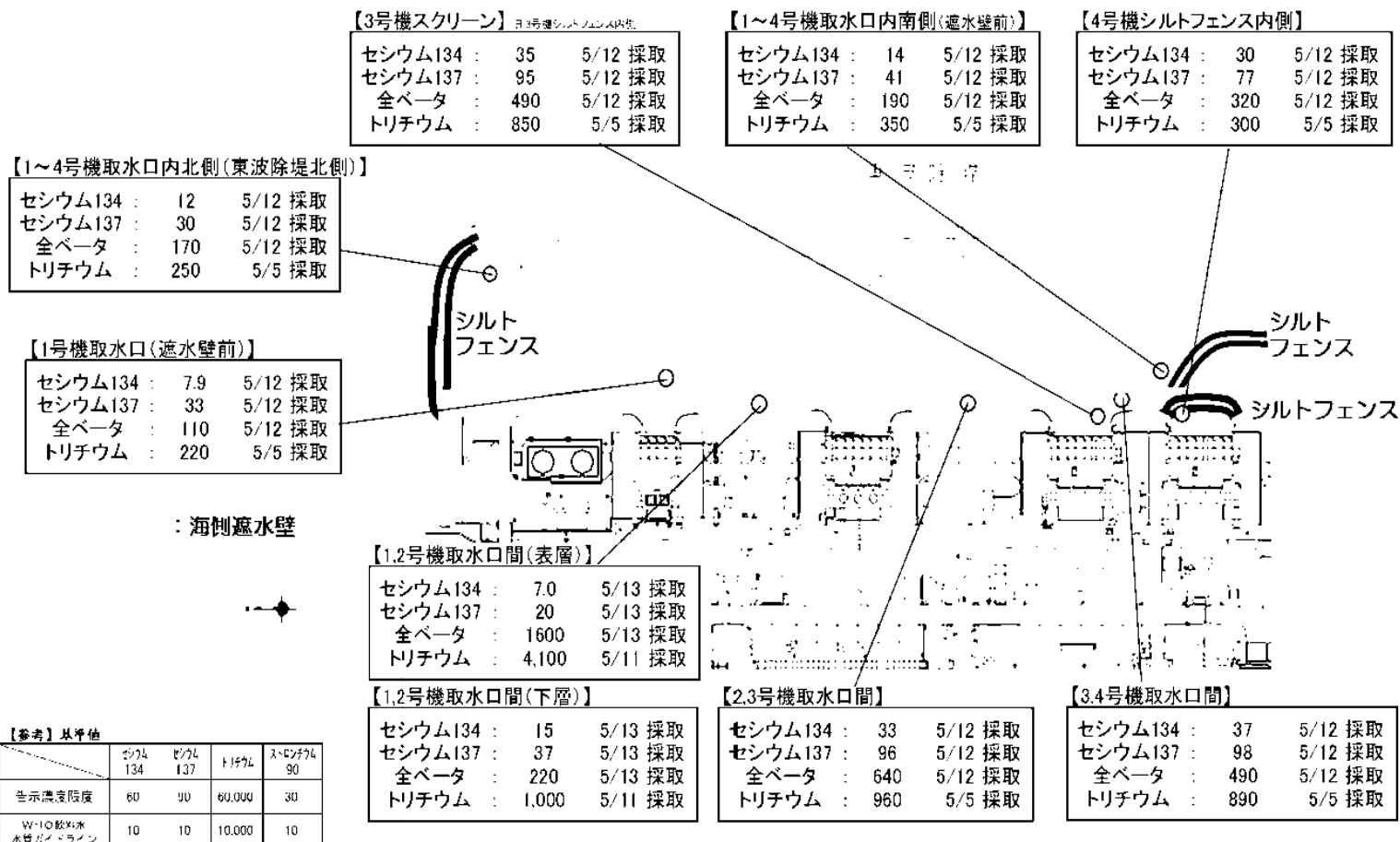
平成26年5月16日0時現在

平成26年5月16日
東京電力株式会社

3. 福島第一原子力発電所周辺における海水分析結果(1～4号機取水口内)

単位：ベクレル/リットル、NDは検出限界値未満を表し、()内に検出限界値を示す。

※各地点の値は、「福島第一港湾内、放水口、護岸の詳細分析結果」の最新値。



※水質濃度限度：実用発電用原子炉の設置・運転等に関する規則に定める水質濃度限度(別表第2第4欄)及び監視・検出の水質濃度限度

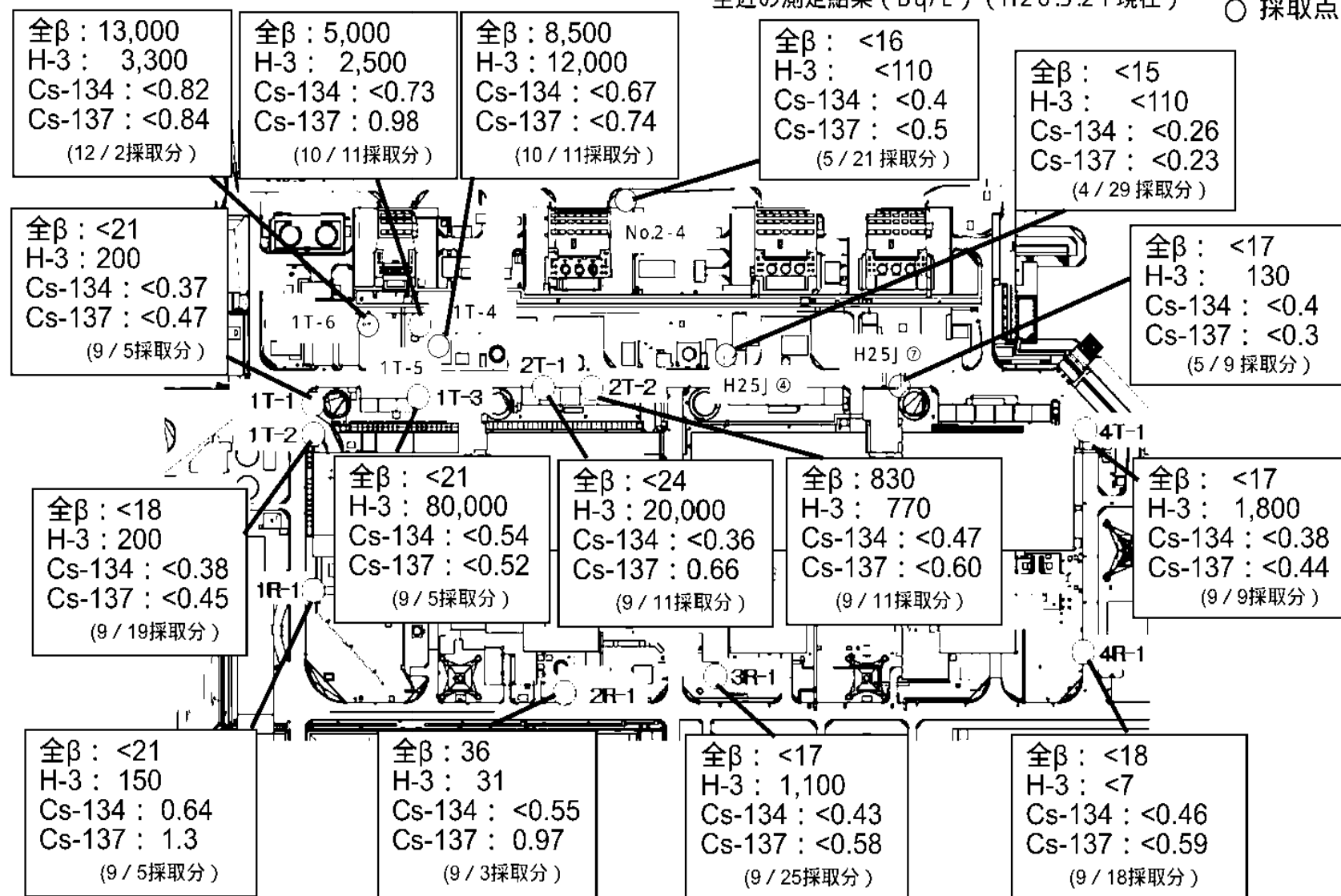


東京電力

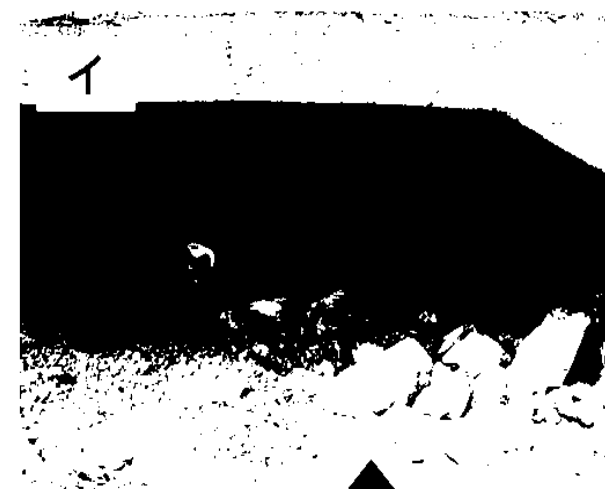
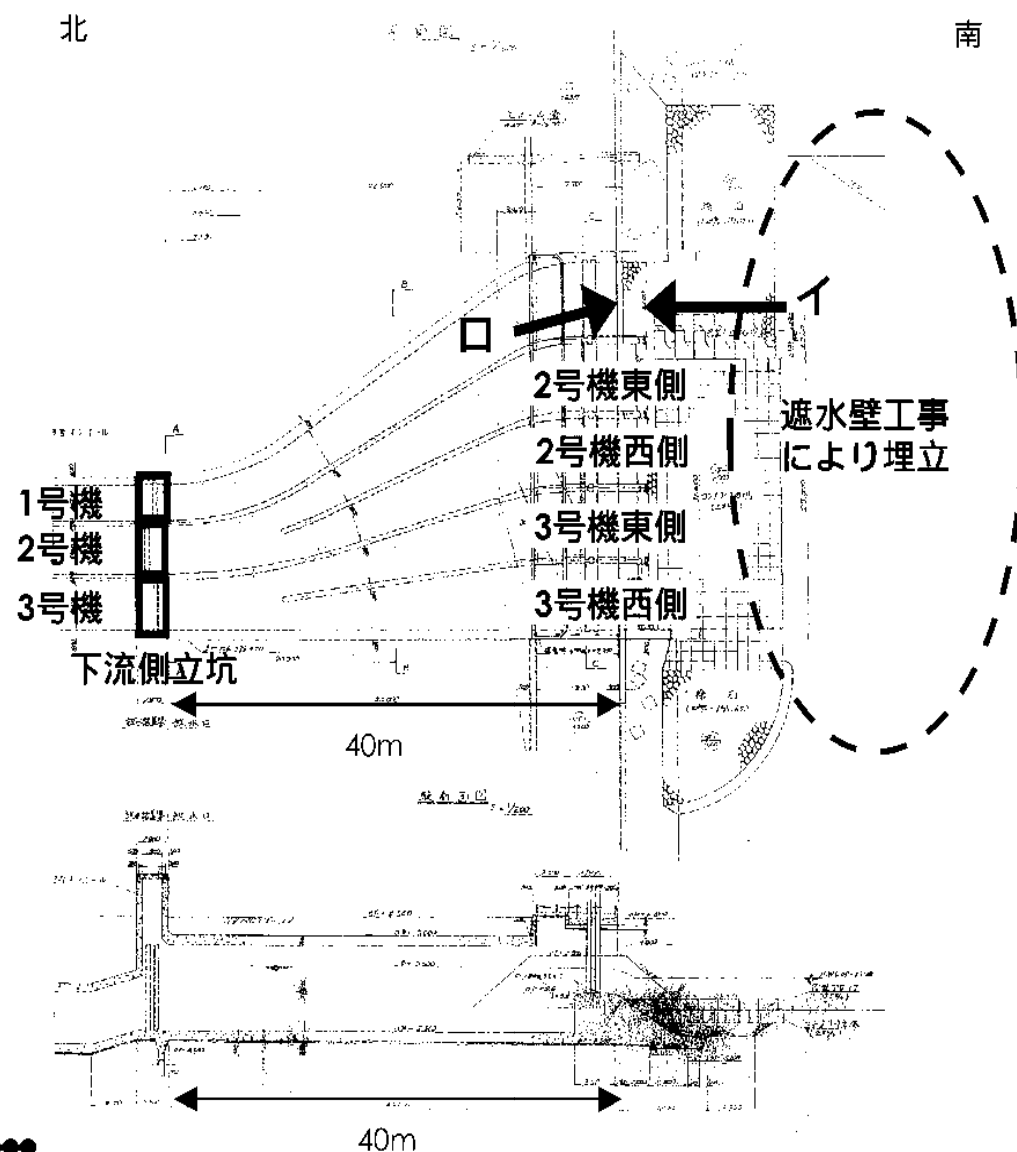
(参考) 建屋周辺の地下水濃度測定結果

至近の測定結果 (Bq/L) (H26.5.21現在)

○ 採取点



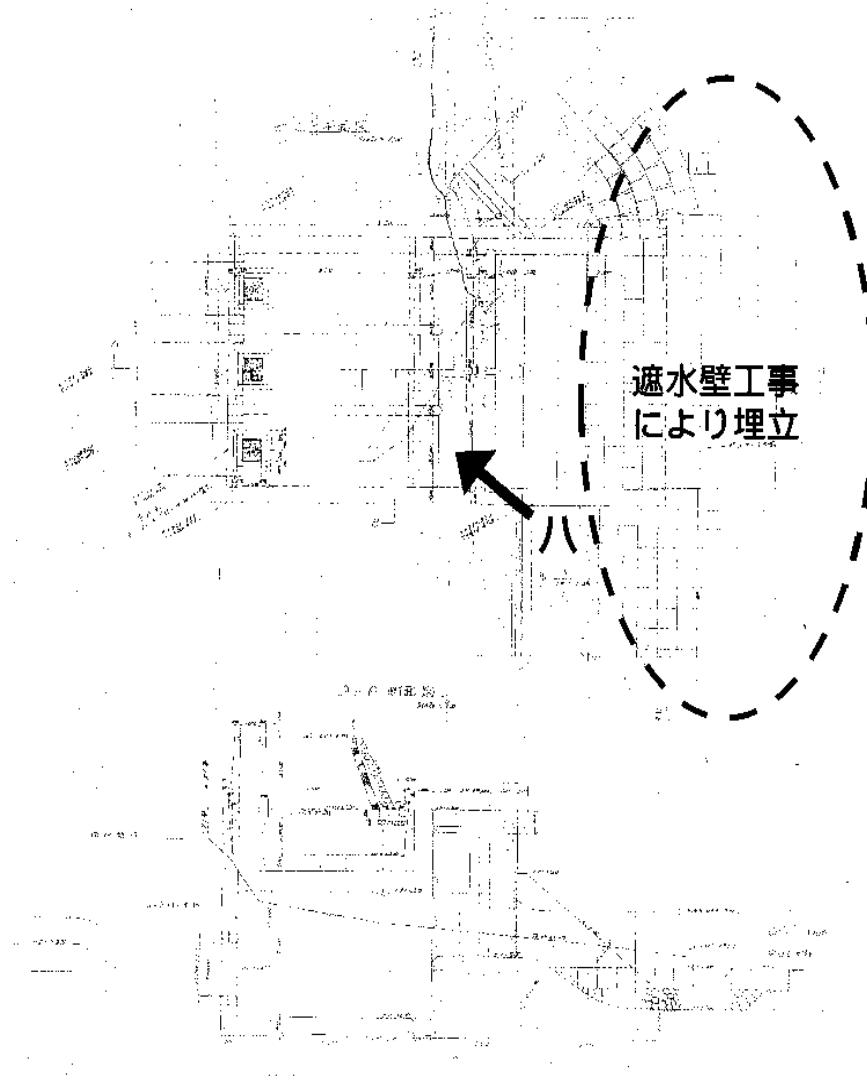
(参考) 1～3号機放水路の放水口付近



遮水壁工事
により埋立



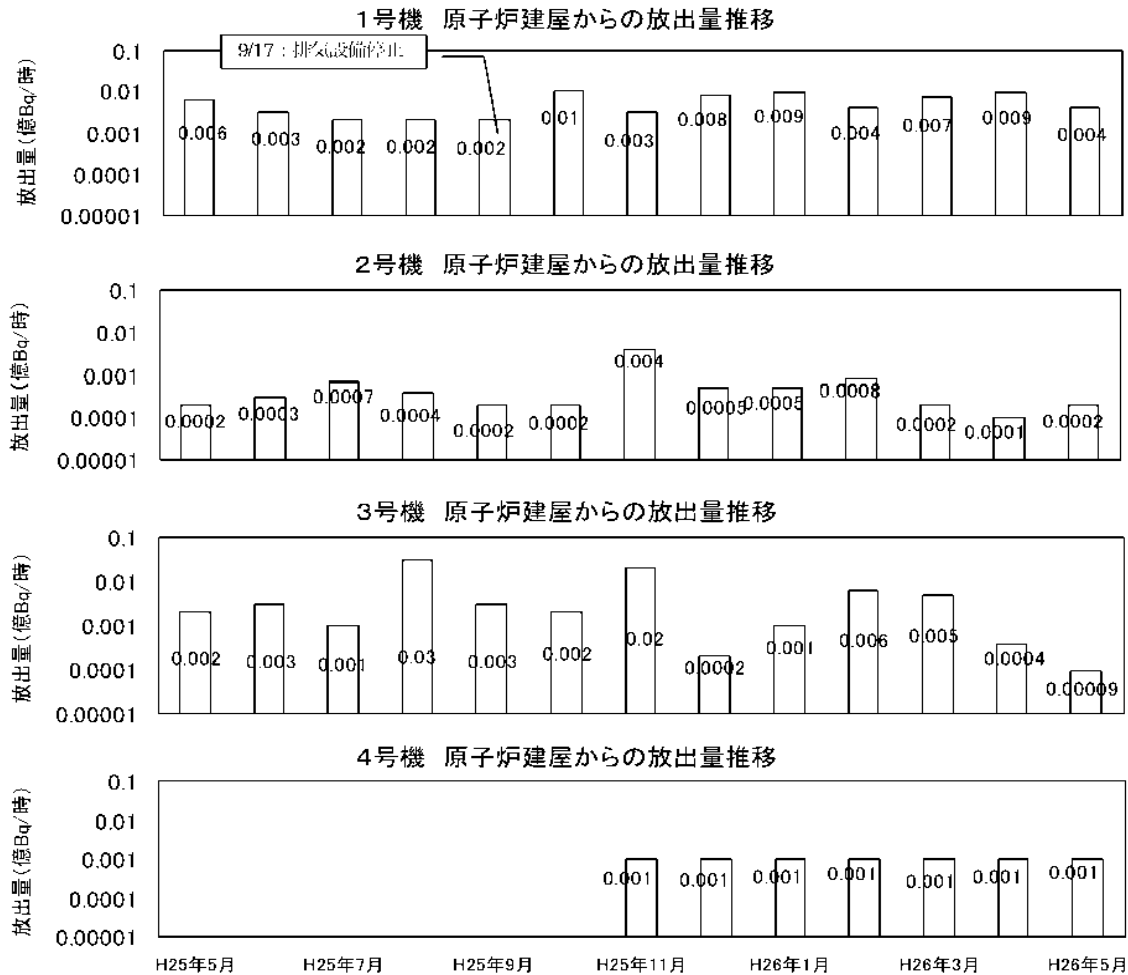
【参考】4号機放水路の放水口付近



4号機内は堆砂により閉塞

原子炉建屋からの追加的放出量の評価結果（平成26年5月）

- 1～4号機原子炉建屋からの現時点の放出量（セシウム）を、原子炉建屋上部等の空気中放射性物質濃度（ダスト濃度）を基に評価。（各号機の採取地点は別紙参照）
- 1～4号機の大物搬入口は閉塞の状態で測定。
- 1～4号機建屋からの現時点の放出による敷地境界における被ばく線量は0.03mSv/年以下と評価。
- 被ばく線量は、原子炉建屋上部等の空気中放射性物質濃度を基に算出した1～4号機の放出量の合計値は0.006億ベクレル/時であり、原子炉の状態が安定していることから、0.1億ベクレル/時以下と評価している。
- 号機毎の推移については下記のグラフの通り。



※ 放出量についてはCs134とCs137の合計値である

- 本放出による敷地境界の空気中の濃度は、Cs-134及びCs-137ともに 1.3×10^{-9} (Bq/cm³) と評価。

※周辺監視区域外の空気中の濃度限度：Cs-134・・・ 2×10^{-5} 、Cs-137・・・ 3×10^{-5} (Bq/cm³)
※1F 敷地境界周辺のダスト濃度「実測値」：
Cs-134・・・ND (検出限界値：約 1×10^{-7})、Cs-137・・・ND (検出限界値：約 2×10^{-7}) (Bq/cm³)

(備考)

- ・希ガスについては、格納容器ガス管理設備における分析結果から放出量を評価しているが、放出されるガンマ線実効エネルギーがセシウムに比べて小さく、被ばく経路も放射性雲の通過による外部被ばくのみとなるため、これによる被ばく線量は、セシウムによる線量に比べて極めて小さいと評価している。

1～4号機原子炉建屋からの
追加的放出量評価結果 平成26年5月評価分
(詳細データ)



東京電力

1. 放出量評価について

放出量評価値(5月評価分)

単位:億Bq/時

	原子炉建屋上部		PCVガス管理sys	公表予定値
	原子炉直上部	機器ハッチ部		
1号機	0.0038以下		9.7E-7以下(希ガス0.29)	0.004
2号機	0.00017以下		8.6E-7(希ガス10以下)	0.0002
3号機	0.000021以下	0.000061以下	9.2E-7以下(希ガス13)	0.00009
4号機	0.00091以下		-	0.001
合計				約0.1以下(0.006)

放出量評価値(4月評価分)

単位:億Bq/時

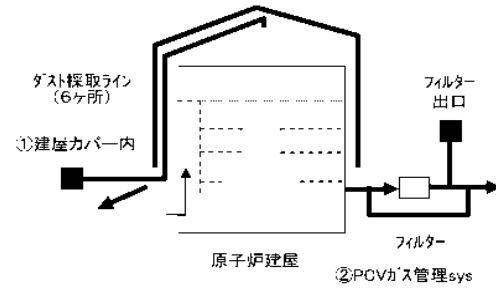
	原子炉建屋上部		PCVガス管理sys	公表予定値
	原子炉直上部	機器ハッチ部		
1号機	0.0084		1.0E-6以下(希ガス0.32)	0.009
2号機	0.000096以下		1.0E-6以下(希ガス9.7以下)	0.0001
3号機	0.00018	0.00012以下	1.1E-6以下(希ガス13)	0.0004
4号機	0.00092以下		-	0.001
合計				約0.1(0.02)

2.1 1号機の放出量評価

1.ダスト等測定結果

①建屋カバー内(単位Bq/cm³)

採取日	核種	北東 コーナー	北西 コーナー	南西 コーナー	南側 上部	機器 ハッチ上	北側上部 フィルター入口
前回	Cs-134	6.2E-6	ND(9.0E-7)	3.7E-6	7.9E-6	2.7E-6	ND(9.2E-7)
	Cs-137	2.0E-5	ND(1.3E-6)	1.1E-5	2.3E-5	6.4E-6	ND(1.3E-6)
5/2	Cs-134	1.1E-6	ND(9.1E-7)	3.9E-6	ND(6.6E-6)	1.6E-6	ND(9.1E-7)
	Cs-137	3.1E-6	ND(1.3E-6)	1.1E-5	ND(1.0E-5)	4.1E-6	ND(1.3E-6)



②PCVガス管理sys

採取日	核種	PCVガス管理sys 出口 (Bq/cm ³)	流量 (m ³ /h)
前回	Cs-134	ND(1.9E-6)	21
	Cs-137	ND(3.0E-6)	
5/2	Cs-134	ND(1.8E-6)	21
	Cs-137	ND(2.8E-6)	

赤字の数値を放出量評価に使用

(複数の測定結果がある場合は、Cs134+Cs137合計値が一番高い箇所を採用)

2.建屋カバー漏洩率評価

22,891m³/h (4/2~5/2)

3.放出量評価

建屋カバーからの放出量

$$= (6.6E-6 + 1.0E-5) \times 22891 \times 1E6 \times 1E-8$$

$$= 3.8E-3 \text{ 億Bq/時以下}$$

PCVガス出口(Cs)

$$= (1.8E-6 + 2.8E-6) \times 21E6 \times 1E-8$$

$$= 9.7E-7 \text{ 億Bq/時以下}$$

PCVガス出口(Kr)

$$= (1.4E0) \times 21E6 \times 1E-8$$

$$= 2.9E-1 \text{ 億Bq/時}$$

PCVガス出口(Kr被ばく線量)

$$= 2.9E+7 \times 24 \times 365 \times 2.5E-19 \times 0.0022 / 0.5 \times 1E3$$

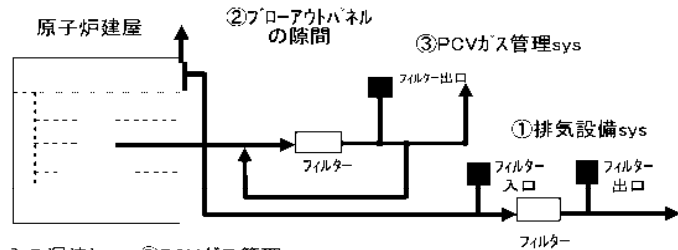
$$= 2.8E-7 \text{ mSv/年}$$

2.2 2号機の放出量評価

1.ダスト等測定結果

①排気設備sys出口ダスト測定結果

採取日	核種	(Bq/cm ³)	流量m ³ /h
前回	Cs-134	ND(3.9E-7)	10,000
	Cs-137	ND(5.7E-7)	
5/8	Cs-134	ND(3.8E-7)	10,000
	Cs-137	ND(5.8E-7)	



②排気設備sys入口ダスト測定結果(フローアウトパネルの隙間からの漏洩)

採取日	核種	(Bq/cm ³)	採取日	核種	(Bq/cm ³)
前回	Cs-134	2.0E-6	5/8	Cs-134	4.3E-7
	Cs-137	5.3E-6		Cs-137	8.3E-7

2.フローアウトパネルの隙間の漏洩率評価

測定日	R/B1FL開口部の 流入量(m ³ /h)	漏洩率評価(m ³ /h) (排気設備の流量10,000m ³ /h)
前回	7619	0
5/8	15836	5836

③PCVガス管理sys

採取日	核種	(Bq/cm ³)	流量(m ³ /h)
前回	Cs-134	ND(2.1E-6)	17
	Cs-137	4.0E-6	
5/8	Cs-134	ND(2.0E-6)	18
	Cs-137	ND(2.8E-6)	

採取日	核種	(Bq/cm ³)	流量(m ³ /h)
前回	Kr-85	ND(5.7E1)	17
5/8	Kr-85	ND(5.8E1)	18

3.放出量評価

赤字の数値を放出量評価に使用

排気設備出口

$$= (3.8E-7 + 5.8E-7) \times 10,000 \times 1E6 \times 1E-8$$

$$= 9.6E-5 \text{ 億Bq/時以下}$$

BOP隙間等

$$= (4.3E-7 + 8.3E-7) \times 5836 \times 1E6 \times 1E-8$$

$$= 7.4E-5 \text{ 億Bq/時}$$

PCVガス出口(Cs)

$$= (2.0E-6 + 2.8E-6) \times 18E6 \times 1E-8$$

$$= 8.6E-7 \text{ 億Bq/時以下}$$

PCVガス出口(Kr)

$$= 5.8E1 \times 18E6 \times 1E-8$$

$$= 1.0E+1 \text{ 億Bq/時以下}$$

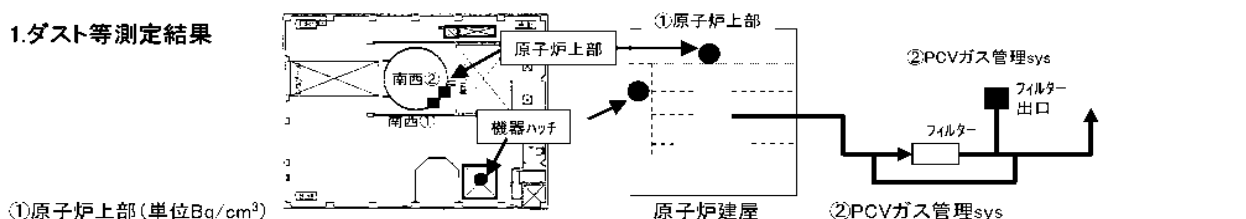
PCVガス出口(Kr被ばく線量)

$$= 1.0E9 \times 24 \times 365 \times 2.4E-19 \times 0.0022 / 0.5 \times 1E3$$

$$= 9.3E-6 \text{ mSv/年以下}$$

2.3 3号機の放出量評価

1.ダスト等測定結果



①原子炉上部(単位Bq/cm³)

採取日	核種	原子炉直上部		機器ハッチ	
		南西①	南西②	上部	流量(m ³ /s)
前回	Cs-134	ND(2.2E-6)	1.2E-5	ND(2.2E-6)	0.02
	Cs-137	1.9E-6	3.3E-5	ND(3.2E-6)	
5/13	Cs-134	ND(2.2E-6)	ND(2.1E-6)	ND(2.2E-6)	0.01
	Cs-137	ND(3.2E-6)	ND(3.1E-6)	ND(3.2E-6)	

赤字の数値を放出量評価に使用
(複数の測定結果がある場合は、Cs134+Cs137合計値が一番高い箇所を採用)

②PCVガス管理sys

採取日	核種	PCVガス管理sys出口 (Bq/cm ³)	流量 (m ³ /h)
前回	Cs-134	ND(2.2E-6)	21
	Cs-137	ND(3.2E-6)	
5/13	Cs-134	ND(1.9E-6)	20
	Cs-137	ND(2.7E-6)	

採取日	核種	PCVガス管理sys出口 (Bq/cm ³)	流量 (m ³ /h)
前回	Kr-85	6.3E1	21
5/13	Kr-85	ND(6.3E1)	20

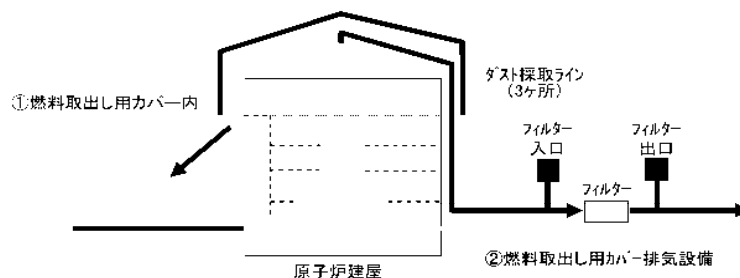
※原子炉直上部から放出流量は、H26.5.1現在の
蒸気発生量(m³/s)を適用

2.放出量評価

放出量(原子炉直上部)※	$= (2.2E-6 + 3.2E-6) \times 0.11 \times 1E6 \times 3600 \times 1E-8$	$= 2.1E-5$ 億Bq/時以下
放出量(機器ハッチ)	$= (2.2E-6 + 3.2E-6) \times (0.01 \times 5.6 \times 5.6)E6 \times 3600 \times 1E-8$	$= 6.1E-5$ 億Bq/時以下
PCVガス出口(Cs)	$= (1.9E-6 + 2.7E-6) \times 20E6 \times 1E-8$	$= 9.2E-7$ 億Bq/時以下
PCVガス出口(Kr)	$= (6.3E1) \times 20E6 \times 1E-8$	$= 13$ 億Bq/時以下
PCVガス出口(Kr被ばく線量)	$= 1.3E9 \times 24 \times 365 \times 3.0E-19 \times 0.0022 / 0.5 \times 1E3$	$= 1.5E-5$ mSv/年以下

4

2.4 4号機の放出量評価



1.ダスト等測定結果

①燃料取出し用カバー内

(燃料取出し用カバー排気設備入口)(単位Bq/cm³)

採取日	核種	SFP近傍	チェンシング プレイス近傍	カバー上部
前回	Cs-134	ND(6.6E-7)	ND(6.3E-7)	ND(6.0E-7)
	Cs-137	ND(9.6E-7)	ND(9.0E-7)	ND(9.1E-7)
5/15	Cs-134	ND(6.3E-7)	ND(6.2E-7)	ND(5.9E-7)
	Cs-137	ND(9.8E-7)	ND(9.0E-7)	ND(8.8E-7)

②燃料取出し用カバー排気設備出口

採取日	核種	燃料取出し用カバー 排気設備出口 (Bq/cm ³)	流量 (m ³ /h)
前回	Cs-134	ND(6.6E-7)	50,000
	Cs-137	ND(9.8E-7)	
5/15	Cs-134	ND(6.2E-7)	50,000
	Cs-137	ND(9.9E-7)	

赤字の数値を放出量評価に使用
(複数の測定結果がある場合は、Cs134+Cs137合計値が一番高い箇所を採用)

2.建屋カバー漏洩率評価

6,190m³/h (4/15～5/15)

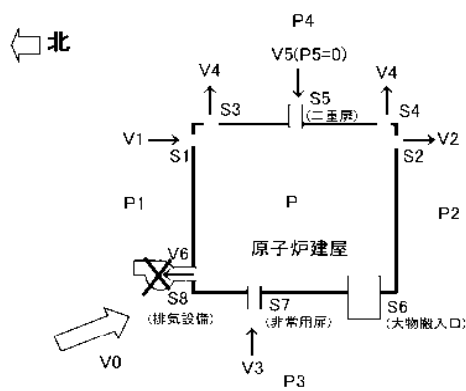
3.放出量評価

燃料取出し用カバーからの漏洩率	$= (6.3E-7 + 9.8E-7) \times 6190 \times 1E6 \times 1E-8$	$= 1.0E-4$ 億Bq/時以下
燃料取出し用カバー排気設備	$= (6.2E-7 + 9.9E-7) \times 50000 \times 1E6 \times 1E-8$	$= 8.1E-4$ 億Bq/時以下

5

参考1 1号機建屋カバーの漏洩率評価

評価方法
空気漏洩量は外部風速、建屋内外圧差、隙間面積などから計算で求める。
計算例
5月2日 北北西 2.2m/s



- V0: 外気風速 (m/s)
- V1: カバー流入風速 (m/s)
- V2: カバー流出風速 (m/s)
- V3: カバー流入風速 (m/s)
- V4: カバー流出風速 (m/s)
- V5: カバー流入風速 (m/s)
- V6: 排気風速 (m/s)
- P1: 上流側圧力 (北風) (Pa)
- P2: 下流側圧力 (北風) (Pa)
- P3: 上流側圧力 (西風) (Pa)
- P4: 下流側圧力 (西風) (Pa)
- P5: R/B内圧力 (0Pa)
- P: カバー内圧力 (Pa)
- S1: カバー隙間面積 (m²)
- S2: カバー隙間面積 (m²)
- S3: カバー隙間面積 (m²)
- S4: カバー隙間面積 (m²)
- S5: R/B二重扉開口面積 (m²)
- S6: R/B大物搬入口開口面積 (m²)
- S7: R/B非常用扉開口面積 (m²)
- S8: 排気ダクト吸込面積 (m²)
- ρ: 空気密度 (kg/m³)
- C1: 風圧係数 (北風上側)
- C2: 風圧係数 (北風下側)
- C3: 風圧係数 (西風上側)
- C4: 風圧係数 (西風下側)
- ζ: 形状抵抗係数

参考1 1号機建屋カバーの漏洩率評価

風速をVとすると、上流側、下流側の圧力は次のとおりとなる。
上流側(北風): $P1=C1 \times \rho \times V0^2 / (2g) \dots (1)$
下流側(北風): $P2=C2 \times \rho \times V0^2 / (2g) \dots (2)$
上流側(西風): $P3=C3 \times \rho \times V0^2 / (2g) \dots (3)$
下流側(西風): $P4=C4 \times \rho \times V0^2 / (2g) \dots (4)$
内圧をP、隙間部の抵抗係数をζとすると
 $P1-P=\zeta \times \rho \times V1^2 / (2g) \dots (5)$
 $P-P2=\zeta \times \rho \times V2^2 / (2g) \dots (6)$
 $P3-P=\zeta \times \rho \times V3^2 / (2g) \dots (7)$
 $P-P4=\zeta \times \rho \times V4^2 / (2g) \dots (8)$
 $P5-P=\zeta \times \rho \times V5^2 / (2g) \dots (9)$
空気流出入量のマスバランス式は
 $(V1 \times S1 - V3 \times (S6 + S7) + V5 \times S5) \times 3600 - (V2 \times S2 - V4 \times (S3 + S4) + V6 \times S8) \times 3600$
左辺と右辺の差を「Y」とすると
 $Y = (V1 \times S1 + V3 \times (S6 + S7) + V5 \times S5) \times 3600 - (V2 \times S2 - V4 \times (S3 + S4) + V6 \times S8) \times 3600$

V1、V2、V3、V4、V5は(5)、(6)、(7)、(8)、(9)式により、Pの関数なので、「Y」がゼロになるようにPの値を調整する

V0 (m/s)	C1	C2	C3	C4	ζ	ρ (kg/m ³)		
2.17	0.80	-0.50	0.10	-0.50	1.00	1.20		
S1 (m ²)	S2 (m ²)	S3 (m ²)	S4 (m ²)	S5 (m ²)	S6 (m ²)	S7 (m ²)	S8 (m ²)	
1.20	1.20	1.20	1.10	2.00	0.00	2.00	2.88	

P1 (Pa)	P2 (Pa)	P3 (Pa)	P4 (Pa)	P5 (Pa)	P (Pa)
0.23064	-0.14415	0.02883	-0.14415	0	-0.01497

V1 (m/s)	V2 (m/s)	V3 (m/s)	V4 (m/s)	V5 (m/s)	V6 (m/s)	Y (m ³ /h)
2.00	1.45	0.85	1.45	0.49	0.00	0.00
IN	OUT	IN	OUT	IN	OUT (排気)	OK

※IN : 流入
OUT: 流出
給気風量 18,302 m³/h
排気ファン風量 0 m³/h
漏洩率 18,302 m³/h

参考1 1号機建屋カバーの漏洩率評価

週ごとの漏洩量評価（一例）

	4月30日			5月1日			5月2日			5月3日			5月4日			5月5日			5月6日		
	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)
西風	0.7	0.8	6.796	1.3	1.0	12.095	2.8	4.8	23.726	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
西北西風	0.8	1.7	6.767	1.4	1.0	12.303	2.8	3.7	24.207	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
北西風	1.1	1.8	9.485	1.8	0.7	15.562	2.3	4.2	20.271	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
北北西風	0.8	0.3	6.326	2.3	1.3	19.188	2.2	1.7	18.362	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
北風	0.0	0.0	0	2.3	2.3	18.237	1.2	0.8	9.198	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
北北東風	0.0	0.0	0	2.5	1.3	19.574	1.9	0.3	14.705	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
北東風	0.0	0.0	0	1.6	0.3	13.079	0.9	0.3	7.594	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
東北東風	0.0	0.0	0	1.7	0.2	14.809	1.9	0.7	16.116	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
東風	0.0	0.0	0	0.0	0.0	0	1.8	1.7	17.056	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
東南東風	0.0	0.0	0	1.8	0.5	15.680	2.1	3.2	18.156	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
南東風	0.0	0.0	0	2.0	0.2	16.576	1.4	0.7	11.391	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
南南東風	3.7	1.3	29.212	4.7	3.8	36.979	1.3	0.2	10.333	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
南風	4.6	13.5	36.230	4.6	9.9	36.532	1.6	0.3	7.929	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
南南西風	4.2	2.5	35.761	0.0	0.0	0	1.3	0.2	10.965	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
南西風	0.0	0.0	0	0.7	0.2	6.137	1.2	0.3	10.083	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
西南西風	0.7	1.0	6.445	1.2	1.3	10.320	1.3	0.7	10.985	0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0		0.0	0.0	
漏洩日量 (m3)	660,341			637,914			454,631			0			0			0			0		

16方位毎の平均風速から漏洩率を前頁のように評価する。

漏洩量合計

評価期間	4/2 ~ 4/8	4/9 ~ 4/15	4/16 ~ 4/22	4/23 ~ 4/29	4/30 ~ 5/2	~	漏洩量合計(m3)	評価対象期間(h)	漏洩率(m3/h)
週間漏洩量 (m3)	4,017,107	4,303,780	3,856,874	3,100,027	1,752,886		17,030,674	744	22,291

8

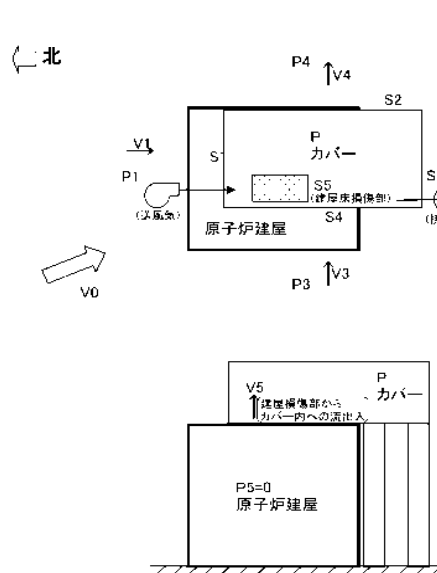
参考2 4号機燃料取出し用カバーの漏洩率評価

評価方法

空気漏洩量は外部風速、建屋内外圧差、隙間面積などから計算で求める。

計算例

5月15日 北北西 2.4m/s



- V0: 外気風速 (m/s)
- V1: カバー内流入風速 (m/s)
- V2: カバー内流出風速 (m/s)
- V3: カバー内流入風速 (m/s)
- V4: カバー内流出風速 (m/s)
- V5: カバー内流入風速 (m/s)
- P: カバー内圧力 (Pa)
- P1: 上流側圧力 (北風) (Pa)
- P2: 下流側圧力 (北風) (Pa)
- P3: 上流側圧力 (西風) (Pa)
- P4: 下流側圧力 (西風) (Pa)
- P5: R/B内圧力 (Pa)
- S1: カバー隙間面積 (m²)
- S2: カバー隙間面積 (m²)
- S3: カバー隙間面積 (m²)
- S4: カバー隙間面積 (m²)
- S5: 建屋床掘削部隙間面積 (m²)
- ρ: 空気密度 (kg/m³)
- C1: 風圧係数 (北風上側)
- C2: 風圧係数 (北風下側)
- C3: 風圧係数 (西風上側)
- C4: 風圧係数 (西風下側)
- ε: 形状抵抗係数

9

参考2 4号機燃料取出し用カバーの漏洩率評価

風速をVとすると、上流側、下流側の圧力は次のとおりとなる、
上流側(北風): $P1=C1 \times \rho \times V0^2/(2g) \dots (1)$
下流側(北風): $P2=C2 \times \rho \times V0^2/(2g) \dots (2)$
上流側(西風): $P3=C3 \times \rho \times V0^2/(2g) \dots (3)$
下流側(西風): $P4=C4 \times \rho \times V0^2/(2g) \dots (4)$

内圧をP、隙間部の抵抗係数をとすると
 $P1-P=\zeta \times \rho \times V1^2/(2g) \dots (5)$
 $P-P2=\zeta \times \rho \times V2^2/(2g) \dots (6)$
 $P3-P=\zeta \times \rho \times V3^2/(2g) \dots (7)$
 $P-P4=\zeta \times \rho \times V4^2/(2g) \dots (8)$
 $P5-P=\zeta \times \rho \times V5^2/(2g) \dots (9)$

空気流出入量のマスバランス式は
 $(V1 \times S1+V3 \times S4+V5 \times S5) \times 3600=(V2 \times S3+V4 \times S2) \times 3600$

左辺と右辺の差を「Y」とすると
 $Y=(V1 \times S1+V3 \times S4+V5 \times S5) \times 3600-(V2 \times S3+V4 \times S2) \times 3600$

V1、V2、V3、V4、V5は(5)、(6)、(7)、(8)、(9)式により、Pの関数なので、「Y」がゼロになるようにPの値を調整する

V0 (m/s)	C1	C2	C3	C4	ζ	ρ (kg/m ³)
2.38	0.80	-0.50	0.10	-0.50	2.00	1.20
S1 (m ²)	S2 (m ²)	S3 (m ²)	S4 (m ²)	S5 (m ²)		
0.44	0.81	0.46	0.81	4.00		

P1 (Pa)	P2 (Pa)	P3 (Pa)	P4 (Pa)	P5 (Pa)	P (Pa)
0.277786	-0.17362	0.034723	-0.17362	0	-0.00119

V1 (m/s)	V2 (m/s)	V3 (m/s)	V4 (m/s)	V5 (m/s)	Y (m ³ /h)
1.51	1.19	0.54	1.19	0.10	0.00
IN	OUT	IN	OUT	IN	OK

※IN :流入
OUT:流出

漏洩率 5.391 m²/h

参考2 4号機燃料取出し用カバーの漏洩率評価

週ごとの漏洩量評価（一例）

	5月13日			5月14日			5月15日			
	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)	風速 (m/s)	時間 (hr)	漏洩率 (m3/h)	
西風	3.5	1.5	0	3.7	1.8	0	1.9	0.2	0	
西北西風	3.0	1.5	6.764	0.0	0.0	0	1.7	1.2	3.861	
北西風	2.6	1.2	5.905	0.0	0.0	0	2.4	3.7	5.430	
北北西風	0.0	0.0	0	1.4	0.7	3.059	2.4	4.5	5.391	
北風	1.6	0.8	5.158	1.4	0.3	4.402	2.0	2.0	6.57	
北北東風	1.3	0.2	2.943	0.9	0.3	2.037	2.2	1.2	5.013	
北東風	0.0	0.0	0	0.0	0.0	0	1.6	1.2	3.731	
東北東風	2.2	0.2	4.997	0.0	0.0	0	1.4	1.8	3.263	
東風	1.4	0.2	3.605	0.0	0.0	0	1.8	2.8	4.764	
東南東風	1.6	2.3	3.685	2.7	0.5	6.135	1.5	1.0	3.307	
南東風	1.7	1.8	3.636	2.9	2.0	6.471	2.0	1.8	4.530	
南南東風	2.0	5.8	4.541	3.5	7.7	7.012	2.0	1.2	4.413	
南風	2.4	3.8	7.443	3.0	2.2	9.485	2.7	0.2	6.572	
南南西風	2.5	2.7	5.540	2.0	1.3	4.393	1.4	0.2	3.734	
南西風	2.6	1.7	5.636	2.5	3.2	5.824	0.0	0.0	0	
西南西風	1.8	0.2	4.040	3.5	4.0	7.753	1.7	0.2	3.816	
漏洩口量 (m3)	119.041			135.714			109.744			

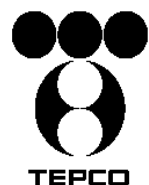
16方位毎の平均風速から漏洩率を前頁のように評価する。
漏洩量合計

評価期間	4/15 ~ 4/21	4/22 ~ 4/28	4/29 ~ 5/5	5/6 ~ 5/12	5/13 ~ 5/15	漏洩量合計(m3)	評価対象期間(h)	漏洩率(m3/h)
週間漏洩量 (m3)	1,028,555	638,319	1,239,369	1,313,952	385,499	4,605,695	744	6,190

福島給食センター設置工事開始について

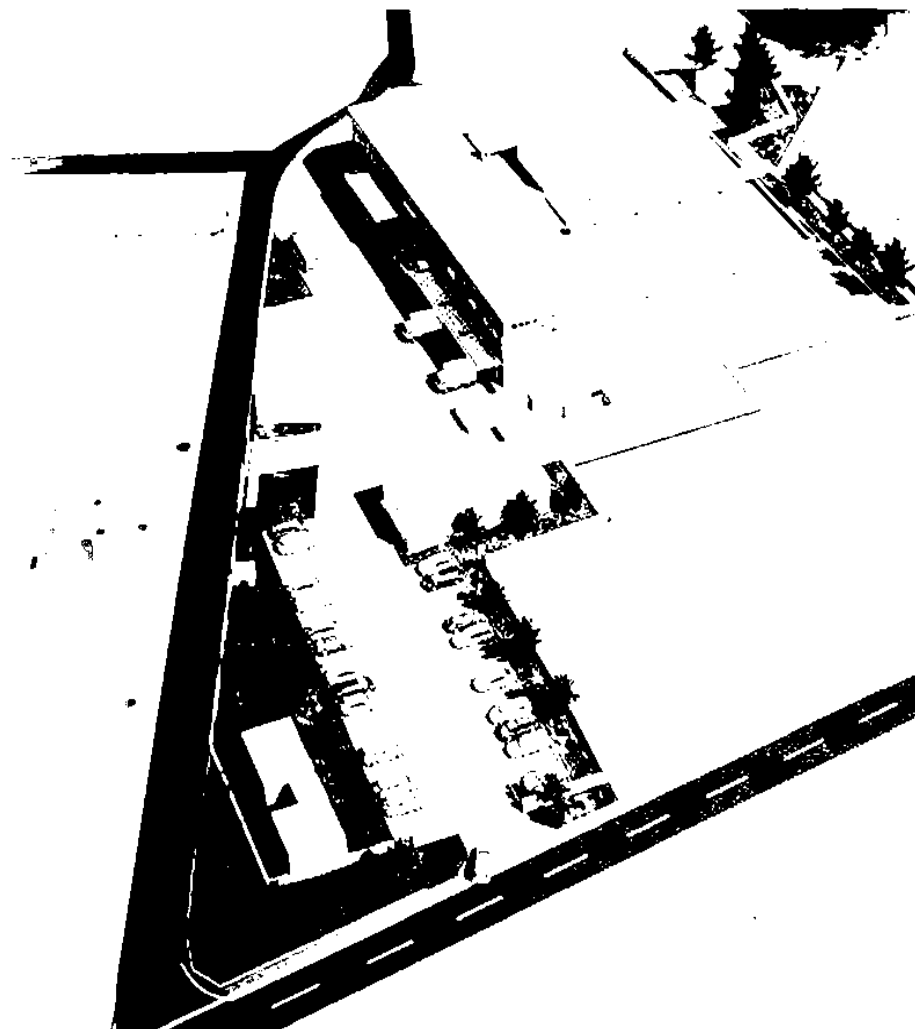
平成26年5月29日

東京電力株式会社



東京電力

概要



福島給食センター 残飯・食器



厨房
(調理・洗浄)



調理済みの
食事・食器

1F

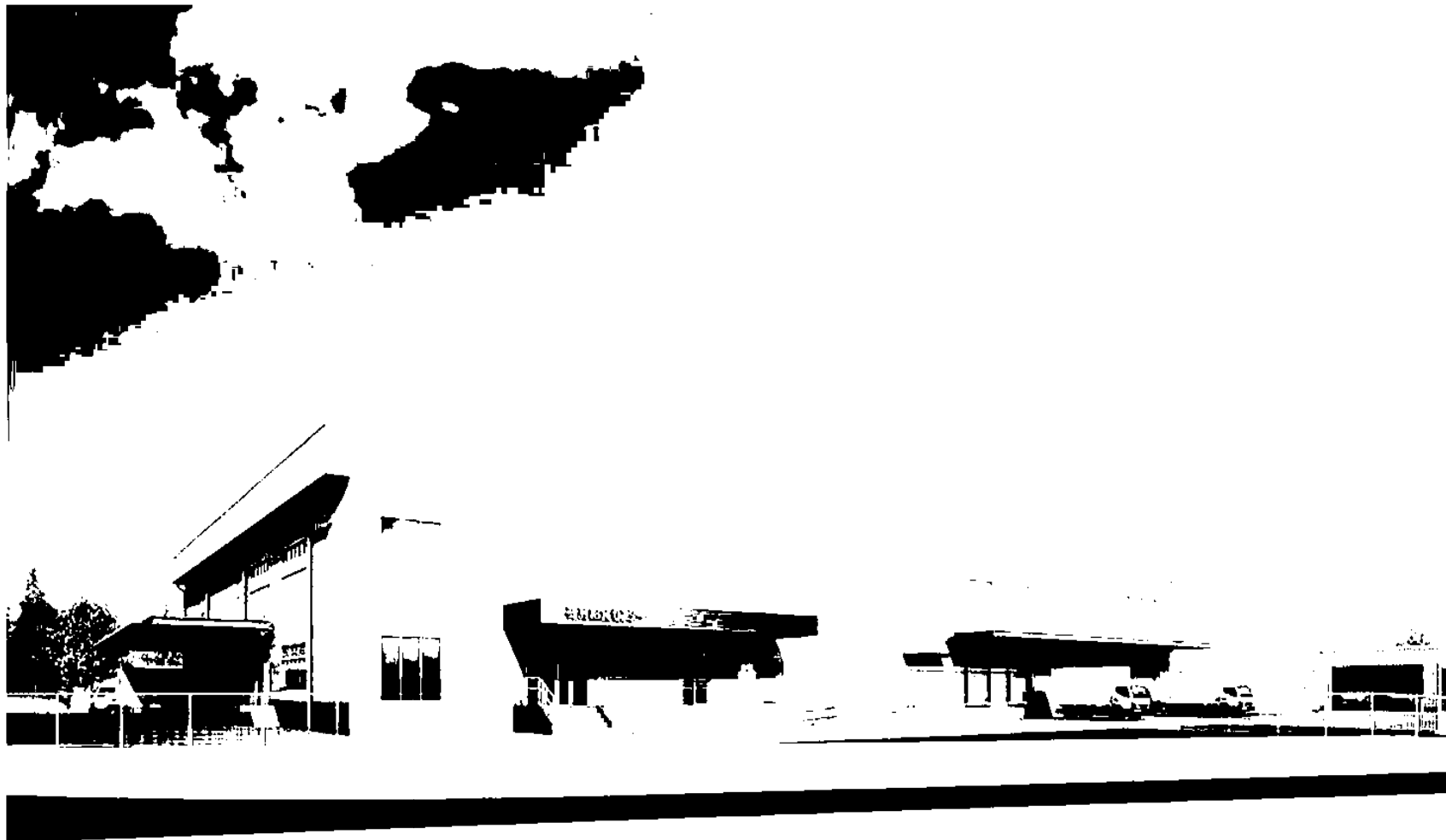


暫定事務棟、
大型休憩所

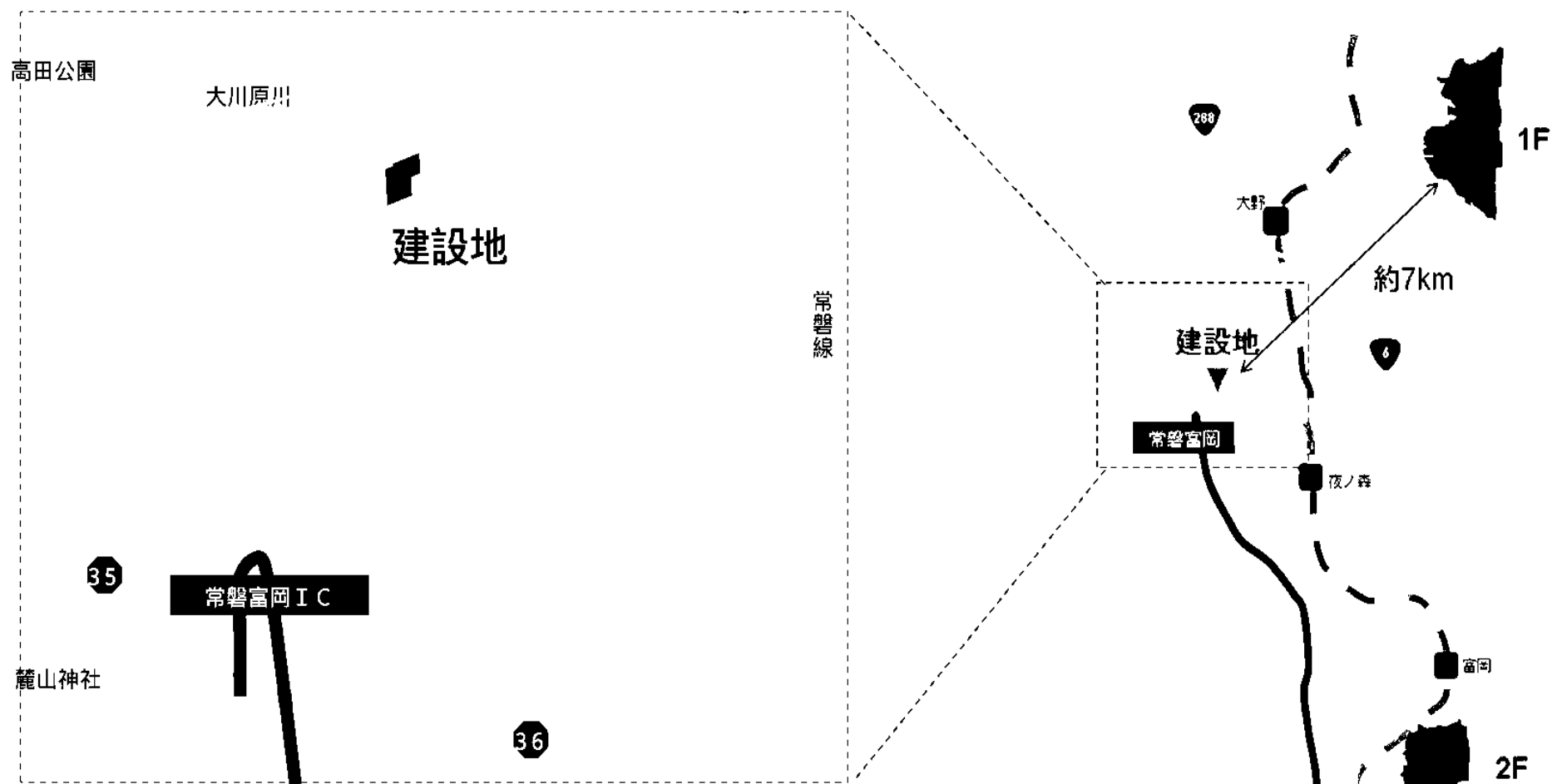
福島給食センター方式のイメージ

- 設置場所 : 双葉郡大熊町大字大川原字南平
- 構造種別 : 鉄骨造・2階建
- 延床面積 : 約3,500m²
- 提供食数 : 約3,000食
- 起工式 : 平成26年5月29日
- 完成時期 : 平成26年度末(予定)

完成予想図

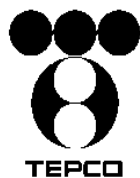


設置場所



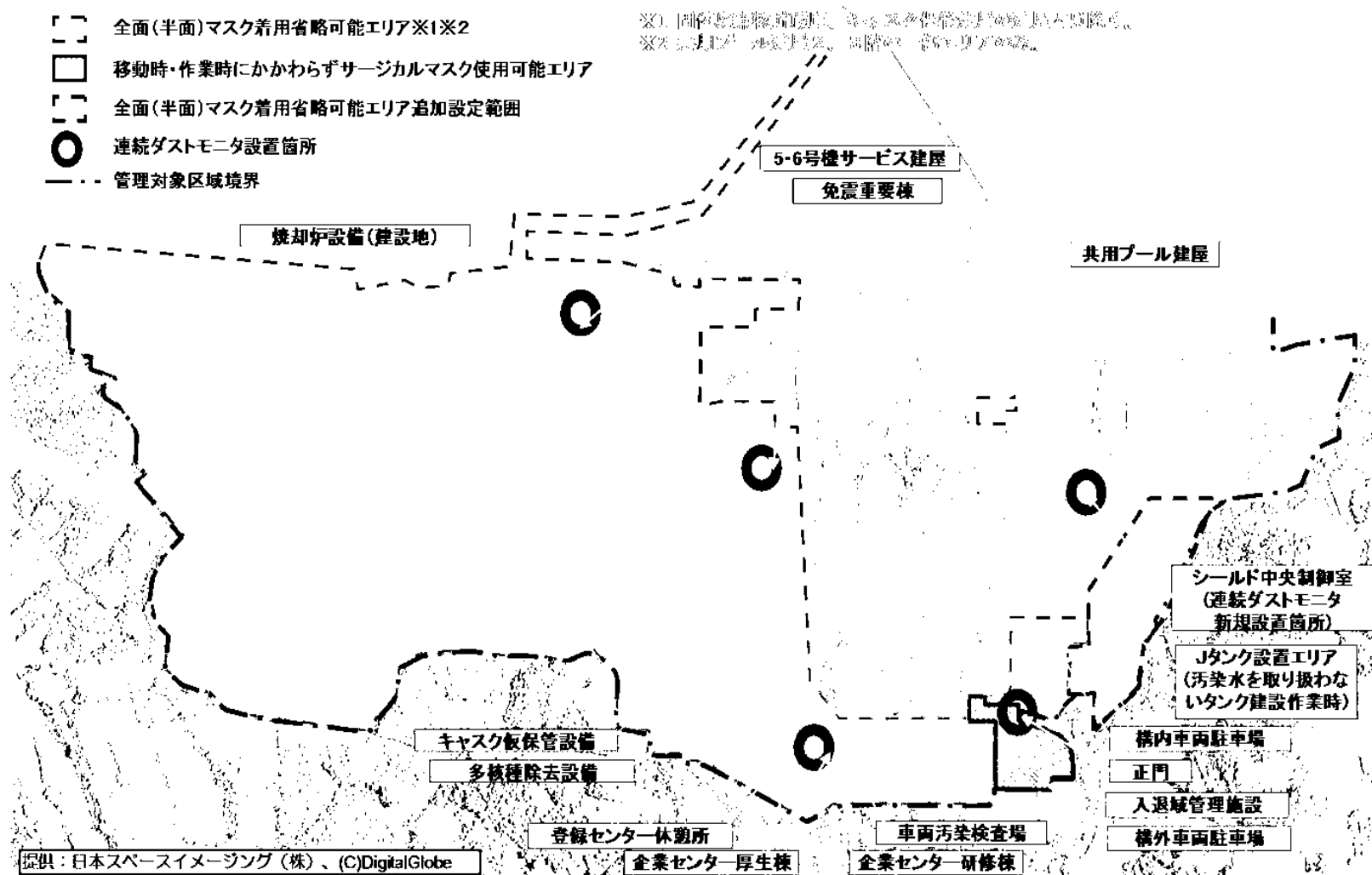
「タンク設置エリアの全面マスク 着用省略可能エリアの設定について

平成 26年 5月 29日
東京電力株式会社



東京電力

今回拡大予定の全面マスク着用省略可能エリア

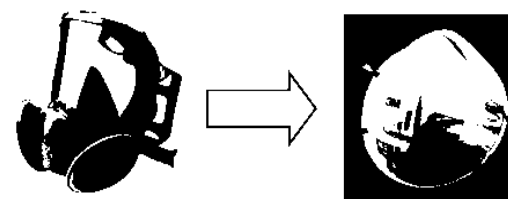


<1F構内全面マスク着用省略可能エリア>

Jタンク設置エリアの全面マスク着用省略可能エリアの設定

目的

Jタンク設置エリアの空气中放射性物質濃度、表土の放射性物質濃度を実測により把握した上で、全面マスク着用省略可能エリアに設定して防護装備を適正化し、Jタンク設置エリアの建設作業員に対して、夏場の熱中症のリスクを軽減させるとともに、作業負荷の軽減、作業性の向上を図る。



ダスト表土の測定結果

Jタンク設置エリアの空气中放射性物質濃度は、検出限界濃度未満であった。
(全面マスク着用基準： $2 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ (粒子状Cs))

DS2

当該エリアの除染 (伐採、表土除去) により、表土の放射性物質濃度は、10の2乗～3乗オーダーで分布しており、現在設定している全面マスク着用省略エリアの表土 (10の2乗～6乗オーダー) と同程度 (低い側) であった。

運用開始

平成26年5月30日から、Jタンク設置エリア内の汚染水を取り扱わないタンク建設作業に限り、捕集効率95%以上の使い捨て式防じんマスク (DS2) を着用可とする。

「J」タンク設置エリアのサーベイ結果

空气中放射性物質濃度（ダスト）および表土の放射能濃度

試料採取箇所	採取試料	採取日	Cs-134	Cs-137	合計値
20	ダスト	H26.5.2	< 1.0E - 6	< 1.4E - 6	検出限界未満
21	ダスト	H26.5.2	< 9.7E - 7	< 1.3E - 6	検出限界未満
22	ダスト	H26.5.2	< 9.8E - 7	< 1.3E - 6	検出限界未満
23	表土	H26.4.23	< 5.0E + 1	< 6.5E + 1	検出限界未満
24	表土	H26.4.23	2.7E + 2	6.9E + 2	9.6E + 2
25	表土	H25.12.12	9.0E + 2	1.9E + 3	2.8E + 3

※ 1 ダストの単位：Bq/cm³，表土の単位：Bq/kg

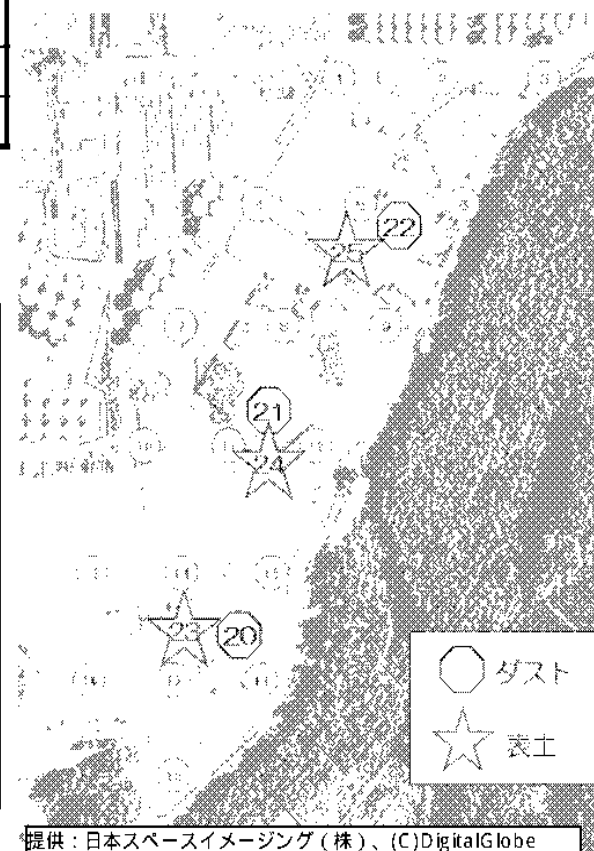
※ 2 除染電離則では、5.0E+5 Bq/kgを超える高濃度汚染土壌を取り扱う作業で、かつ高濃度粉塵作業（10 mg/m³を超える）の場合には、捕集効率95%以上の防塵マスク（DS2）を着用することとしている。

（参考）
地上高さ1 mのγ線
サーベイ結果
（単位：μSv/h）
測定日 H26.3.26

測定点	線量率
1	5.0
2	9.0
3	9.5
4	2.0
5	2.4
6	6.0
7	7.5
8	11
9	25
10	6.0

測定点	線量率
11	3.5
12	3.5
13	2.5
14	2.2
15	4.0
16	3.0
17	2.2
18	4.0
19	3.0

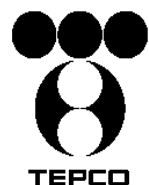
- 空气中放射性物質濃度は、マスク着用基準以下（ 2×10^{-4} Bq/cm³）
- 作業時は、使い捨て式防じんマスク（DS2）を着用



提供：日本スペースイメージング（株）、(C)DigitalGlobe

車両整備場の設置について

平成26年5月29日
東京電力株式会社



東京電力

1．設置目的と運用概要

I．設置目的

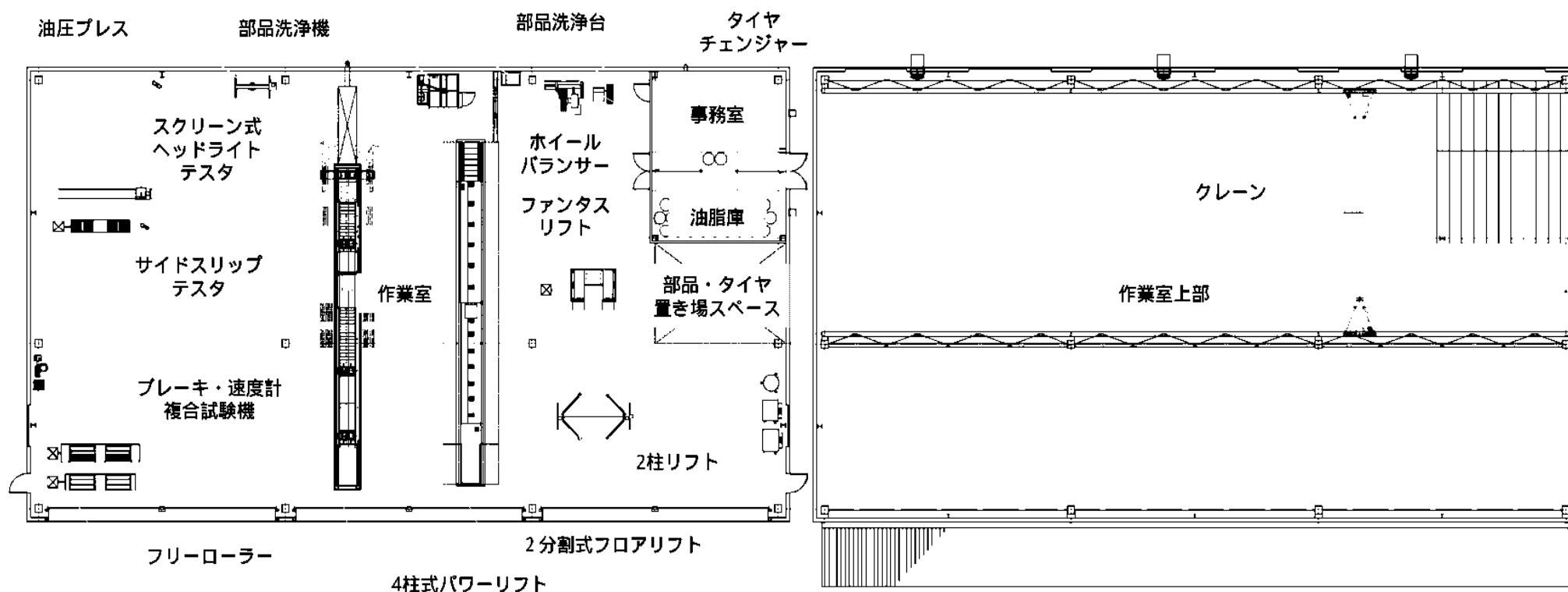
- 1．構内専用車両の整備による人身安全確保（従来はブレーキチェックやオイル量の確認など簡易的な点検を実施）
- 2．工事車両の整備拠点確保による円滑な工事の実施
- 3．構内専用車両の長期利用による廃棄物の低減

II．運用概要

■ 運営会社・営業開始日・運営日・運営時間等

運営会社	： 東電リース株式会社
営業開始日	： 平成26年6月1日～
運営日	： 毎週火曜日～金曜日（月・土・日、祝祭日は休日）
運営時間	： AM8：30～11：30 PM12：30～15：30（夏期時（7月～9月）はAMのみ）
対象車両	： 構内専用車
整備車種	： 軽自動車・小型車・普通車・大型車・バス
整備内容	： 定期整備（12ヶ月点検程度）、故障整備、応急措置 ※「定期点検」「故障整備」に関しては事前予約制
整備料金	： 有料

2. 車両整備場の概要



1階平面図

1階上部平面図

車両点検可能内容

- ・定期点検（法令点検）
- ※ 認証未取得工場として運用

車両整備、能力

- ・大型車：2台
- ・小型車：2台

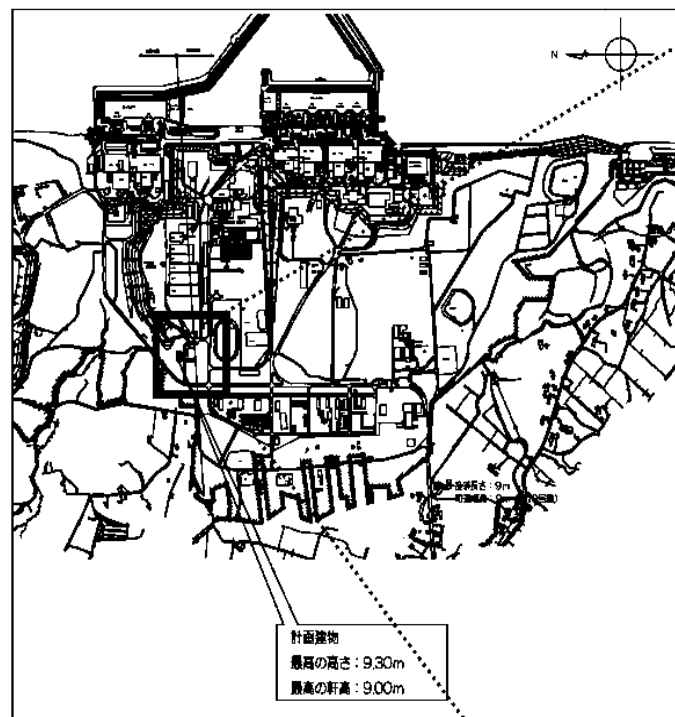
運用開始予定

- ・H26.6運用開始予定

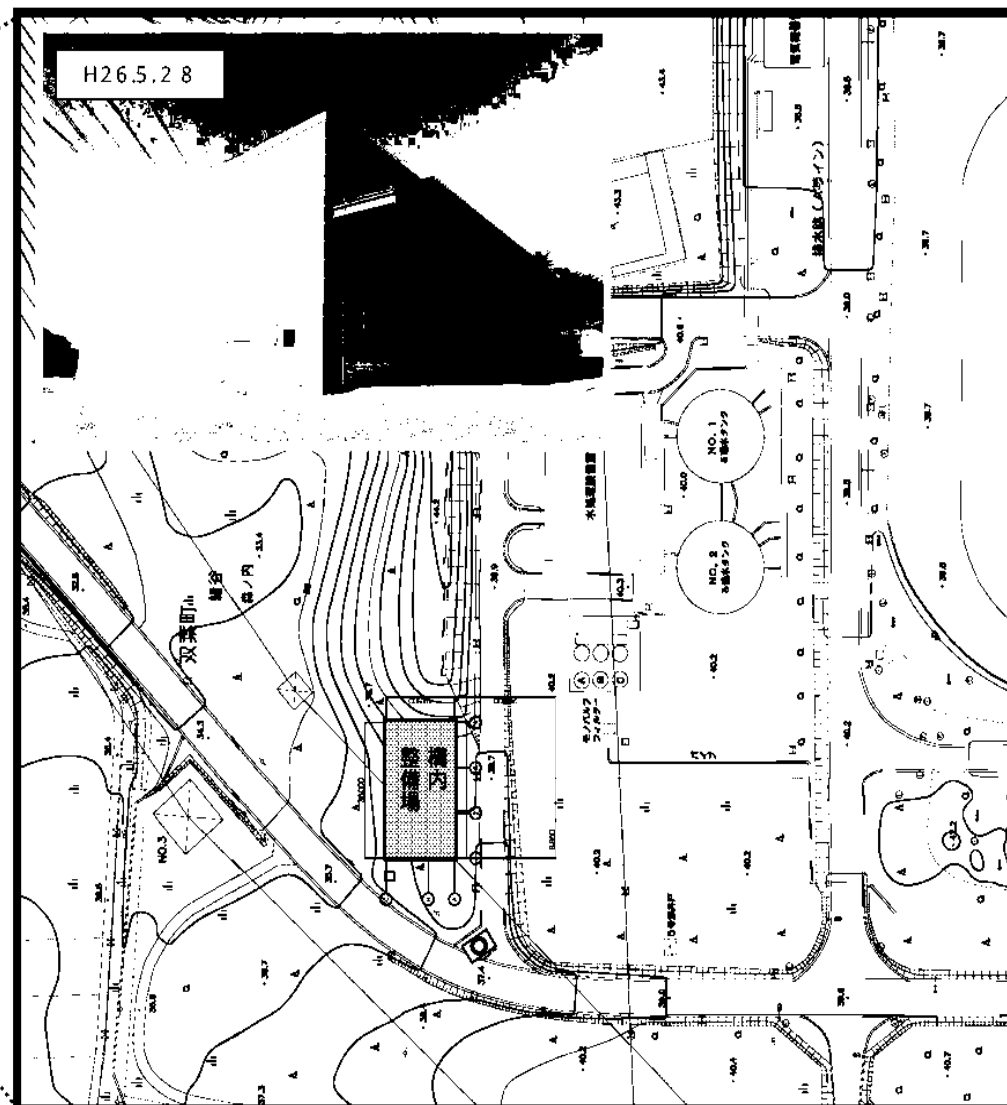
建屋内用途について

- ・作業室（700.65 m²）：車両の点検整備を行う。
- ・事務室（24.29 m²）：点検整備における事務を行う。
- ・油脂庫（27.82 m²）：【危険物一時取扱所】
- ※ 点検整備において発生する潤滑油等を一時保管する。

3．車両整備場の位置図



着工：H25.8
竣工日：H26.5.28



使用済燃料プール対策 スケジュール

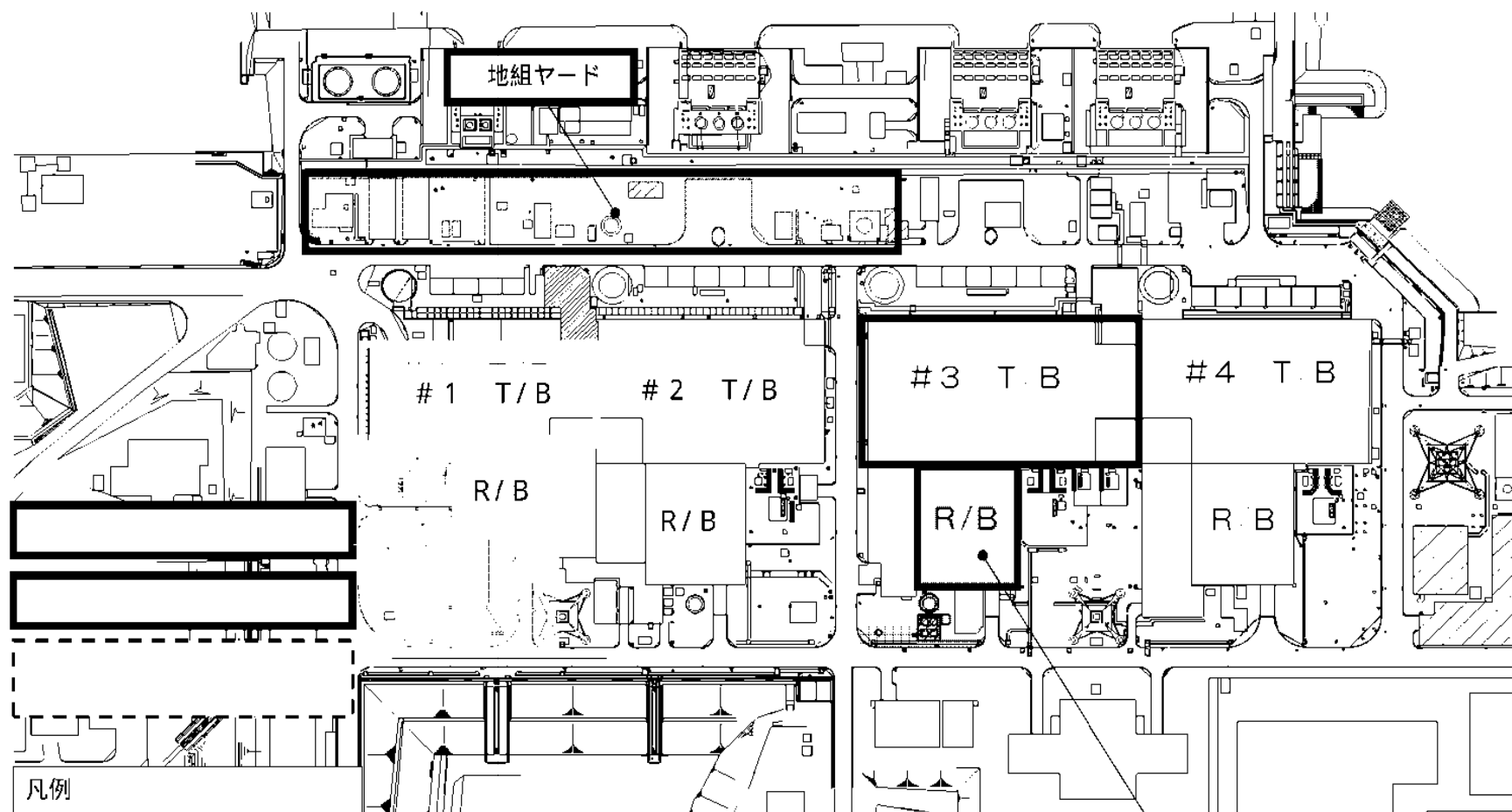
[illegible]

使用済燃料プール対策 スケジュール

[illegible]

1, 3号機 原子炉建屋上部瓦礫撤去工事 燃料取り出し用カバー工事 他 作業エリア配置図

N ←



凡例

青部分 ……3号機工事

■ ……現在実施中の作業

□ ……今後予定の作業

□ ……完了作業

④作業ヤード整備等

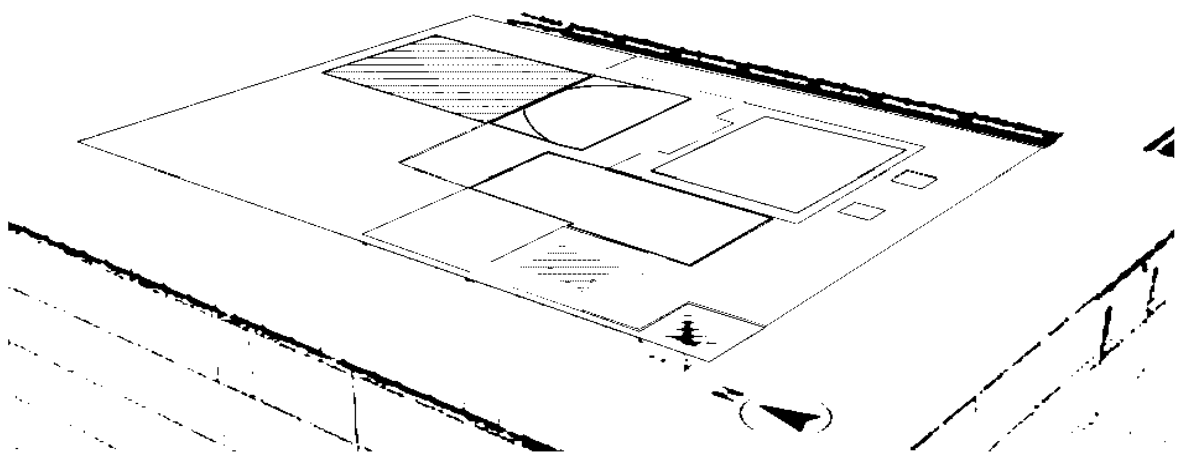
⑤オペレーティングフロア除染・遮へい工事 (2013/10/15~)

備考 R/B :原子炉建屋 T/B :タービン建屋 Rw/B :廃棄物処理建屋

【3号機原子炉建屋上部除染・遮へい工事】

- 4月24日（木）～5月28日（水）主な作業実績
- ・ R／B上部除染(ガレキ集積、ガレキ吸引、床表層切削)
 - ・ SFP内瓦礫撤去
 - ・ 作業ヤード整備

□作業進捗イメージ図



【凡例】

- 除染対象外 □ ガレキ集積 □ ガレキ吸引 □ 床表層切削 □ 遮へい材設置
□ SFP内ガレキ撤去

※除染・遮へい対策手順：ガレキ集積→ガレキ吸引→床表層切削→遮へい材設置

- 5月29日（木）～6月25日（水）主な作業予定
- ・ SFP内瓦礫撤去
 - ・ R／B上部除染(ガレキ集積、ガレキ吸引、床表層切削)
 - ・ 作業ヤード整備

■備考

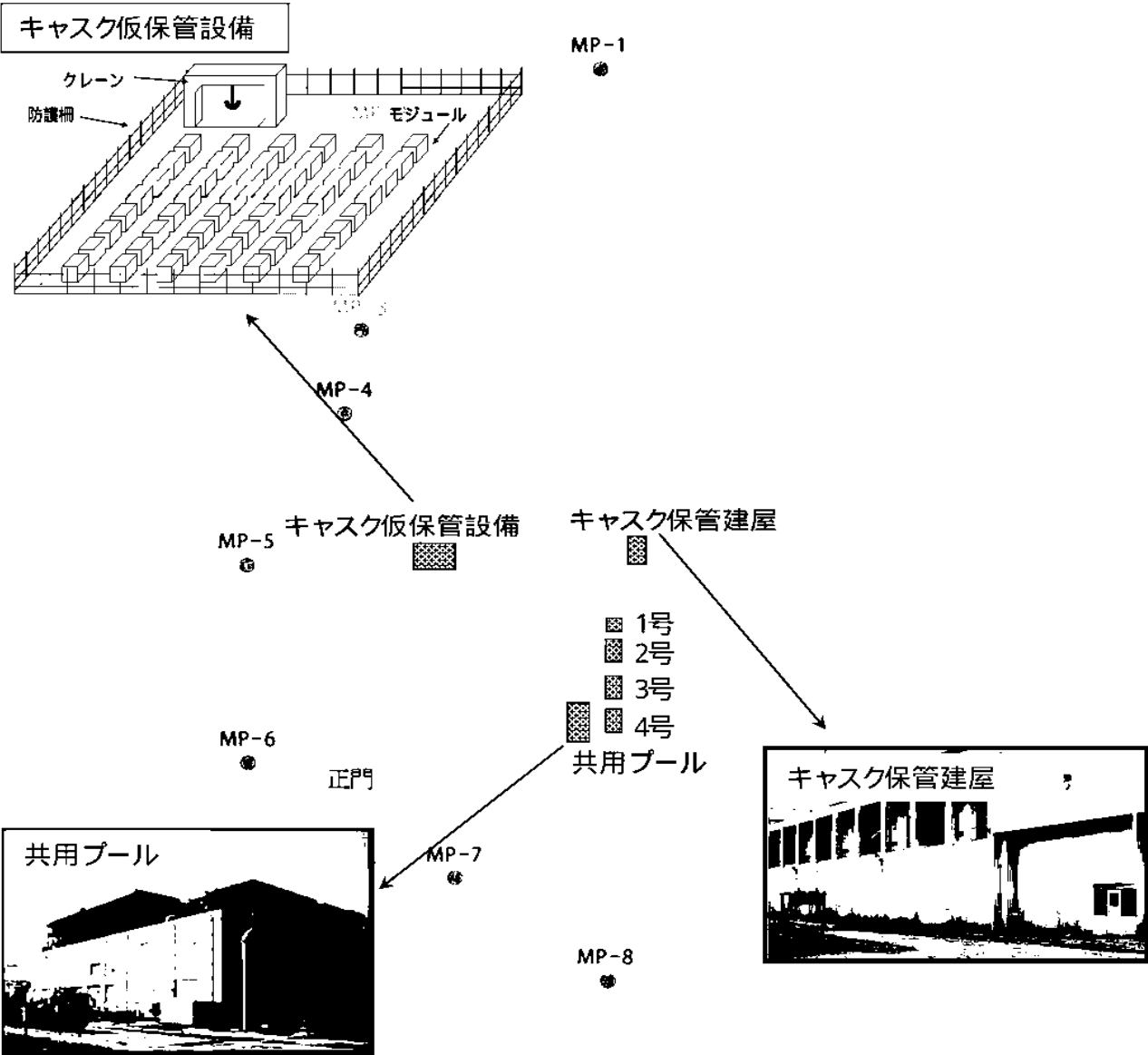
- ・ R／B：原子炉建屋
- ・ SFP：使用済燃料貯蔵プール

以 上

使用済燃料の保管状況 (H26.5.28作業終了時点)

保管場所	保管体数 (体)			取出し率	(参考)	
	新燃料	使用済燃料	合計		H23.3.11時点	キャスク基数
1号機	100	292	392	0.0%	392	-
2号機	28	587	615	0.0%	615	-
3号機	52	514	566	0.0%	566	-
4号機	180	407	587	61.8%	1535	-
キャスク保管建屋	0	0	0	100.0%	408	0
合計	360	1800	2160	38.6%	3516	

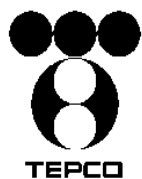
保管場所	保管体数 (体)			保管率	(参考)	
	新燃料	使用済燃料	合計		保管容量	キャスク基数
キャスク仮保管設備	0	1412	1412	48.2%	2930	28 (容量 :50)
共用プール	24	6295	6319	92.4%	6840	-



3号機使用済燃料プール内大型ガレキ撤去作業の 進捗状況について

平成26年5月29日

東京電力株式会社



東京電力

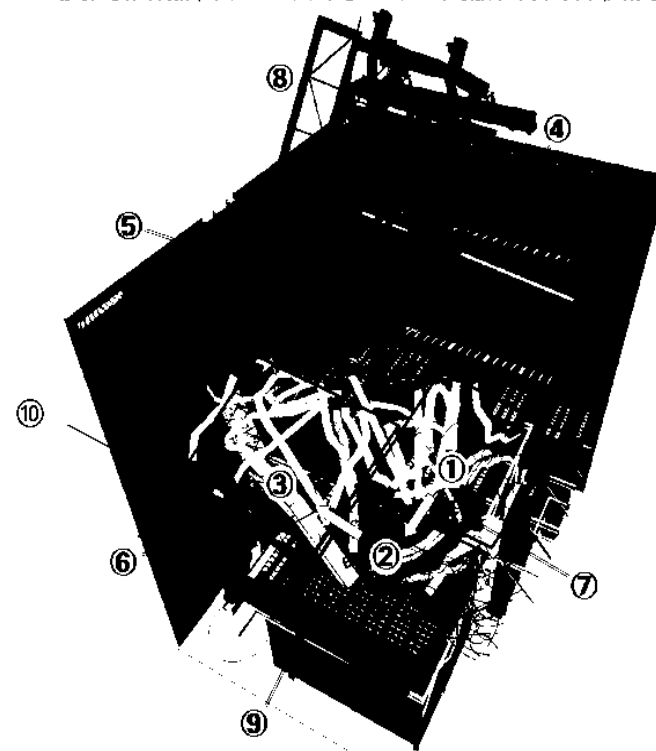
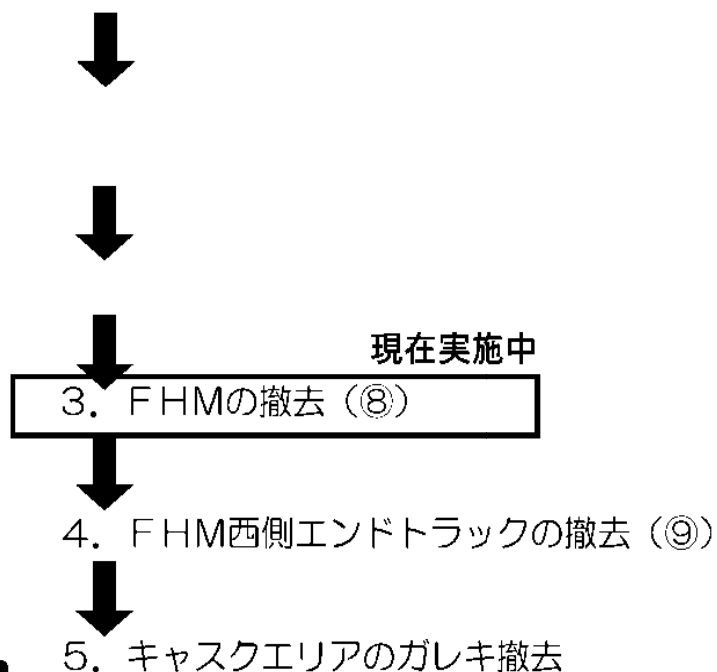
3号機大型ガレキ撤去作業の進捗状況について

- 3号機使用済燃料プールからの燃料取り出しに向け、使用済燃料プール内の大型ガレキ撤去を開始(12/17)。
- 3月中にFHMに干渉している鉄筋・デッキプレート等の撤去をほぼ完了。FHM撤去作業に着手。
- 撤去ガレキ量は累計で鉄筋322本、デッキプレート55枚、屋根トラス材6本(5月28日現在)



<使用済燃料プール内ガレキ撤去作業状況>

使用済燃料プール内大型ガレキ撤去順序



ガレキ撤去状況（参考資料）

○プール内ガレキ

（平成26年5月28日現在）

名 称	撤去実績	前回実績 (H26.4.23)	総量	備 考
鉄筋(約0.01t)	322本	322本	330本※1	10mと想定
デッキプレート(約0.04t)	55枚	55枚	65枚※1	
屋根トラス材(約0.8t)	6本	6本	9本※2	
コンクリートガレキ(約0.07t)	-	-	-	0～500mm程度 人頭大コンクリートガレキ (300×300×300(mm))
FHMマスト(約1.6t)	1本	1本	1本	
FHM(約35t)	0基	0基	1基	トロリ2階部: 走行式補助ホイストフレーム、主 ホイスト滑車装置撤去済
FHMエンドトラック(約2.6t)	0本	0本	1本	
その他ガレキ※3	46個	47個	-	手摺、鉄板、チェッカープレート等

※1 プール内ガレキの推定量であり、実際と異なる。なお、ガレキ撤去作業の進捗に伴い、作業開始前に確認された量から変更した。

※2 プール内に落下している屋根トラス材の推定量。

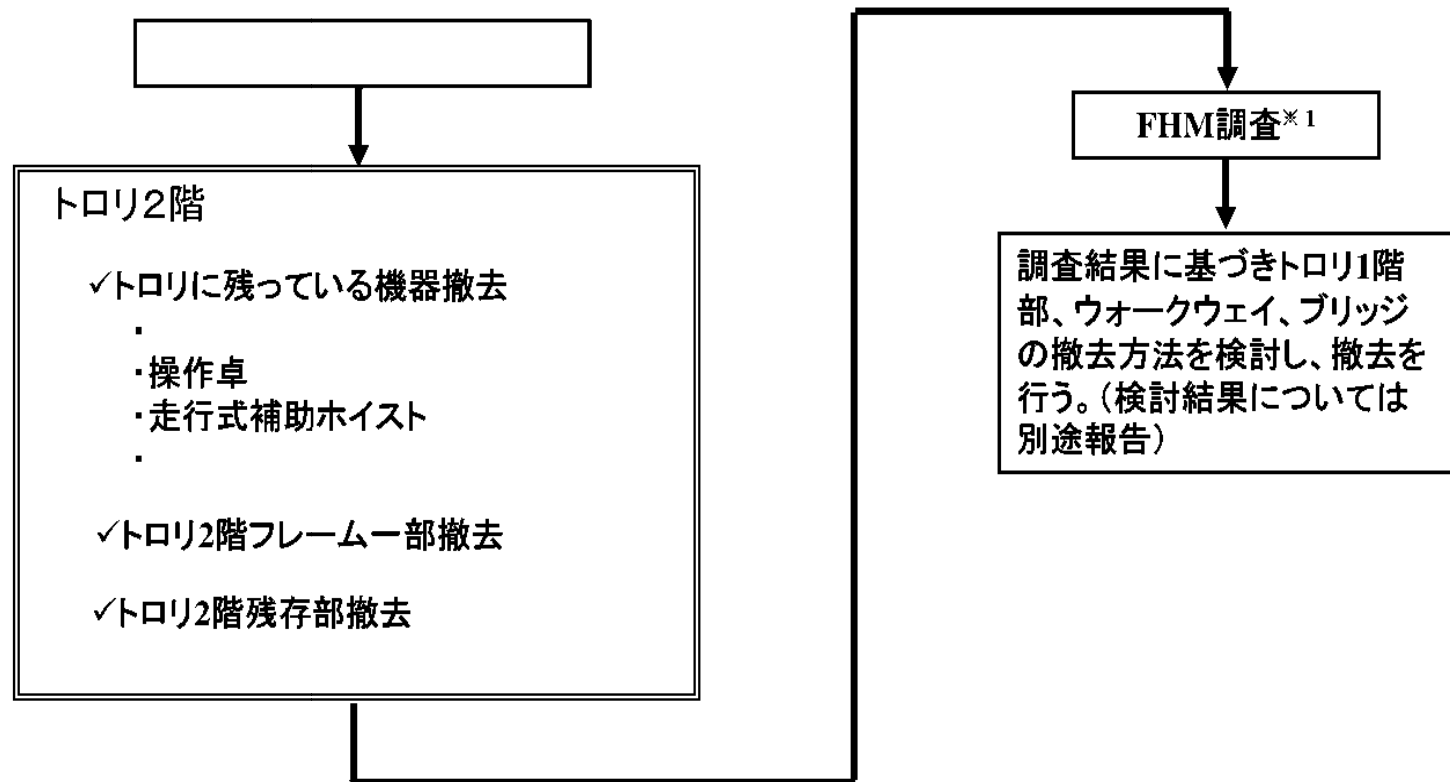
※3 「その他ガレキ」に分類していたFHMトロリ2階部のガレキを「FHM」に再分類したため、「その他ガレキ」の撤去実績が前回実績に比べ減少。

○気中ガレキ

（平成26年5月28日現在）

名 称	撤去実績	前回実績 (H26.3.25)	備 考
鉄筋	25本	24本	FHMに干渉していた鉄筋
その他ガレキ	16個	9個	手摺、チェッカープレート、制御盤扉、鉄板、端子台、配管等

FHM撤去フロー



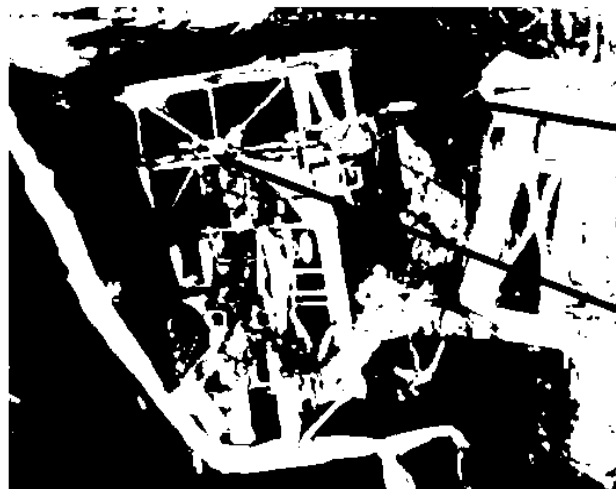
※ 1: FHM調査はガレキ撤去の進捗に合わせ、必要に応じて行う。

作業概要案

撤去対象機器	作業概要
主ホイスト滑車装置	対象ガレキを鋼材用カッターにて把持し、撤去済。
操作卓	対象ガレキを小型フォークで把持し、対象ガレキに繋がっているケーブルをケーブル用カッターで切断。切断後、小型フォークでガレキを撤去。
走行式補助ホイスト	対象ガレキを小型フォークで把持し、対象ガレキに繋がっているケーブルをケーブル用カッターで切断。切断後、小型フォークでガレキを撤去。
走行式補助ホイストフレーム	対象ガレキをガレキ落下防止把持具で把持しながら、鋼材用カッターにてフレームを切断して撤去。（（参考）参照）
トロリ2階フレーム一部	撤去対象部位をガレキ落下防止把持具で把持しながら、鋼材用カッターにて切断して撤去。
トロリ2階残存部	鋼材用カッター、ケーブル用カッターにてトロリ2階部のサブフレームを切断。その後、エンジン付フォークで撤去対象部を把持し、鋼材用カッターでメインフレームを切断・撤去。

(参考) 走行式補助ホイストフレーム撤去

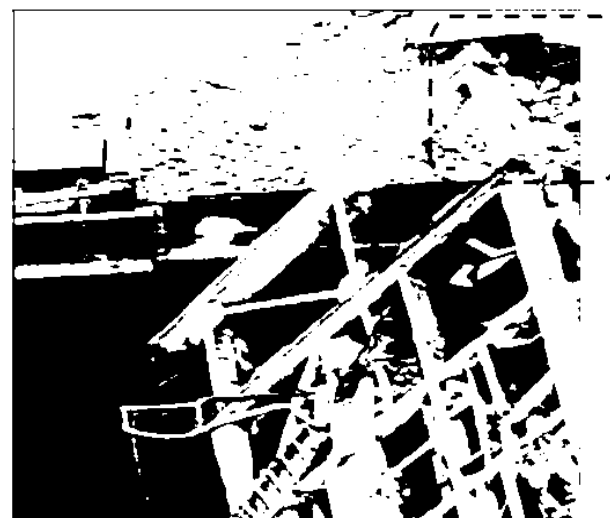
撤去前



撤去範囲

走行式補助
ホイストフレーム

撤去後



切断片把持前



ガレキ落下防止把持具
(クランプ型)

ガレキ落下防止把持具により切断片
を把持しながらフレーム切断



鋼材用カッター

切断片撤去

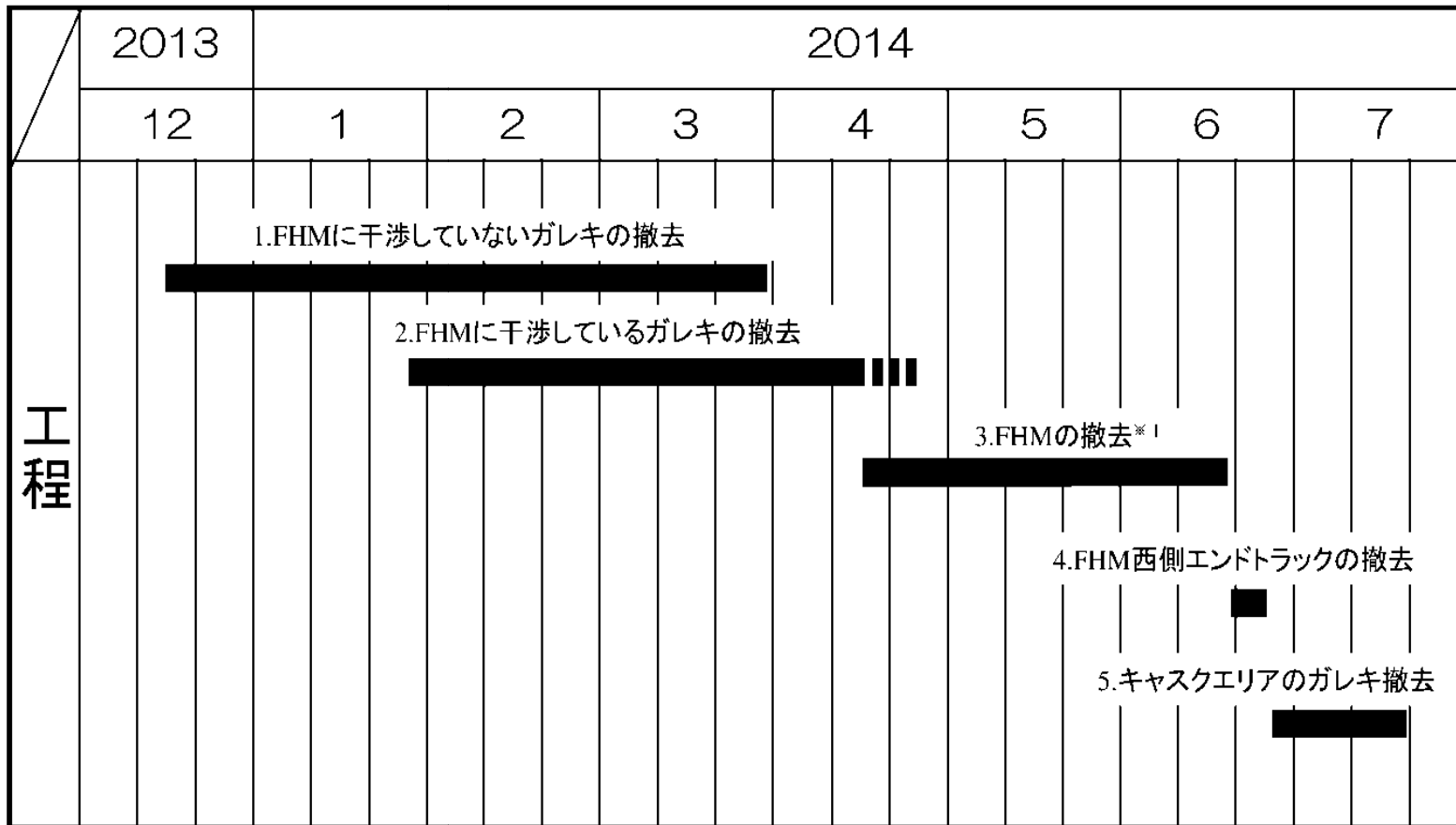


切断片



東京電力

(参考) 工程






※1 ガレキ取扱具の操作用無線の不調とクローラークレーンの旋回用ブレーキの不調により作業遅延(3週間)。今後、旋回用ブレーキの点検等を行う予定。(作業遅延の可能性あり。)



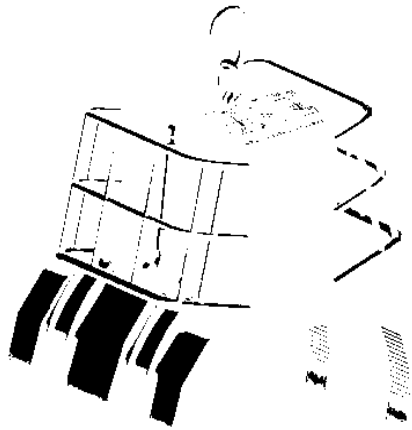
〔 FHMに干渉しているガレキや落下しているFHM内部の状況が十分把握できないため、撤去作業の進捗に応じて適宜ガレキ状況を確認しつつ、工程・手順の最適化、見直しを図る。 〕



(参考) ガレキ取扱具

			
鋼材用カッター	大型カッター	ケーブル用カッター	ガレキ落下防止把持具 (クランプ型)
鋼材を切断、または把持して撤去する場合に使用。刃の根本部分で旋回・曲げ動作が可能。FHM構成部材へのアクセスが大型カッターに比べ容易。	鋼材を切断、または把持して撤去する場合に使用。刃の根本部分で旋回・曲げ動作が可能。	鋼材用カッターに取付けて使用。ケーブル、細い鋼材の切断に使用。	鋼材を切断する際に、切断片を把持して撤去するために使用。カウンタウエイトにより、ガレキ（鋼材）を把持した状態で姿勢を維持可能。 クレーン2台を同時に使う場合にクレーン同士が接近しないよう、天秤を使用。

(参考) ガレキ取扱具

		
<p>ペンチ</p>	<p>小型フォーク</p>	<p>エンジン付フォーク</p>
<p>鉄筋、デッキプレート等を把持して撤去する場合に使用。</p>	<p>水中・気中のガレキ（鋼材、コンクリート等）を把持して撤去する場合に使用。</p>	<p>気中のガレキ（鋼材、コンクリート等）を把持して撤去する場合に使用。</p>

福島第一原子力発電所

特定原子力施設に係る実施計画 (Ⅱ章2.12使用済燃料共用プール設備) の 変更認可申請について

平成26年5月29日

東京電力株式会社



東京電力

実施計画の変更認可申請について

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2項に基づき、「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画（以下、実施計画）」の変更認可を原子力規制委員会に申請

主な変更事由：

変形・破損あるいはその可能性がある燃料を保管するため、使用済燃料貯蔵ラック（49体）への取替に伴う変更。

具体的には、以下燃料を収納すること想定

震災前から4号機使用済燃料プールに保管している変形燃料（7×7燃料）

1～3号機使用済燃料プールに保管している燃料のうち、震災前から変形・破損している燃料※1

1, 3, 4号機使用済燃料プールに保管している燃料のうち、震災時にプール内に落下した瓦礫等により変形・破損した可能性がある燃料※2

※1：変形・破損の程度を考慮した上で、本ラック（49体）ではなく既設ラック（90体）に貯蔵することも検討中。

※2：現状、4号機では震災時に伴い変形・破損した燃料は確認されていない。また、1, 3号機では詳細な調査を実施していない。

変更箇所：

Ⅱ章2.12 使用済燃料共用プール設備

主な変更内容

使用済燃料貯蔵ラック（４９体）新規設置に伴う変更





震災前または震災時に変形・破損した可能性のある燃料を共用プール内に貯蔵する旨を追記（参考資料１参照）

既設使用済燃料貯蔵ラック（９０体）を今回新設するラック（４９体）に取り替えることに伴い、燃料貯蔵容量、ラック基数等を変更

機器名称	変更前	変更後
使用済燃料プール 容量	６８４０体	６７９９体
使用済燃料貯蔵ラック（９０体）	７６基	７５基
使用済燃料貯蔵ラック（４９体）	—	１基
収納缶	—	４８個

使用済燃料貯蔵ラック（４９体）に関する内容及び変形・破損燃料の輸送・貯蔵時の燃料ペレット片散逸防止を目的とした収納缶に関する内容を追記（参考資料２参照）

スケジュール

	2014年					
	5月	6月	7月	8月	9月	10月
実施計画	実施計画申請 					
使用済燃料ラック (49体)取替工事	新設ラック(49体) 材料手配・工場製作 			新設ラック(49体) 搬入, 据付, 検査 		
				既設ラック(90体) 取外・除染・細断 		

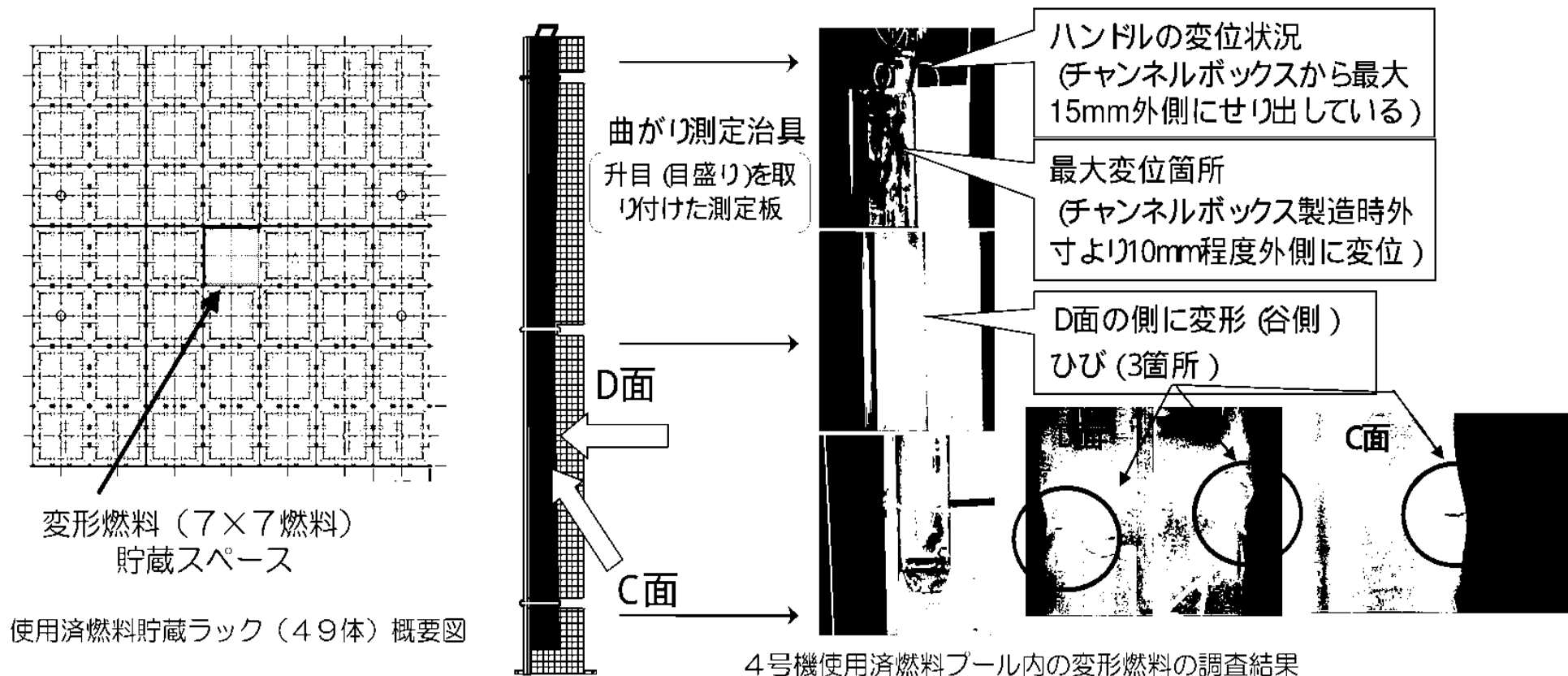
上記工程は現場作業の進捗状況，実施計画の認可期間等により，変更する可能性あり。

(参考資料1) 使用済燃料貯蔵ラック(49体) 新規設置の概要

使用済燃料貯蔵ラック(49体)の設置目的

4号機使用済燃料プールには、ハンドル／チャンネルボックスが変形した燃料が震災前から保管されているが、変形量を考慮すると当該燃料を貯蔵可能なラックが共用プール内にないことから、新たに貯蔵ラックを設置する。

変形・破損、あるいは破損の可能性のある燃料は収納缶(次頁参照)に入れて貯蔵する計画だが、収納缶のサイズが既設ラックより大きく、収納缶ごと貯蔵できないため、収納缶ごと貯蔵可能なラックを設置する。

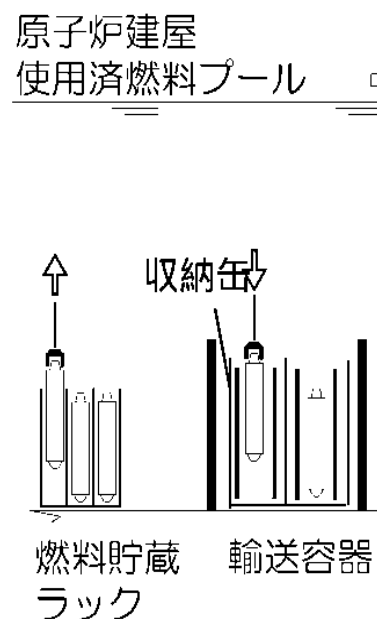


(参考資料2) 収納缶の概要

収納缶の目的

震災前または震災時に変形・破損、あるいは破損の可能性のある燃料について、取り扱い可能とするため、また燃料輸送・貯蔵時において、破損した燃料ペレット片の散逸を抑制するため、収納缶に燃料を収納する。

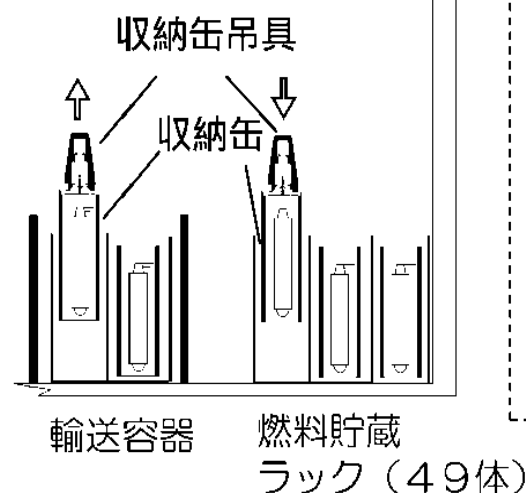
ただし、4号機変形燃料はチャンネルボックス／ハンドルが変形しているが、燃料は健全であり、専用の吊り具で取り扱い可能であることから、収納缶を使用しない。



収納缶概要

- ▶変形・破損燃料輸送時、共用プール貯蔵時のペレット片の散逸を防止
- ▶吊り具の取り付けにより燃料取扱機でハンドリング可能

共用プール建屋
使用済燃料プール



使用済燃料貯蔵ラック (49体) 概要

- ▶変形・破損燃料貯蔵時のペレット片の散逸を防止するため、収納缶ごとラックに貯蔵
→既存の燃料ラックには収納缶ごと貯蔵できない
→使用済燃料貯蔵ラック (49体) は収納缶ごと貯蔵可能

収納缶取扱いのイメージ

平成25年度実績概要

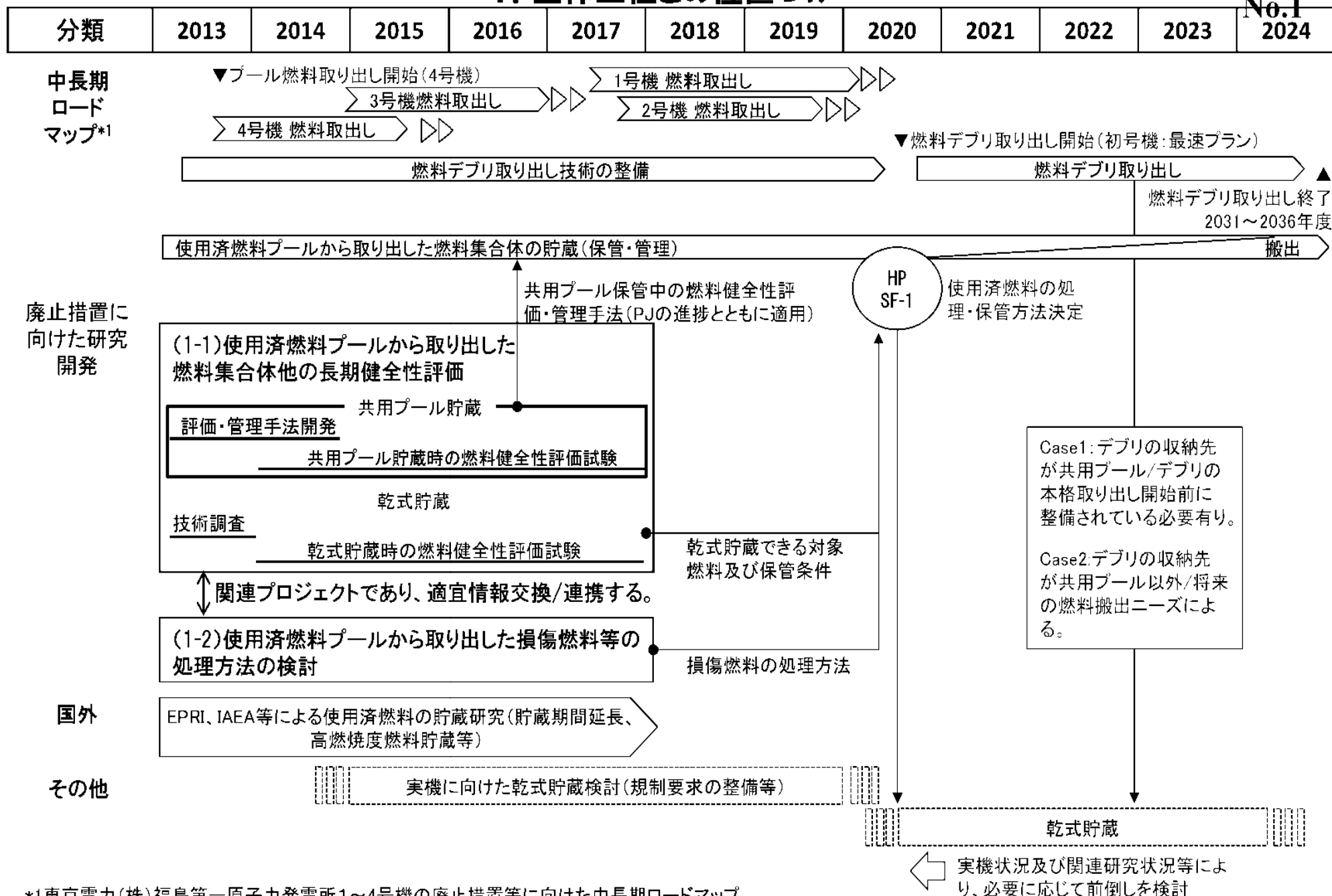
使用済燃料プールから取り出した 燃料集合体他の長期健全性評価

平成26年5月29日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

1. 全体工程との位置づけ

No.1
2024



*1東京電力(株)福島第一原子力発電所1~4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ

2. 本プロジェクトの概要（H25年度計画）

No.2

平成25年度の主要目標

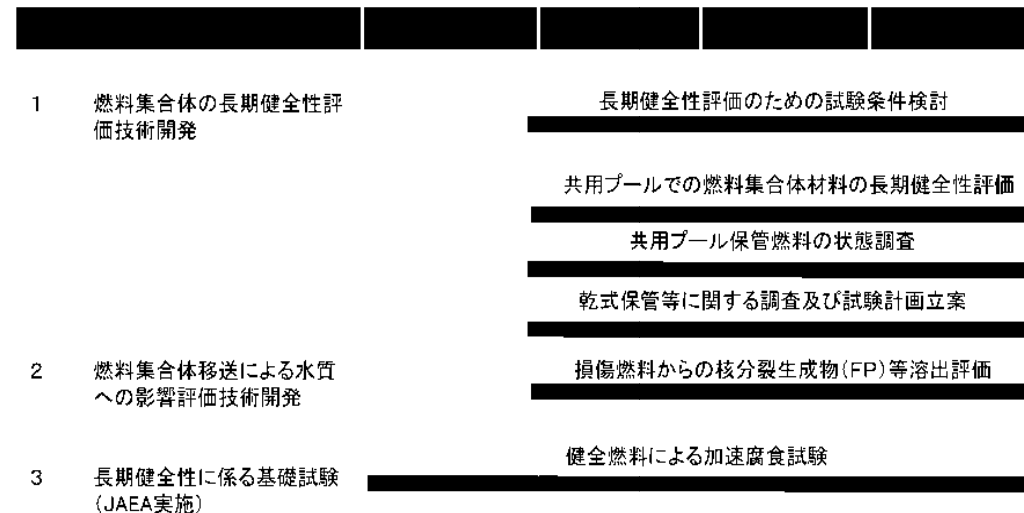
瓦礫の影響を模擬した浸漬試験結果から長期健全性評価のための試験条件を策定する。共用プールの水質変化を模擬した非照射燃料部材の腐食試験、強度試験を行い、長期健全性に及ぼす水質影響評価技術を確認する。また、乾式保管のための調査を実施する。さらに、使用済ペレットの共用プール水質への溶出挙動評価技術を確認する。

平成25年度の実施内容

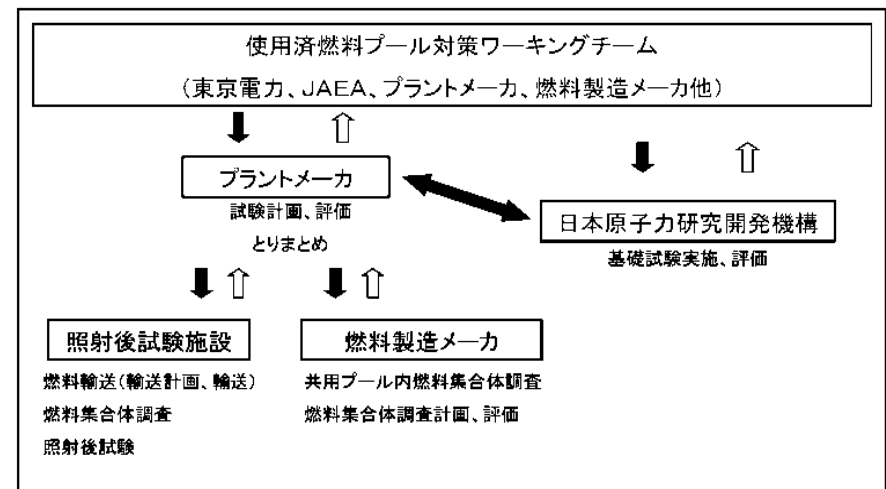
1. 燃料集合体の長期健全性評価
 - ① 長期健全性評価のための試験条件検討(p5)：使用済燃料プールおよび共用プールの水分析結果や瓦礫浸漬後の水質分析結果を基に、長期健全性評価のための試験条件を策定する。
 - ② 共用プールでの燃料集合体材料の長期健全性評価(p6)：燃料の構造等を模擬した未照射試験片による腐食試験及び強度試験を実施し、共用プールに持ち込まれる瓦礫等が腐食に及ぼす影響や、瓦礫による損傷による腐食影響を評価する手法を確認する。
 - ③ 共用プール保管燃料の状態調査(p7)：使用済燃料プールから移送する燃料の長期的な健全性確認手法を確認するため、使用済燃料の外観観察や酸化膜厚さ測定等の測定技術等を開発すると共に、今後の評価の比較データとして共用プールに事故前から保管されていた燃料の酸化膜厚さを調査する。
 - ④ 乾式保管等に関する調査及び試験計画立案(p8)：損傷燃料の乾式貯蔵に関する調査及び、使用済燃料プールに保管している使用済燃料の乾式貯蔵の成立性検討に必要な試験の計画を立案する。
2. 燃料集合体移送による水質への影響評価
 - ① 損傷燃料からの核分裂生成物(FP)等溶出評価(p9)：既に照射後試験施設に保管してある健全燃料から取り出した照射済ペレットを共用プール模擬水などに浸漬し、FP等の溶出挙動を調べる。
3. 長期健全性に係る基礎試験(JAEA実施) (p10-11)

事故を経験した燃料被覆管と比較するため、健全燃料の使用済燃料被覆管を用いた加速腐食試験などの基礎試験を行う。

実施工程



実施体制



3. 本プロジェクトの概要（湿式保管の長期健全性評価の考え方）

No.3

湿式保管研究開発の目的

燃料取出し作業に対して使用済燃料プール(SFP)の特異な環境(海水注入、瓦礫落下)の影響がないことは、4号機からの燃料取出し作業に先立って、SFP内新燃料調査や水質模擬腐食試験等により確認されている。本研究開発の目的は、海水注入および瓦礫混入の特異性を考慮した燃料集合体の長期健全性評価および長期保管方法に関する検討を行うことである。

1FサイトのSFPから取り出した燃料集合体の長期健全性

SFPから共用プールに移送した燃料集合体が、長期保管後に中間貯蔵／処理施設での受入れが可能であること。

- ・構造健全性 ⇒ 荷重伝達経路が構造強度を満足。
- ・被覆管密閉性 ⇒ 燃料被覆管からFP漏洩による影響評価(例えば乾式保管時の規格基準値以下)。

構造健全性

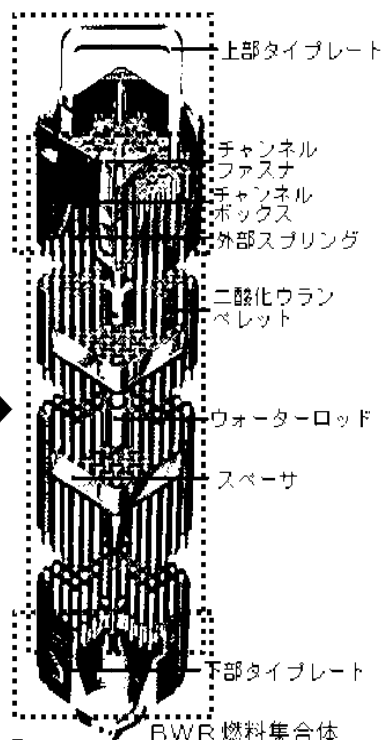
- ・ハンドル
- ・上部タイプレート
- ・タイロッドボルト締結部

被覆管密閉性

- ・燃料被覆管

構造健全性

- ・下部タイプレート



1Fサイトの燃料集合体長期健全性評価の課題

1Fサイトの燃料集合体健全性評価にあたり以下の特異性を考慮する必要がある。

- ・海水注入によるSFP水質変化
 - ・塩化物イオン等の海水成分混入
 - ・導電率増大
- ・SFPへの瓦礫混入
 - ・pH増加(アルカリ化)
 - ・燃料集合体の損傷(キズ、変形等)

SFPでこれらの履歴を受けた燃料集合体が共用プールに移送された後の長期健全性を確認する。

共用プール(湿式)保管時に懸念される事象

- ・共用プール内での腐食
 - ・材料因子

- ・炉内で使用中の照射履歴が材料特性に及ぼす影響
- ・瓦礫落下による新生面露出

実燃料部材による評価
基礎試験※(腐食試験等)による評価

- ・環境因子

- ・SFPから燃料とともに持ち込まれる瓦礫からの溶出

実燃料より採取された瓦礫による評価

- ・海水成分
- ・コンクリート成分

- ・燃料破損部からのFP溶出

使用済燃料による評価

- ・放射線による局所水質変化

基礎試験※(γ線照射試験等)による評価

実機燃料等を用いた試験により実証的なデータを取得し、既存データと併せて条件を設定し1F燃料の長期健全性を評価する。また基礎試験※により照射影響および加速試験法の検討を行う。

※文科省からの運営費交付金によりIAEAが実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

乾式保管研究開発の目的

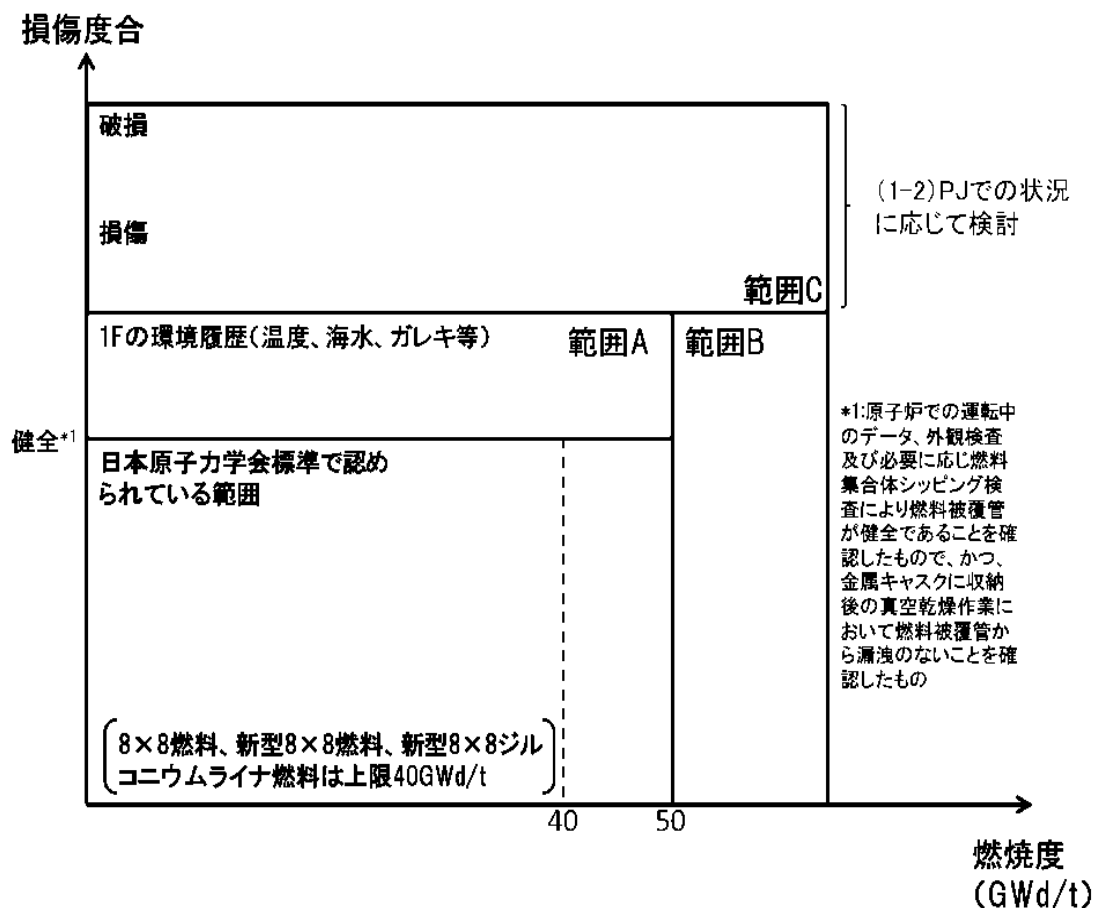
廃止措置等に向けた中長期ロードマップの中で「使用済燃料の処理・保管方法の決定」が2020年度にHPとして設定されている。その中で乾式による保管も有力な保管方法の一つであるが、海水や瓦礫のような1Fサイトの1～4号機SFP特有の環境履歴を受けた燃料の乾式保管時の健全性を評価した試験データがなく、乾式保管可否を判断するために整備が必要となっている。

また、数年内に共用プールに運び込まれる予定の燃料は多く、今後デブリの収納先の検討結果によっては共用プールの容量に余裕がなくなる。この中の燃料の一部でも乾式保管することで、共用プールの容量の確保が可能となる。共用プールに容量が確保された場合、燃料デブリの保管先になる可能性もある。

<乾式保管時の燃料集合体長期健全性評価の課題>

1FサイトのSFPに保管されていた燃料集合体にはSTEPⅢ燃料が含まれている。高燃焼度燃料であることに加えて、震災後の環境条件他を考慮すると以下が課題として考えられる。

- ①海水注入などによる被覆管表面の付着物等の影響に関しては知見がない
- ②落下瓦礫による傷など、瓦礫が乾式保管時の健全性に与える影響については知見がない



範囲A: 本事業の乾式保管の検討で優先的に実施する範囲

範囲B: 本事業での実施に関してH25年度の技術調査をもとに検討した結果、H26年度実施内容から追加検討する範囲

範囲C: 「(1-2)使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討」の検討状況に応じて、乾式保管の検討要否を検討する範囲

実施内容

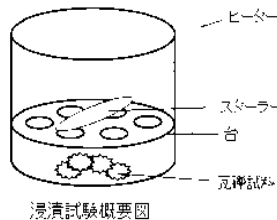
2012年8月に4号機のSFPから共用プールに移送した新燃料調査の結果、燃料集合体のすきま部に瓦礫が入り込んでいることが確認された。瓦礫からの海水成分やコンクリート成分の溶出で、チャンネルボックス内の局所的な水質に影響を及ぼすことが懸念されるため、本試験では、新燃料調査時に4号機から採取した瓦礫を用いた溶出試験を実施し、水質に与える影響を評価する。

共用プールの水分析結果や瓦礫浸漬後の水質分析結果を基に、長期健全性評価のための試験条件を策定する。

4号機のSFP燃料に混入していた瓦礫を用いた浸漬試験

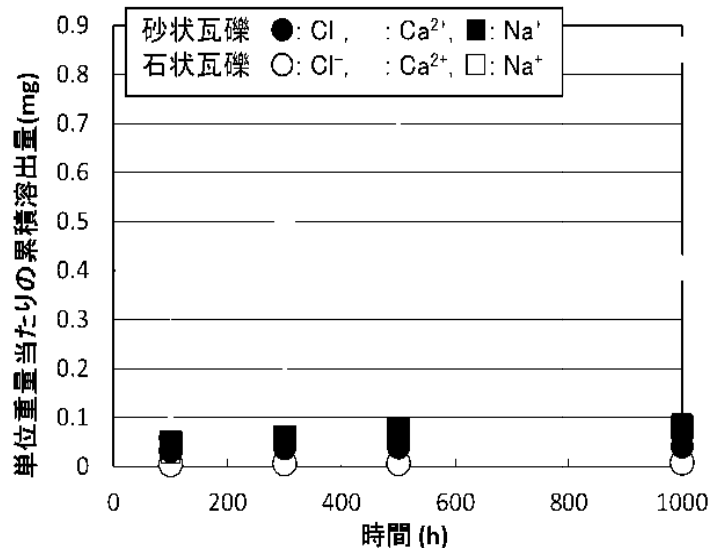
□ 試験条件

瓦礫形状：石状、砂状
 溶液量：100mL
 浸漬温度：60℃
 浸漬時間：1000hr（100、300、500hrで溶液採取）
 雰囲気：大気開放条件
 測定方法：イオンクロマトグラフ、
 誘導結合プラズマ質量分析（ICP-MS）



浸漬試験概要図

□ 試験結果



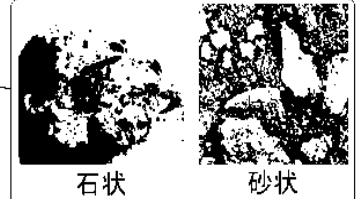
1F瓦礫浸漬溶液のCl⁻, Ca²⁺, Na⁺濃度の累積溶出量

- ◆ 海水成分のCl⁻, Na⁺, コンクリート成分のCa²⁺を検出した。
- ◆ 浸漬時間の増加により累積塩化物イオン濃度が飽和に近づく傾向。

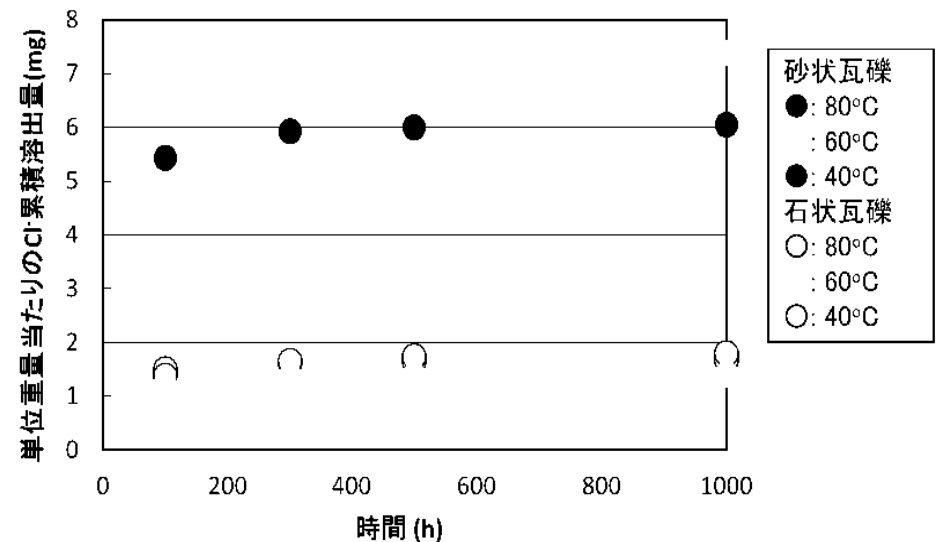
模擬瓦礫を用いた浸漬試験

□ 試験条件

模擬瓦礫：市販コンクリートを塩化物イオン濃度が6000ppm程度、水温が90℃の海水
 模擬溶液に浸漬した瓦礫
 瓦礫形状：石状、砂状
 溶液量：100mL
 浸漬時間：1000hr（100、300、500hrで溶液採取）
 浸漬温度：40、60、80℃
 測定方法、雰囲気はSFP燃料瓦礫浸漬試験と同等



□ 試験結果



模擬瓦礫浸漬溶液のCl⁻濃度の累積溶出量

- ◆ 浸漬時間の増加により累積塩化物イオン濃度が飽和に近づく傾向。
- ◆ 温度による塩化物イオン濃度の溶出量依存性は見られなかった。

6. 本プロジェクトの成果 メーカ実施分（実施内容1. ②）

No.6

実施内容

2012年8月に4号機のSFPから共用プールに移送した新燃料の調査の結果、燃料集合体のすき間部に瓦礫や異物が入り込んでいることを確認した。このような瓦礫は完全に取り除くことは困難であり、共用プールに持ち込まれることになる。そのため、瓦礫の存在や、瓦礫によって生じる傷や応力などが腐食に与える影響を評価する。

浸漬試験マトリクス

模擬条件	目標塩化物イオン濃度(ppm)	目標温度(°C)	浸漬時間	
			1000h	2000h
高塩化物イオン濃度経験(1000h)+コンクリート瓦礫	2500 →100	90 →60	●①	●
コンクリート瓦礫(小片)	100	60	—	●
コンクリート瓦礫(砂礫)			●	●
鉄瓦礫			—	●
表面きず(目標深さ10 μ m)			—	●
表面きず(目標深さ100 μ m)			●	●
応力付与(2条件)			—	●



浸漬前(B型下部、①条件)



浸漬後(B型下部、①条件)



浸漬液から取り出し後
(Cl-濃度:2,500 ppm、90°C)



浸漬後(B型上部
ロックナット、①条件)



浸漬後(B型下部
下部タイプレート、
①条件)

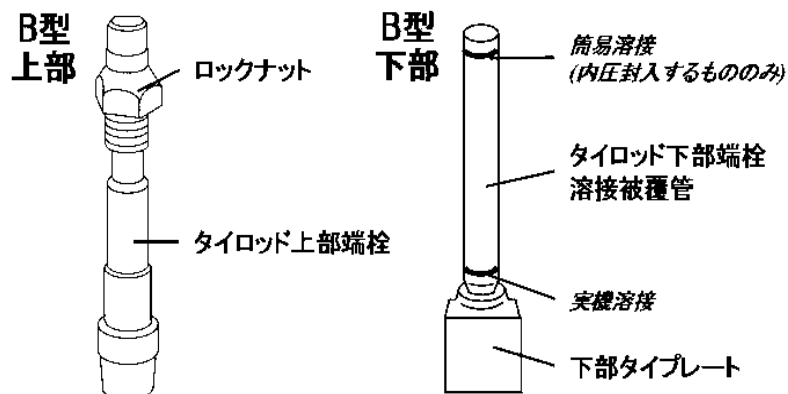


図 試験片形状(例)

- ・評価対象の被覆管、内部のねじ部に顕著な腐食は確認されなかった。
- ・取り出したコンクリート表面に白色の沈殿物が確認された。EDSで元素分析した結果、主としてMg、Si、Caが検出された。人工海水の成分のうち、溶解度の低いこれらの水酸化物や炭酸化物であると推定される。
- ・浸漬試験後、一緒に入れた砂礫上のコンクリートが固まっていた。

実施内容

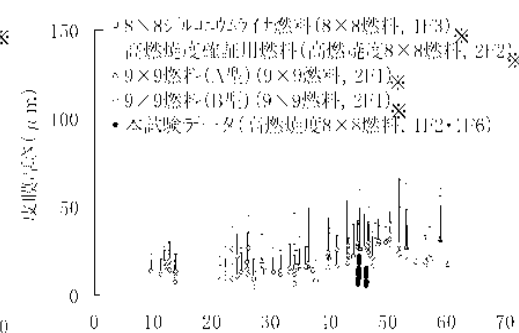
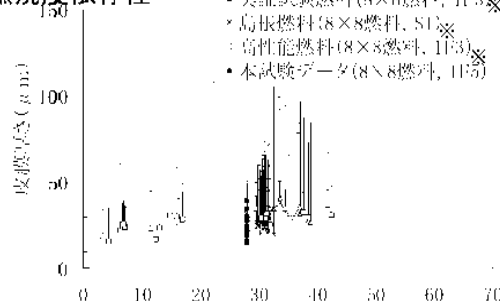
今後、SFPから取り出され、共用プールに移送された燃料集合体については、使用済燃料の長期的な健全性を確認する目的で、定期的に健全性を確認する必要がある。今年度は、共用プールに貯蔵中の使用済燃料を用いて燃料棒の酸化膜厚測定及び外観観察を実施し、今後の調査のための比較データを採取する。調査対象燃料については、燃料のタイプや使用履歴、被覆管の製造条件等を考慮し、選定する。

調査対象燃料の選定

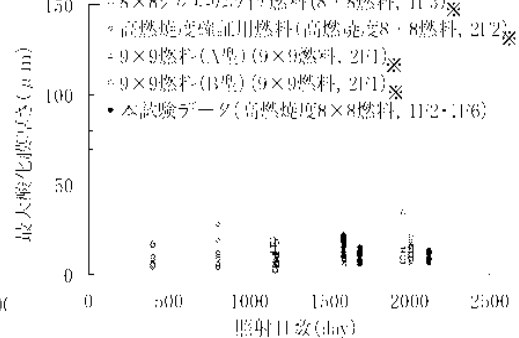
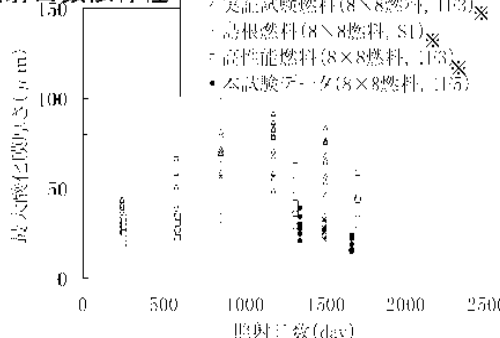
燃料番号	メーカ	燃料タイプ	燃焼度 (GWd/t)	Cy	照射日数	備考
F2RN1	NFI	STEP II	45.1	4	1586	燃焼度が高い
F6N94	GNF-J	STEP II	46.3	5	1688	燃焼度が高い
F6M40	GNF-J	STEP II	44.9	6	2118	照射日数が2000日程度
F5D38	GNF-J	8x8	27.8	4	1339	燃焼度が高い
F5C23	GNF-J	8x8	27.8	5	1659	燃焼度範囲は同等で照射日数が多い

酸化膜厚さ測定

燃焼度依存性



照射日数依存性

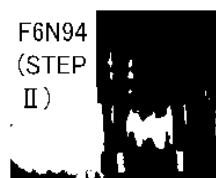


財団法人 原子力安全基盤機構「平成17年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書」平成18年7月
財団法人 原子力安全基盤機構「平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書」平成19年12月

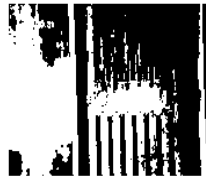
・外観観察では一様な褐色のクラッドに覆われており、特異な腐食挙動は認められなかった。また浄化系の停止に伴う水質低下時に懸念される塩化物イオン増加による隙間腐食を示唆する局所的な錆の付着も認められなかった。

・酸化膜厚さ測定結果と従来データとの比較を行ったが、今回の測定結果は従来データの範囲内の値であり、特異な腐食挙動は確認されなかった。

外観観察



ロックナットの外観



燃料集合体の外観

実施内容

平成25年度は平成26年度以降の試験計画を立案するために、国内外の乾式保管に関する①規制、②事例、③試験データの調査を実施する。その際、当該燃料を乾式保管を実施する場合の課題などを抽出する（例：NUREG、Interim Staff Guidance(ISG)等）。

海外実績

米国では、既に多くの燃料を乾式貯蔵している。
欧州でもドイツ、スイス、トルコ、ロシア、ベルギーなどで既に乾式保管の実績が存在している。米国を含め、一部では破損燃料の保管も実施している。

海外の現状

最終処分場の目処がたたないため、乾式保管年数の延長が課題であり、また、今後の乾式貯蔵を考慮した場合の高燃焼度燃料の保管に関しても課題になっている。そのため、欧米では各機関で研究・評価が現在も進められている。

本実施項目の最終アウトプット

乾式保管できる燃料の範囲及び追加規定要否について明確にする。

H25年度の課題抽出状況

劣化機構		可能性のある1F環境影響事象候補
化学的要因	腐食	表面付着海水成分等による腐食への影響
	水素脆化	表面傷による応力集中、温度勾配による水素化物偏析への影響
熱的要因	クリープ	表面傷等による減肉・応力集中の影響
	照射硬化回復	—
	水素化物再配向	表面傷による応力集中、温度勾配による水素化物偏析への影響
	SCC	海水成分付着による影響、タイプレート含む →部材表面に海水成分がどの程度残留しているかの確認が必要
	DHC	表面傷等による発生・進展への影響 →表面傷などによる水素化物偏析状況の確認が必要
放射線要因	中性子照射脆化	—
機械的要因	外力	燃料棒曲がり⇒水素化物析出などへ影響の可能性
その他		瓦礫水分の影響（水素発生、腐食）

実施内容

瓦礫落下による燃料棒破損に伴いSFP水（例：3号機高pH）およびコンクリート瓦礫が燃料集合体内にある状態で共用プールに持ち込まれる可能性がある。共用プール内においても燃料部位において局所的に高pHとなる可能性があり、高pH環境下での燃料ペレットからのFP溶出挙動は不明。また高燃焼度ペレットのデータ少なく、かつ腐食に影響する可能性のあるヨウ素等ハロゲン元素の測定例も少ない。

本試験は、共用プールでの燃料長期保管安全性を示すため、高pH環境下において、高燃焼度ペレットに関し、ハロゲン元素を含むFP溶出データを試験により取得・拡充し、燃料部材の腐食挙動評価の際の条件設定に用いる。

試料準備

供試燃料棒：5サイクル照射済9x9A型LUAのC6燃料棒
（燃料棒平均燃焼度：約56GWd/t）

試験前データ：外観観察、重量測定、燃焼度測定、断面観察

試験片タイプ	①(被覆管)	②(ペレット破片)	③(被覆管+ペレット破片)
概略図	 ペレットを抜取った被覆管	 被覆管から抜取ったペレット	 +  ペレットを抜取った被覆管 + 被覆管から抜取ったペレット



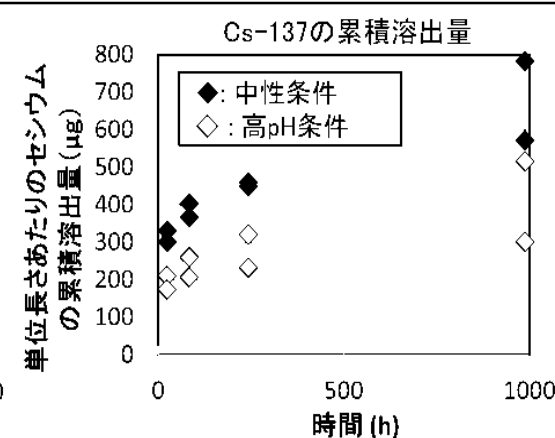
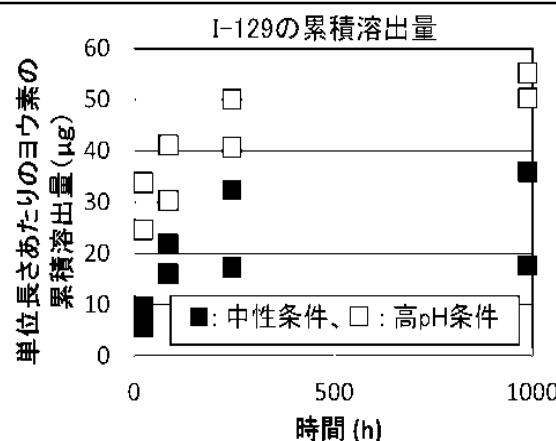
水質分析試験

試験条件

試験水質：純水、純水+水酸化カルシウム（pH約12目標）
浸漬温度：約60℃
浸漬時間：1000hr（24、72、240hrで溶液採取）
測定方法：γ線計測、ICP-MS

試験結果

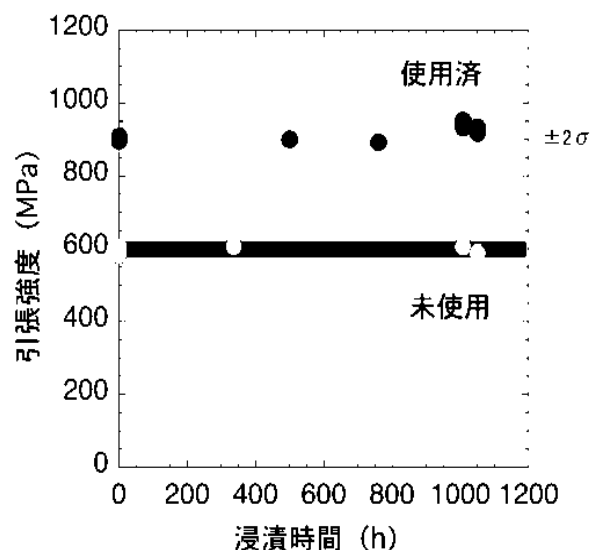
- ◆ 浸漬時間とともにヨウ素累積溶出量が飽和する傾向を確認、セシウムの累積溶出量については、1000時間後も溶出量が増加する傾向であった。



実施内容

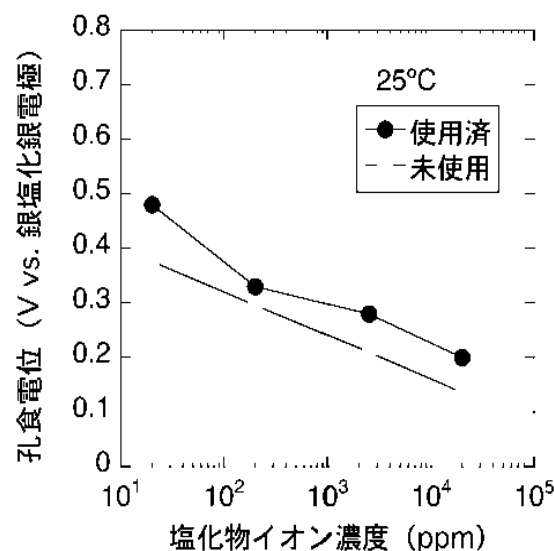
- ①事故初期プール環境履歴が、被覆管の機械的強度に与えた影響を80℃海水に浸漬した被覆管のリング引張り試験で評価する。
- ②使用済被覆管の孔食発生への酸化皮膜の影響を、人工海水中での孔食電位測定により調査する。
- ③未使用被覆管の孔食発生への放射線場(高酸化性環境)の影響を、ガンマ線照射下で孔食電位測定を実施して評価する。

①80℃で1000時間まで海水浸漬した
使用済被覆管の引張強度



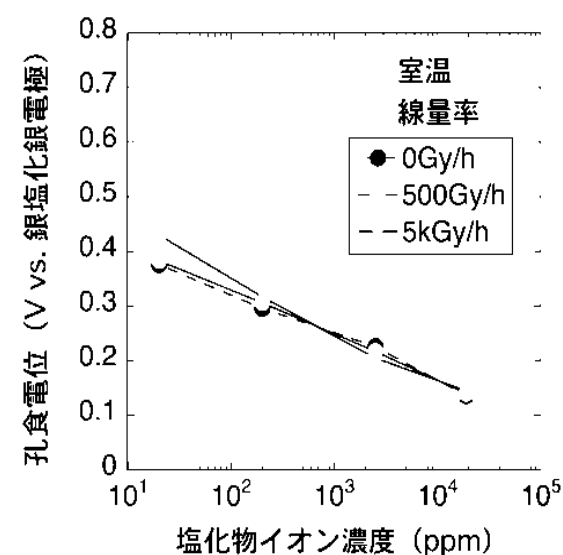
温海水に晒されたことによる有意な強度特性変化はなく、腐食も認めず。

②未使用及び使用済被覆管の希釈人工海水での孔食電位



使用済被覆管(酸化皮膜付)の孔食電位は、未使用被覆管(酸化皮膜無し)より高かった。

③希釈人工海水での未使用被覆管の孔食電位に及ぼすガンマ線照射(水質変化)の影響



放射線下で、海水成分を含む水中で、孔食電位は低下することはなかった。

試験結果(概要)

- ①高温海水への短期間の浸漬履歴は、強度特性に影響しない。
- ②酸化皮膜の存在により被覆管の孔食発生は抑制される。
- ③放射線場で、被覆管の孔食発生電位は低下しない。

まとめ

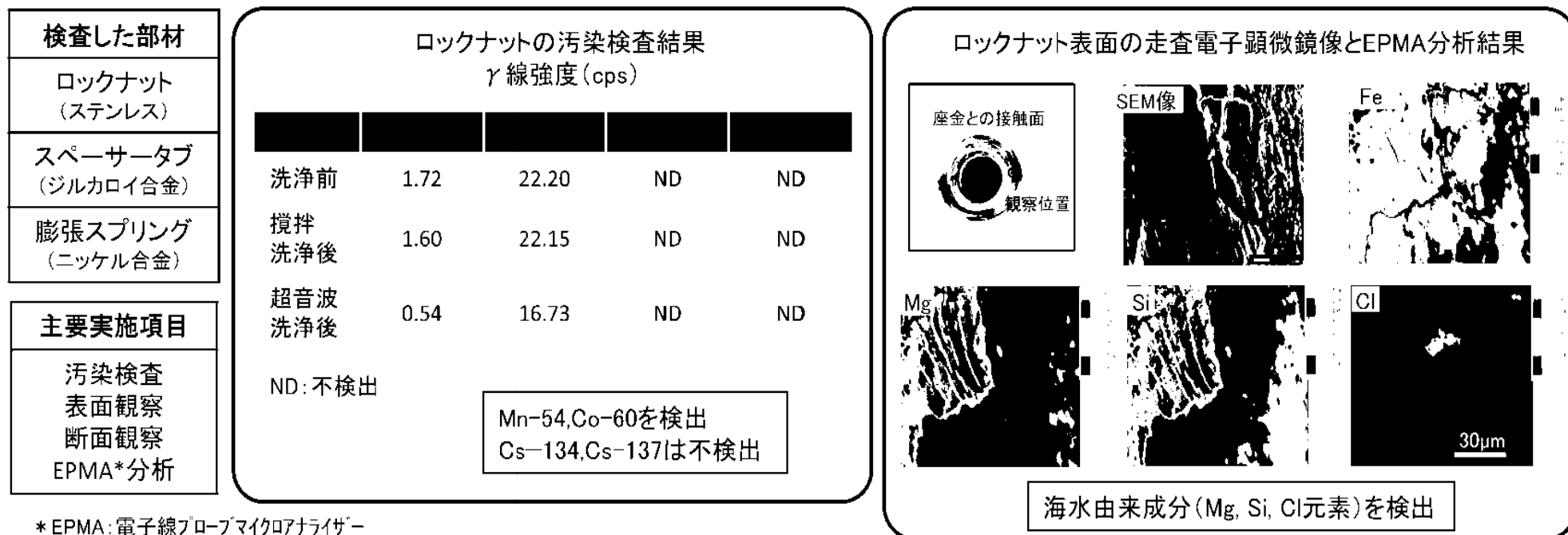
- ・ 使用済燃料プール環境では、燃料被覆管の孔食発生の可能性は低く、腐食の観点からは損傷していない被覆管は健全と推定される。

※文科省からの運営費交付金によりJAEAが実施

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

実施内容

- ① 福島第一原発(1F)4号機の使用済燃料プールから引き上げられた新燃料集合体に、平成24年8月の共用プールにおける目視点検では腐食の痕跡は認められなかったが、現場の目視検査では確認できなかったネジ部等の特異な部位を重点とする詳細な検査を行う。
- ② 表面汚染の付着状況、部材表面及びネジ部内面等の腐食及び割れの有無等を調査し、新燃料の部材健全性を評価する。



* EPMA: 電子線プローブマイクロアナライザー

調査結果(概要)

- ① 表面汚染はクラッド由来(Mn-54,Co-60)と判断された。
- ② 部材表面に海水成分が固着していた。
- ③ 観察した部分では、腐食痕跡やき裂は観察されなかった。

まとめ

- ・ 検査した部材では、燃料集合体の取扱い作業に影響する可能性のある腐食事象は認められなかった。

1. 燃料集合体の長期健全性評価

①長期健全性評価のための試験条件検討(p5):

- ・瓦礫浸漬時間の増加により、累積塩化物イオン濃度が飽和に近づく傾向が見られた。また温度による塩化物イオン濃度の溶出量依存性は見られなかった。
- ・今後は得られる水質分析結果を基に、長期健全性評価のための試験条件を策定する。

②共用プールでの燃料集合体材料の長期健全性評価(p6):

- ・平成25年度の試験の結果、評価対象の被覆管、内部のねじ部に顕著な腐食は確認されなかった。

③共用プール保管燃料の状態調査(p7):

- ・共用プール保管燃料は、外観観察、酸化膜厚さ測定結果から健全燃料と同等の傾向を示しており、震災直後の共用プール水の変化を経験しているものの、今後各号機のSFPより共用プールに移送されてきた燃料の腐食挙動を評価する際の比較データとして活用できるものと考えられる。

④乾式保管等に関する調査及び試験計画立案(p8):

- ・国内外の知見の整理を実施し、1F燃料の乾式保管を考慮した場合の課題について整理した。

2. 燃料集合体移送による水質への影響評価

①損傷燃料からの核分裂生成物(FP)等溶出評価(p9):

- ・浸漬時間とともにハロゲン元素であるヨウ素の累積溶出量が飽和する傾向を確認した。

3. 長期健全性に係る基礎試験(p10-11)

- ・使用済被覆管を用い、酸化皮膜が孔食発生を抑制すること、1000時間の海水浸漬で引張強度は低下しないことを示した。
- ・4号機新燃料から採取された部材の汚染はクラッド由来であること、表面に海水由来の付着物があることを確認した。
- ・今後は海水成分の燃料部材への移行挙動および放射線による局所的な水質変化の腐食への影響を評価する。

今後は今年度結果を踏まえて、事故を経験した使用済燃料の現状や共用プールでの長期保管を前提とした腐食影響、水質側への影響について確認するとともにこの保管方法について検討していく。

平成25年度実績概要

使用済燃料プールから取り出した 損傷燃料等の処理方法の検討

平成26年5月29日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

目的

東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の原子炉建屋プールの燃料には、海水による塩分等の不純物の付着が考えられ、一部の燃料は落下したコンクリート片などにより損傷、漏えいしている可能性もある。

これら燃料は、取り出し後当面、同発電所内の共用プールに保管する計画であるが、将来の処理・処分に向けた方向付けを行う必要が出てくることから、まずは再処理の技術的な成立性を判断するため、損傷燃料等の取扱いに係る国内外の事例等を調査することにより、再処理における技術的課題及びその対策を整理する。また、実施可否に係る判断指標を整備する上での必要な情報及び課題を整理する。

平成25年度実施計画

(1) 国内外における損傷燃料等に関する事例調査

再処理施設内での損傷燃料の移送及び貯蔵等における課題の抽出及びその対応の検討に資することを目的とし、法令報告書等の公開資料・文献等から国内事例における損傷燃料の取り扱い方法を調査する。また、IAEA等の損傷燃料に関する文献や国際原子力情報システム(INIS)等のデータベースを利用し、国外事例も同様に調査する。

(2) 諸外国における損傷燃料等の取り扱い要件・判断基準等の調査

再処理施設において損傷燃料を取り扱うための判断指標の整備、及び再処理施設内における課題の抽出及びその対応の検討に資することを目的とし、諸外国における燃料の損傷状態を分別するための確認項目、判断基準、燃料の検査方法等についての文献調査等を行う。

(3) 再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例の調査

再処理施設において損傷燃料等を取り扱う上での課題や制約条件を把握することを目的とし、現状の国内再処理施設の許認可資料における使用済燃料の取り扱いについての記載内容を整理する。また、東海再処理施設におけるピンホール燃料の処理実績を調査し、その取り扱い方法について健全な使用済燃料との相違点等についてとりまとめる。さらに、海外の再処理施設における損傷燃料の取り扱い事例について文献調査等を行う。

(4) 再処理に向けた判断指標及び技術的課題の整理

上記結果を踏まえ、再処理の実施可否にかかる判断指標の整備に必要な情報及び課題、以降の研究計画に反映すべき損傷燃料等の取り扱いに係る技術的課題を抽出し、それらへの対応策について整理する。

(1)国内外における損傷燃料等に関する事例調査(その1)

○国内事例

国内の事例については、一般財団法人原子力技術協会が運営している原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」等により調査を行い、BWR35件、PWR38件、その他12件の損傷事例について報告書等を収集。燃料損傷の要因・状態及び取扱い方法について整理を実施。

⇒数は少ないものの燃料集合体の補修事例、破損燃料の輸送、漏えいが疑われる燃料集合体の検査項目について情報有り(具体的な補修方法及び輸送等に係わる情報はなし)。

○国外事例

海外の損傷燃料の取り扱い事例についてIAEAにより報告されている。また、アメリカの損傷燃料の事例や経験について、パシフィックノースウエスト研究所(PNL)及びアイダホ国立研究所(INL)により報告されている。損傷燃料等に係わる有用な事例及び取扱い方法について整理を実施。

1)IAEA,Catalogue of methods,Tools and Techniques for Recover from Fuel DamageEvents,IAEA-TECDOC-627,1991.
TMI-2、Chernobylを含む主要な事故などで実際に使用された装置等について、この分野での経験がある加盟国等にアンケート調査を行い、その結果について報告。アメリカGE社が開発したBWRバンドル分解ツール、フランスFRAGEM社が開発した損傷PWR集合体の補強方法及び実績(約200体)等の情報を含む。

2)IAEA,Storage of Water Reactor Spent Fuel in water Pools,IAEA, Technical reports series No.218,1983.

使用済燃料貯蔵プールに係わる事項について世界22か国に対してアンケート調査を行いその結果について報告。欠陥燃料の貯蔵方法として約30%が集合体をカプセル化、5%は取り外した欠陥ロッドをカプセル化、20%は囲われたバスケットに貯蔵等の情報を含む。

(1)国内外における損傷燃料等に関する事例調査(その2)

3)IAEA, Underwater inspection, repair and reconstitution of water reactor fuel, IWGFPT/29,1988.

フランスでは、漏えい燃料は、再処理、修理後に原子炉へ再装填、そのまま原子炉へ再装填されるものがあり、損傷燃料は修復、復元されたのち原子炉へ再装填。修理に係わる主要な装置は作業台、“OSCAR”と呼ばれる燃料棒引き抜き装置、“PIC”と呼ばれる燃料棒引き抜き・挿入装置で構成される。

アメリカでは、破損または損傷燃料集合体は、アセンブリの状況及び状態に応じて、いくつかの方法で修復。破損した燃料棒のみを互換性のあるロッド(濃縮度、寸法形状)に交換するか、スケルトンと呼ばれる新しい集合体の骨組みに損傷した集合体から健全な燃料棒を移し替える手法にて修理。

ベルギーでは、フランスFRAGEM社等が損傷燃料の修理を実施しており、20体の修理実績について報告。

4)W.J.Bailey,Categorization of failed and damaged spent LWR fuel currently in storage,PNL-5882,1987.

アメリカ等の破損燃料と損傷燃料の分類、種類及び事例について報告。損傷燃料に係わる情報分類を10段階(1.破損、あるいは損傷が視覚的に観察、2.カプセル化、あるいは他の是正措置を実施、3.特別なハンドリングが必要、4.稠密化処理が不可能、5.物理的変形、6.プールラックに不適合、7.被覆管損傷、8.放射能漏洩、9.その他、10.未収集)とし、各発電所から収集した損傷事例を整理。

5)W.J.Bailey,Experience with Failed or damaged spent fuel and its impact on handling,PNL-SA-17727,1990.

アメリカ等の湿式及び乾式貯蔵の経験、破損または損傷燃料の取扱い、燃料の輸送、高燃焼度燃料の経験について報告。1988年末、貯蔵されている使用済燃料は62,700体であり、そのうち約3200体は破損又は損傷燃料。そのなかで、35体は特別な取り扱いが必要、1体は集合体ごとカプセル封入が必要。湿式及び乾式貯蔵における損傷の拡大などの影響は認められない。損傷燃料の乾式輸送は汚染拡大の可能性。

6)Brett.Carlsen, et al., Damaged Spent Nuclear Fuel at U.S. DOE Facilities, Experience and Lessons Learned, INL/EXT-05-00760,2005.

米国エネルギー省(DOE)は、海外研究炉燃料及び米国内サイトの使用済燃料をINL, HanfordおよびSavannah Riverで一元管理・貯蔵している。DOE管理下のSNFは数百種類あり、損傷燃料も含まれるが、長年、安全に貯蔵されている。これまでのSNF貯蔵環境とSNF劣化、極端に劣化したSNFの取り扱いと再梱包の経験、および関連する教訓の概要について報告。湿式貯蔵における水化学、燃料と水の相互作用、乾式貯蔵のためのSNFの乾燥、乾式環境における UO_2 燃料の酸化、中間貯蔵期間の延長における懸案事項、損傷SNFに対するキャニスタの設計について報告。

(2) 諸外国における損傷燃料等の取り扱い要件・判断基準等の調査

○諸外国の損傷燃料の取り扱い要件・判断基準等について、以下の公開文献を調査

1) IAEA, Management of Damaged Spent Nuclear Fuel, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-3.6, 2009.

損傷燃料処理を必要としている国等に指針を提供することを目的とし、IAEA技術会合における各国の情報提供に基づき、損傷燃料の識別方法、管理指針、性能要件及び検知技術について報告。また、損傷燃料の取り扱い方法(燃料棒の交換、容器への封入、水のろ過、気体廃棄物のろ過等)が纏められている。

2) IAEA, Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR- II), IAEA-TECDOC-1680, 2012.

使用済燃料の長期貯蔵に関する技術的知見を高めることを目的とし、貯蔵設備及び使用済燃料の健全性評価・研究について各国の経験を収集し報告。各国の燃料の健全性の定義、検知技術の概要、容器の概要等が纏められている。

○更に詳細なものとして、以下の米国指針・規格等を調査

1) NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Interim Staff Guidance-1, Rev 2, Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function. (Formerly entitled “Damaged Fuel”), 2007.

2) AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, Characterizing Damaged Spent Nuclear Fuel for The Purpose of Storage and Transport, ANSI N14.33-2005, 2005.

3) Electric Power Research Institute, Industry Spent Fuel Storage Handbook, 2010.

(3)再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例の調査

○国内再処理施設における使用済燃料の取り扱い方法の調査

再処理事業指定申請書における使用済燃料の取り扱いについての記載内容を整理。

○東海再処理施設におけるピンホール燃料等の再処理事例調査

・ピンホール燃料

ピンホール型のPWR燃料16体の再処理実績あり。

ピンホール燃料は原子炉施設において密封性を有する燃料缶に収納した上でキャスクに収納し輸送。再処理施設のプールで燃料缶から燃料を取り出し、密封容器付燃料貯蔵バスケットに収納・貯蔵。以降の取り扱いは健全な燃料と同一。

・再組立燃料集合体

照射後試験に供した燃料の再組立燃料集合体3体(BWR燃料の部材を用い、被覆管付きの燃料片や燃料ペレットをウォータ・ロッドの中に充填)の再処理実績あり。

再組立燃料は照射後試験施設において密封容器に収納した上でキャスクに収納し輸送。以降の取り扱いは、U量が少ないことによる調整工程での硝酸ウラニルの添加を除き、健全な燃料と同一。

構造が通常の燃料と若干異なることから、せん断に係る評価を実施し、再組立燃料の構造に反映。また、事前に模擬燃料集合体のせん断試験を実施。



東海再処理施設における燃料缶(燃料取り出し後)の取り扱い

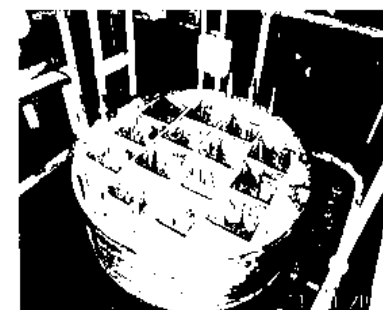
(3)再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例の調査

○海外の再処理施設における損傷燃料の取り扱い事例調査

公開文献の調査の他、大使館を通じて英・仏の再処理事業者へ情報提供依頼を実施。
また、1月末に英・仏の再処理施設を訪問、損傷燃料等の取り扱いに係る施設等を視察。

・イギリスにおける損傷燃料の再処理事例

BWR損傷燃料をマルチエレメントボトルに収納し、輸送・再処理した事例、BWR損傷燃料を補強、容器及びマルチエレメントボトルに収納し、輸送・再処理した事例等あり。また、損傷したBWR燃料棒を保管・輸送するためのQuiverと呼ばれる容器を開発、再処理施設で使用するためのせん断試験を実施。その他、AGR燃料棒を缶に収納し再処理している。

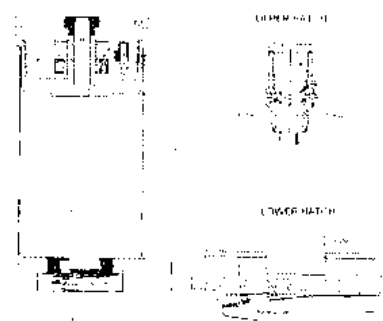


BWR用マルチエレメントボトル*

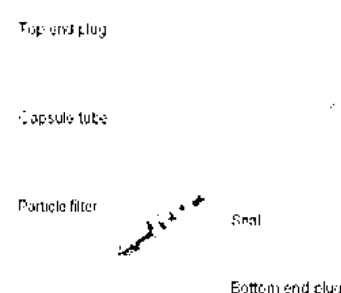
*A.H.C.Callaghan,et al.,The Management of Non-standard, Failed and Damaged Oxide Fuels at Sellafield, 2005.

・フランスにおける損傷燃料の再処理事例

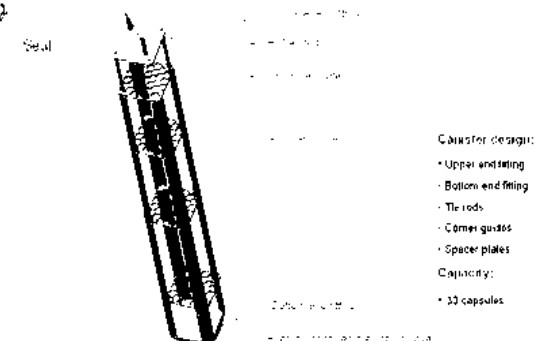
排水機能、排気機能(フィルタ付)を有する燃料集合体用容器(ボトル)を用い、損傷燃料の輸送・再処理した事例等有り。また、輸送・再処理等の必要条件を考慮した排水機能、排気機能(フィルタ付)を有する燃料棒用容器(カプセル)とそれを燃料集合体形状にするためのキャニスターの開発を実施。



損傷(ガスリーク)燃料集合体用容器**



燃料棒カプセル**



燃料棒カプセル用BWR型キャニスター**

**IAEA,Spent Fuel Performance Assessment and Research:Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR- II), IAEA-TECDOC-1680,2012.

(4)再処理に向けた判断指標及び技術的課題の整理

○再処理施設での損傷燃料の取り扱いを困難にする主な要因

- ・放射性物質の漏えい……プール水の汚染
- ・機械的強度の低下……チャンネルボックス取り外し、ハンドリングへの影響
- ・変形……チャンネルボックス取り外し、機器との干渉
- ・不純物の同伴……化学処理工程等への影響

○考えられる対応策(損傷状態、程度による)

- ・収納缶(密封(排気/排水機能)/非密封)
- ・補修・補強
- ・再組立

○主な技術的課題

- ・ハンドリングへの影響(チャンネルボックス、収納缶、補修・補強の影響含む)
- ・化学処理工程等への影響(腐食、製品、廃棄物、工程運転)

○考えられる判断指標(再処理施設における許容範囲)

- ・放射性物質の漏えい率
- ・変形量
- ・不純物の同伴量
- ・収納缶の構造・寸法 等

[illegible]

3号機 主蒸気隔離弁（MSIV）室内 調査結果について

平成26年5月29日
東京電力株式会社

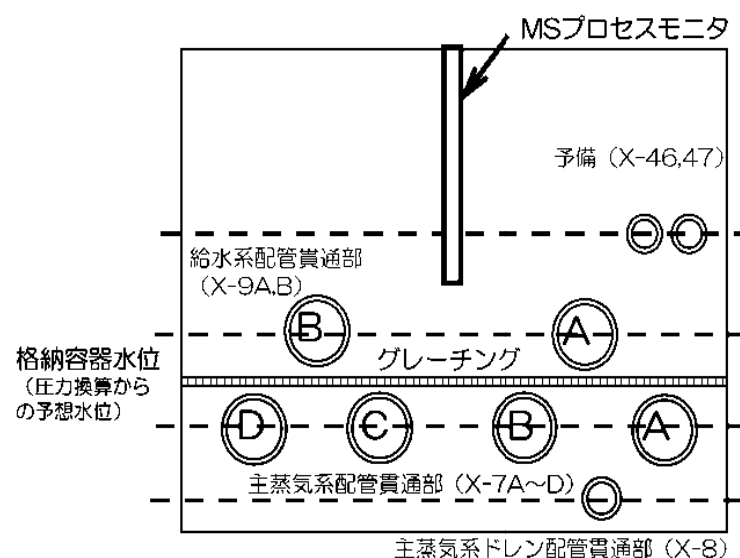
調査概要

MSIV室上の空調機械室からMSIV室に繋がっている主蒸気配管プロセス放射線モニタ管（MSプロセスモニタ）より、カメラ撮影（パンチルト・内視鏡）及び線量測定を実施する。

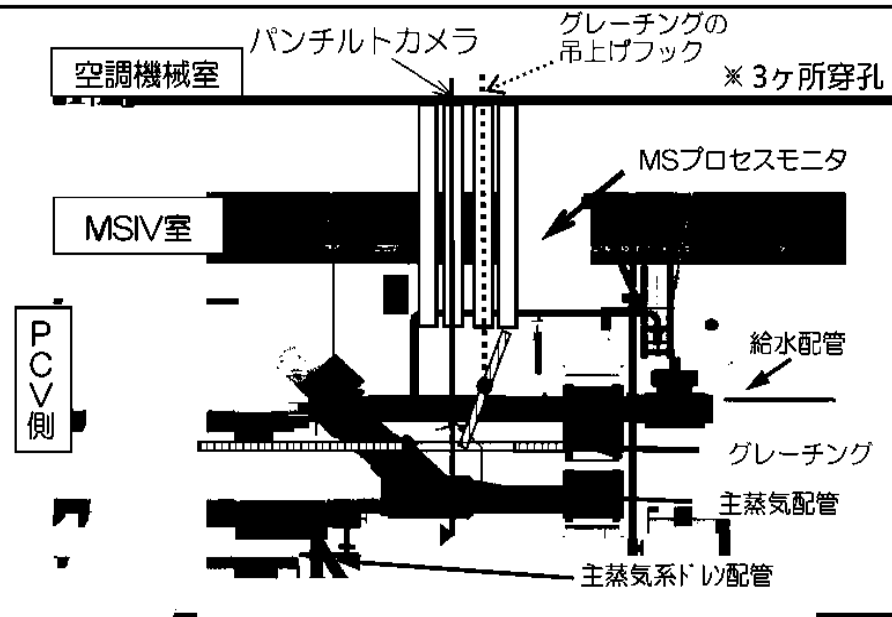
4月23日 グレーチング上調査（パンチルトカメラ撮影）
線量測定（ホットスポット線量計）

5月 8日 グレーチング下調査（内視鏡撮影）

5月15日 グレーチング下調査（パンチルトカメラ撮影）



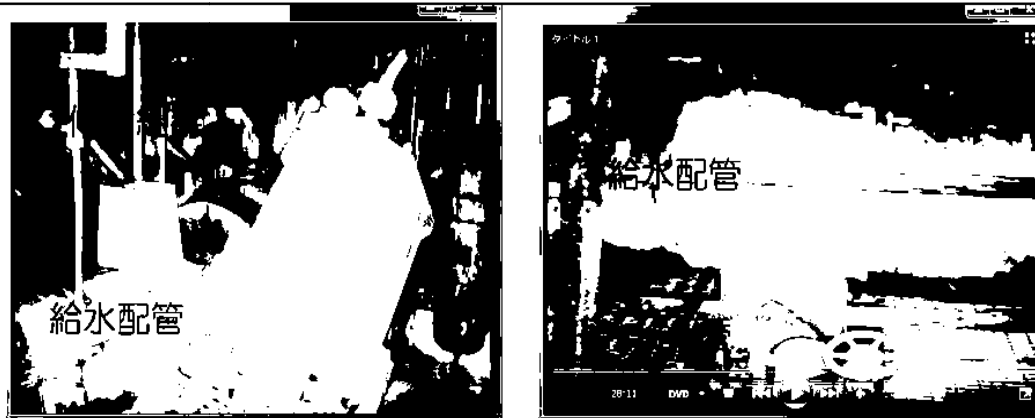
MSIV室からPCV側を見た図



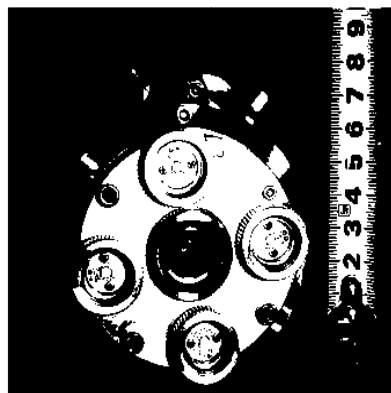
グレーチング下調査（パンチルトカメラ撮影）イメージ図
原子炉建屋1階MSIV室（断面）

調査結果（4月23日 グレーチング上調査）

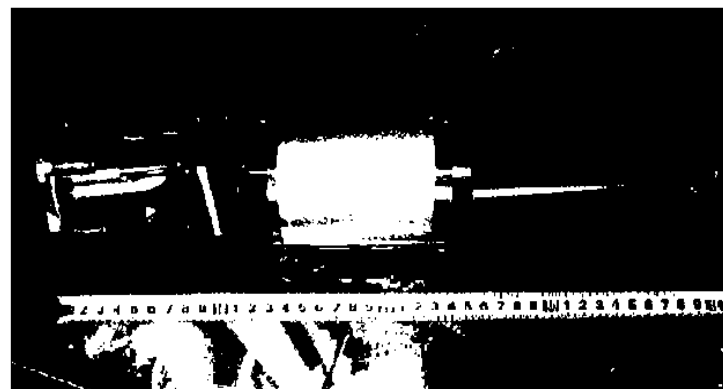
グレーチング上側のパンチルトカメラによる撮影は実施でき、グレーチング上側（給水配管廻り含む）からの漏えいは確認されなかった（一部死角あり）。（先月報告済み）



給水配管B周辺



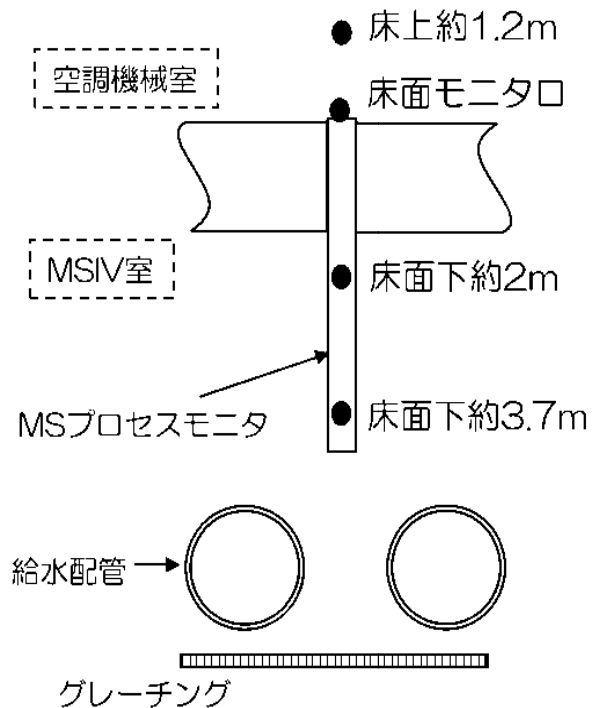
外径：86mm



パンチルトカメラ外観

調査結果（4月23日 グレーチング上調査）

【線量測定】（先月報告済み）



測定箇所	線量 (γ)
雰囲気 (空調機械室)	0.6mSv/h
床上約1.2m	1.4mSv/h
床面モニタ口	7.1mSv/h
床面下約2m	80mSv/h
床面下約3.7m	110mSv/h

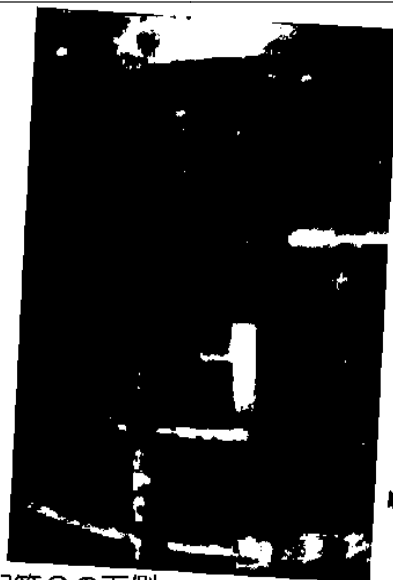
【参考】

MSIV室温度：16℃

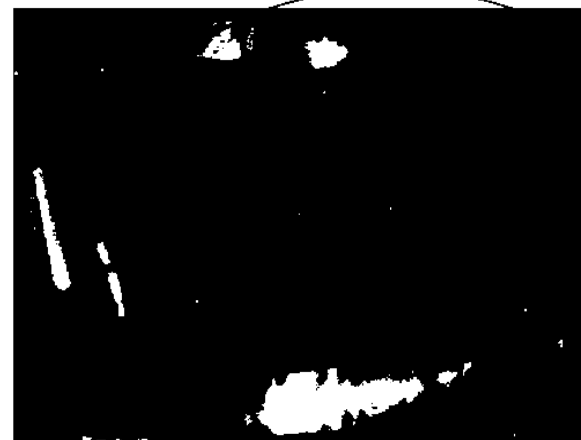
空調機械室温度：9℃

調査結果（5月8日 グレーチング下調査）

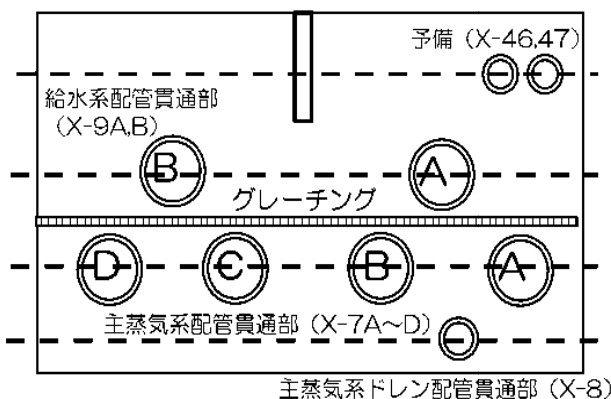
内視鏡では、周囲約1 m程度の範囲しか確認できなかった。
主蒸気配管B、Cの直管部の一部の状況を確認。



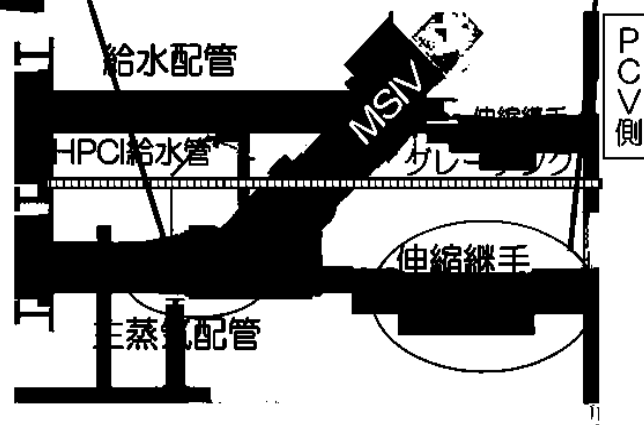
主蒸気配管Cの下側



主蒸気配管C伸縮継手周辺



MSIV室からPCV側を見た図



MSIV室イメージ図（断面）



内視鏡正面
（内視鏡径：約7mm）

調査結果（5月15日 グレーチング下調査）【主蒸気配管D側】

主蒸気配管Dの伸縮継手周辺からの漏えいを確認。
漏えい水は、鉛筆2～4本程度の量と推定。



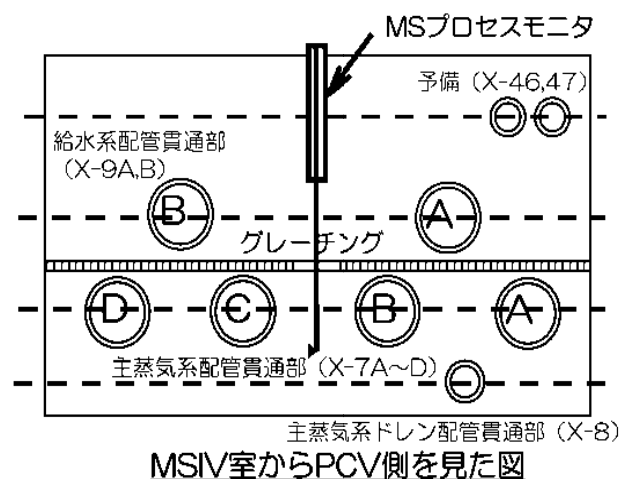
主蒸気配管D（主蒸気配管Cの奥側）



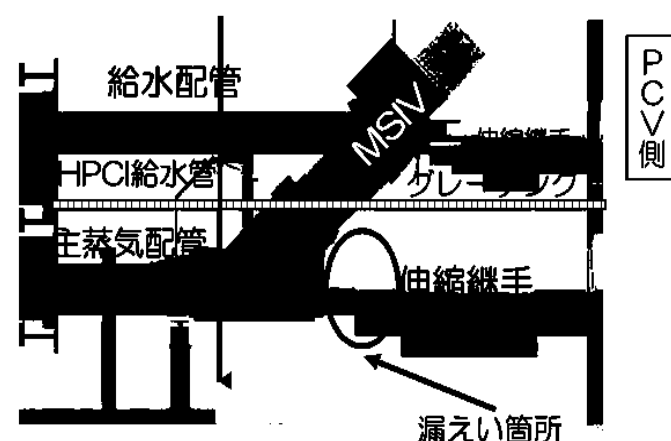
漏えい箇所拡大



主蒸気配管D



MSIV室からPCV側を見た図

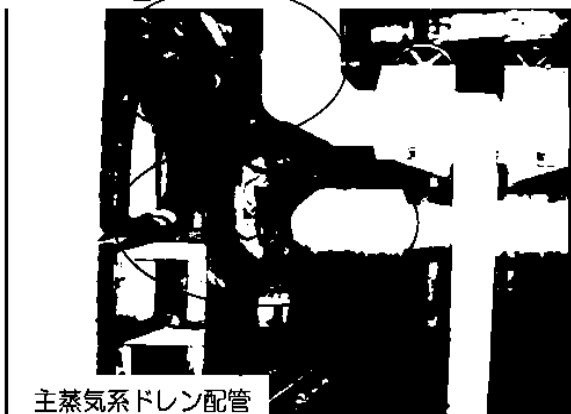


MSIV室イメージ図（断面）

調査結果（5月15日 グレーチング下調査） 〔主蒸気配管A・B・C〕 〔主蒸気系ドレン配管〕

主蒸気配管A・B・C、主蒸気系ドレン配管からの漏えいは確認されなかった。

主蒸気配管A



主蒸気系ドレン配管

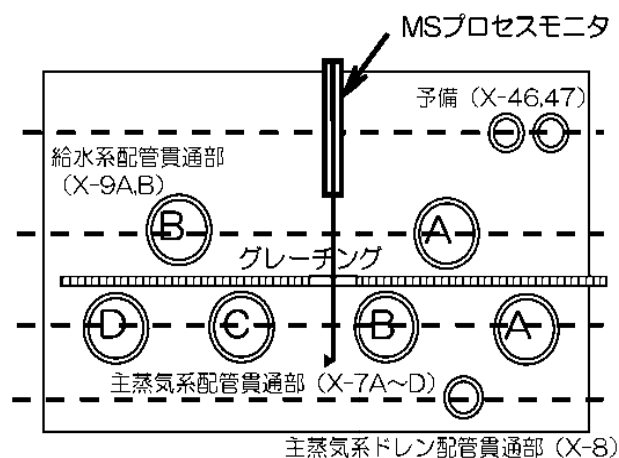
主蒸気配管A、主蒸気系ドレン配管



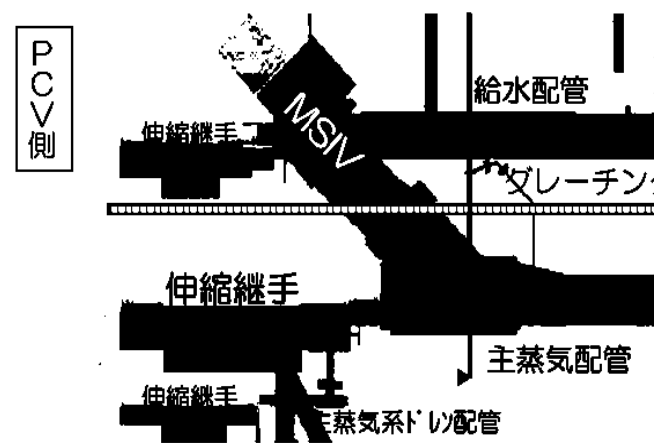
主蒸気配管B



主蒸気配管C



MSIV室からPCV側を見た図



MSIV室イメージ図（断面）

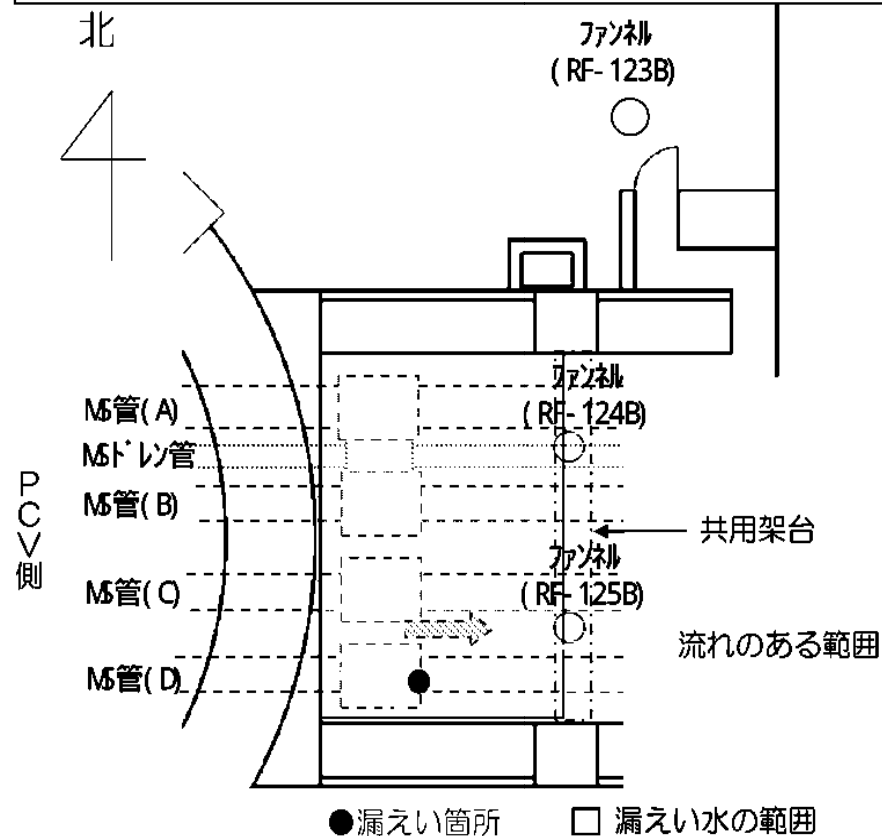
調査結果（5月15日 グレーチング下調査）【床面の状況】

床面は漏えい水が全域に溜まっている。

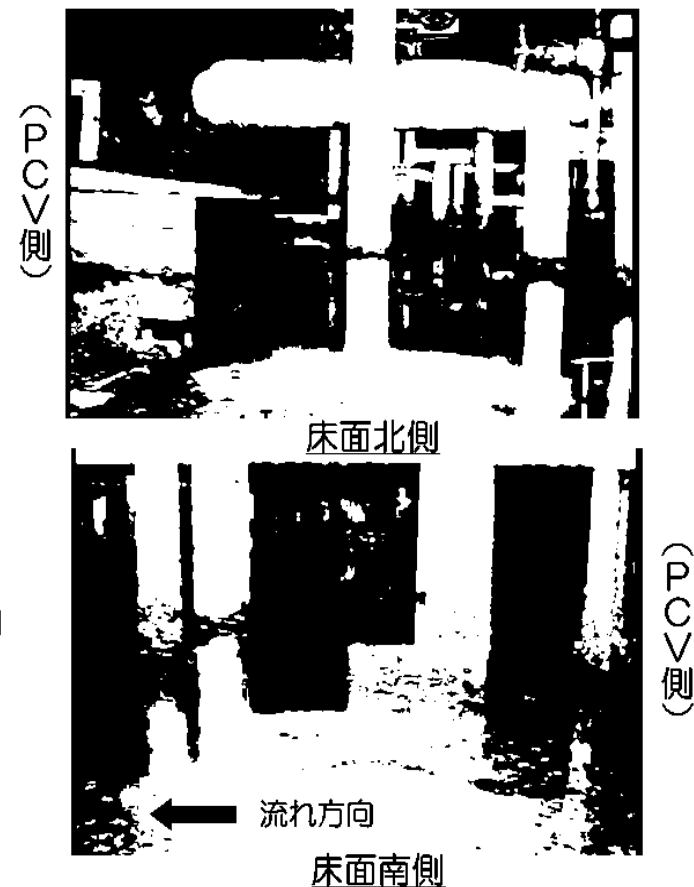
床面北側（主蒸気配管A・B側）に、流れは確認されなかった。

床面南側（主蒸気配管C・D側）に、東側に向かって流れていることを確認した。

床面の流れの状況から判断しても、漏えい箇所は主蒸気配管Dのみと推定。



MSIV室イメージ図（平面）



今後の対応

今回取得した映像から、追加調査の要否の検討を行う。

また、本調査結果をPCV止水・補修方法の検討に活用していく。

(参考) 漏えい水の流量概算

漏えい水の流量は、鉛筆2～4本程度と推定しており、これはおよそ $1.2 \sim 4.5 \text{ m}^3/\text{h}$ 程度に相当すると概算評価。

漏えい水は、漏えい箇所から自由落下すると仮定

鉛筆1本の断面積を約 75 mm^2 と仮定

映像で確認された流量（鉛筆2～4本）は漏えい箇所から25cm～1m程度落下した地点と仮定

流量の上限は、原子炉への注水量（ $4.5 \text{ m}^3/\text{h}$ ）とする

評価式

$$V = 3600 \times S \times v$$

$$v = \sqrt{2 \times g \times h}$$

評価条件

V	漏えい水の流量 [m^3/h]
S	落水の断面積 [m^2] ($150 \sim 300 \times 10^{-6} \text{ m}^2$: 鉛筆2～4本分)
v	流速 [m/s]
g	重力加速度 [m/s^2] ($9.8 \text{ m}/\text{s}^2$)
h	漏えい箇所からの落下高さ [m] ($0.25 \sim 1 \text{ m}$)

研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中のS/C(圧力抑制室)上部調査装置実証試験の実施について

2014年5月29日
東京電力株式会社



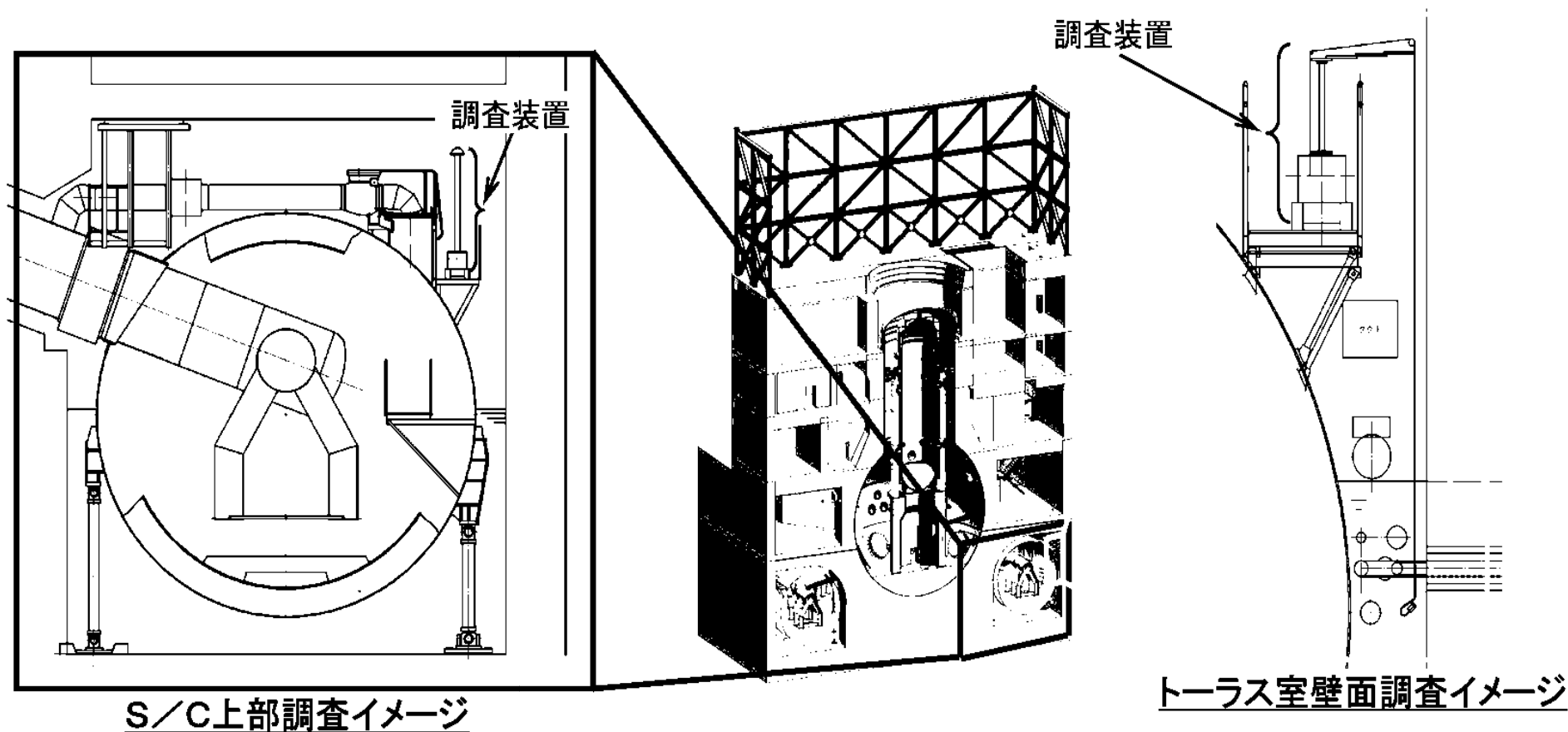
東京電力

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

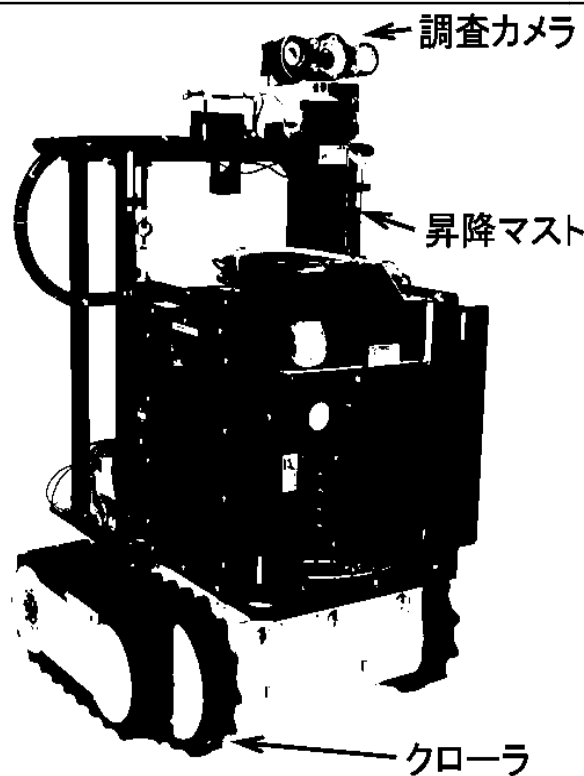
研究開発「格納容器水張りに向けた調査・補修(止水)技術の開発」で開発中のS/C上部調査装置について、1号機のS/C上部およびトーラス室壁面を対象に実証試験を行う。



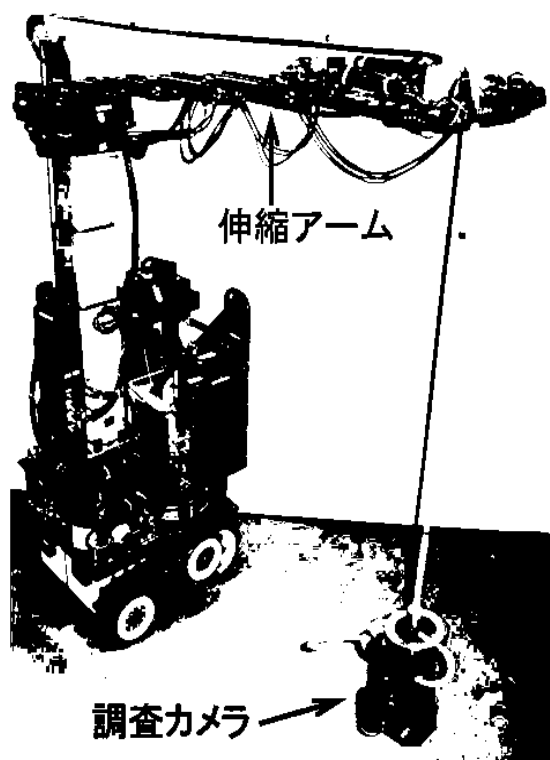
2. 実証内容

S/C上部調査装置はクローラを備えた移動機構(台車)に搭載するマスト機構を取り替えることにより、①S/C上部調査(カメラ映像取得)、②トーラス室壁面調査(カメラ映像取得)および③トーラス室壁面調査(ソナー(超音波センサー)によるドップラ計測*画像取得)の3つの調査が可能な機能を有している。これらの機能を実機検証する。 * :スライド9参照

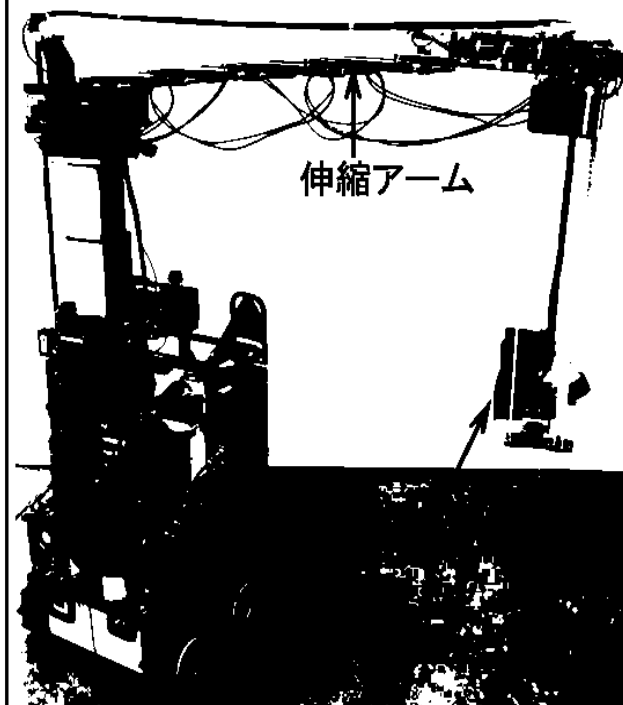
①S/C上部調査
(カメラ映像取得)



②トーラス室壁面調査
(カメラ映像取得)



③トーラス室壁面調査
(ソナーによるドップラ計測画像取得)



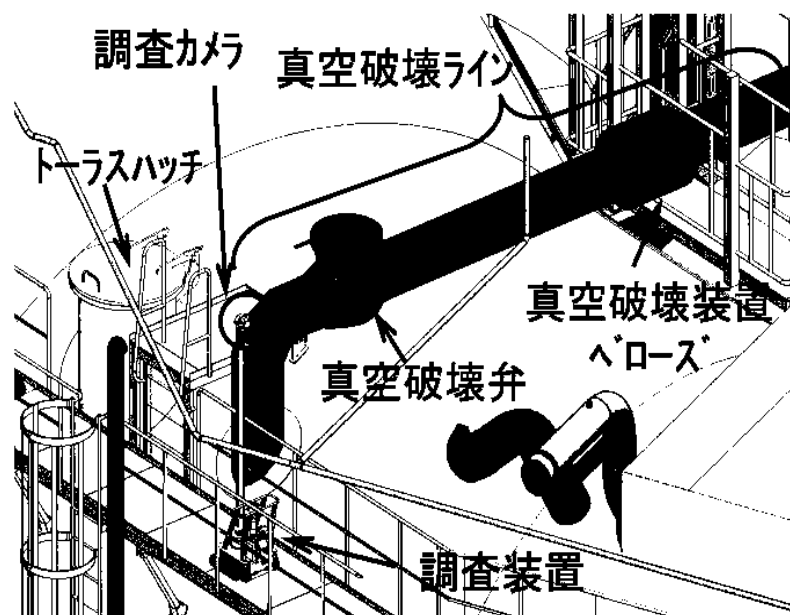
2. 実証内容(S/C上部調査)

H25年11月の水上ボートによる調査でS/C外表面に流水を確認した箇所(ベント管X-5E周辺)の上部にある真空破壊ラインの真空破壊弁・真空破壊装置ベローズ、トラスハッチおよび周辺構造物からの漏えいの有無等を調査装置に取り付けたカメラにより映像を取得し確認する。



トラス室水面

H25年11月の水上ボートによる調査で確認された流水

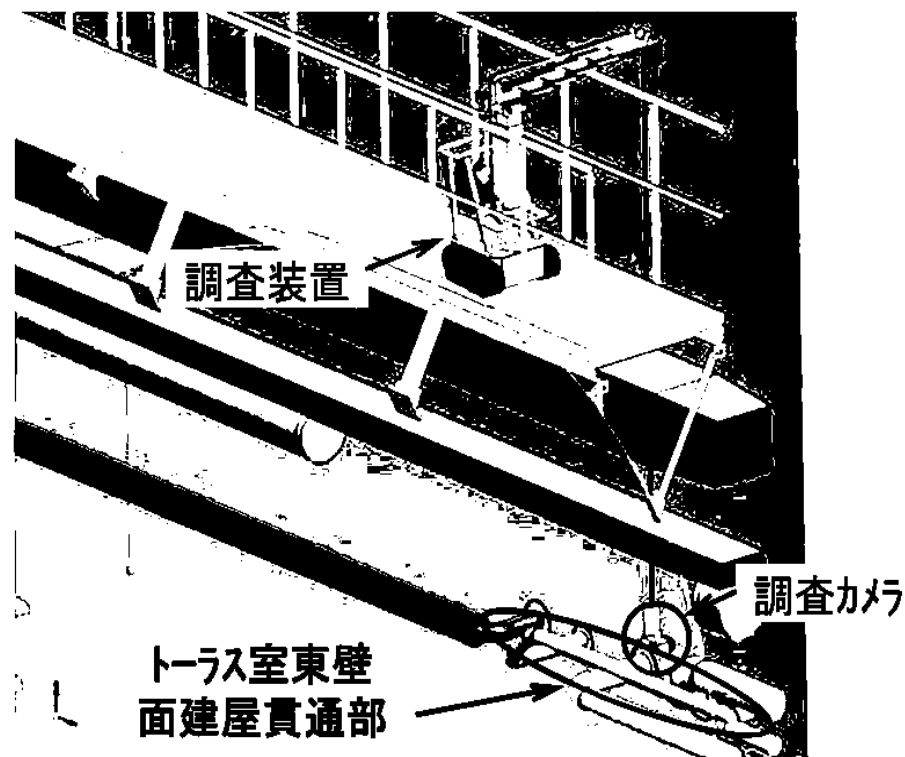


S/C上部調査イメージ図

調査対象箇所		調査内容
真空破壊 ライン	真空破壊弁	・漏えい有無・漏えい痕 の確認 ・構造物の外観確認
	真空破壊装置 ベローズ	
トラスハッチ		
S / C 上部およびキャットウォーク上壁面構造物（配管等）		・漏えい有無・漏えい痕 の確認 ・構造物の外観確認

2. 実証内容(トラス室壁面調査(カメラ))

トラス室東壁面建屋貫通部の滞留水の流れの有無、およびキャットウォーク下側構造物の状況をキャットウォーク上の調査装置から吊り下げたカメラにより映像を取得し確認する。

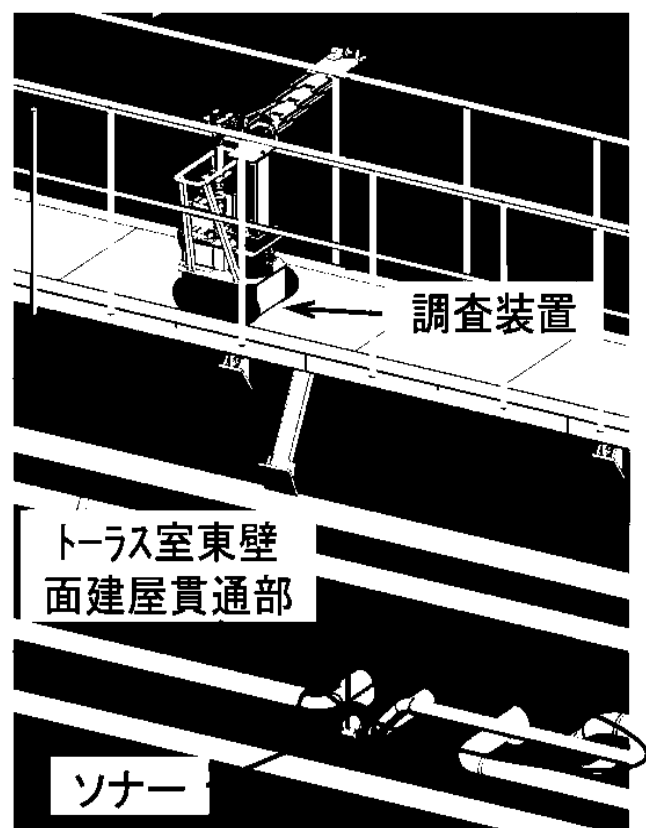


トラス室壁面調査(カメラ)イメージ図

調査対象箇所	調査内容
トラス室東壁面 建屋貫通部	滞留水の流れ有無の確認
キャットウォーク下側構 造物	構造物の外観確認

2. 実証内容(トーラス室壁面調査(ソナー))

トーラス室東壁面建屋貫通部の滞留水の流れの有無をキャットウォーク上の調査装置から吊り下げたソナー(超音波センサー)によりドップラ計測画像を取得し確認する。



トーラス室壁面調査(ソナー)イメージ図

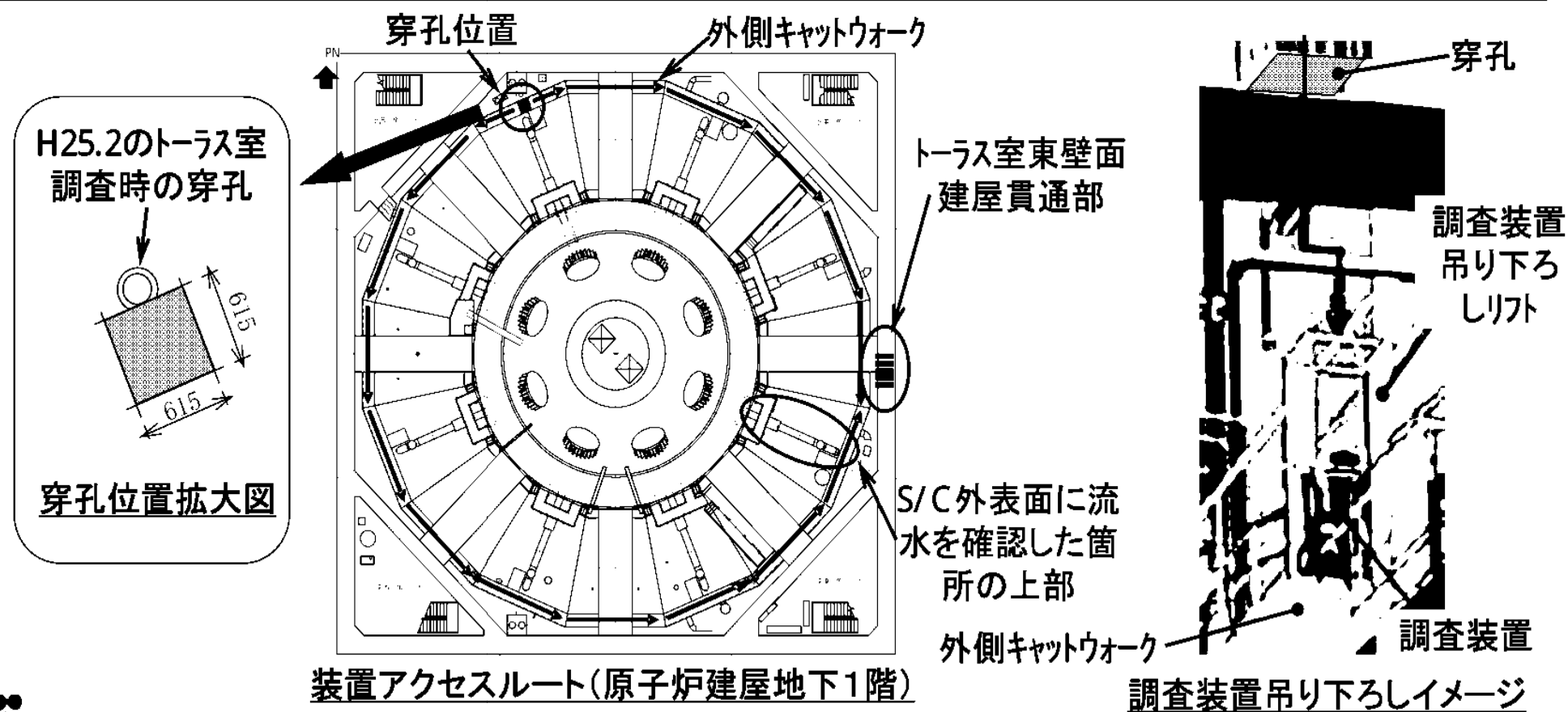
調査対象箇所	調査内容
トーラス室東壁面建屋貫通部	滞留水の流れ有無の確認



ドップラ計測画像イメージ(ドップラ計測についてはスライド9参照)

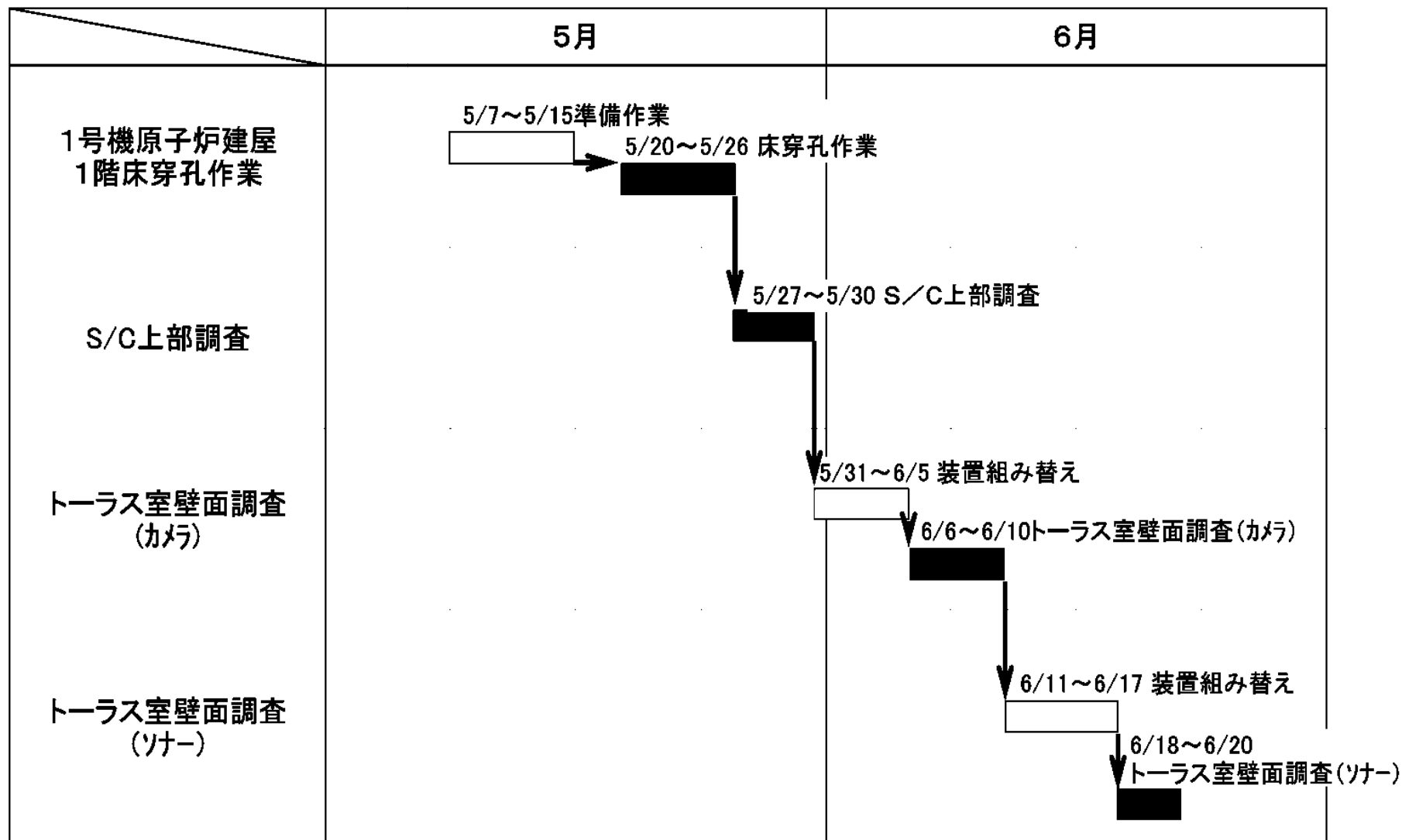
3. 調査装置アクセスルート

1階に作業エリアを確保でき、地下階に干渉物がない原子炉建屋1階北西エリアの床面に、H25.2のトラス室調査時の穿孔に接して615mm×615mmの角型に穿孔する。そこから調査装置を吊り下ろしリフトによりS/C外側キャットウォーク上に降ろす。キャットウォーク上で走行性を確認するとともに、調査対象箇所(S/C外表面に流水を確認した箇所の上部およびトラス室東壁面建屋貫通部)まで移動し調査する。



4. 実証試験スケジュール

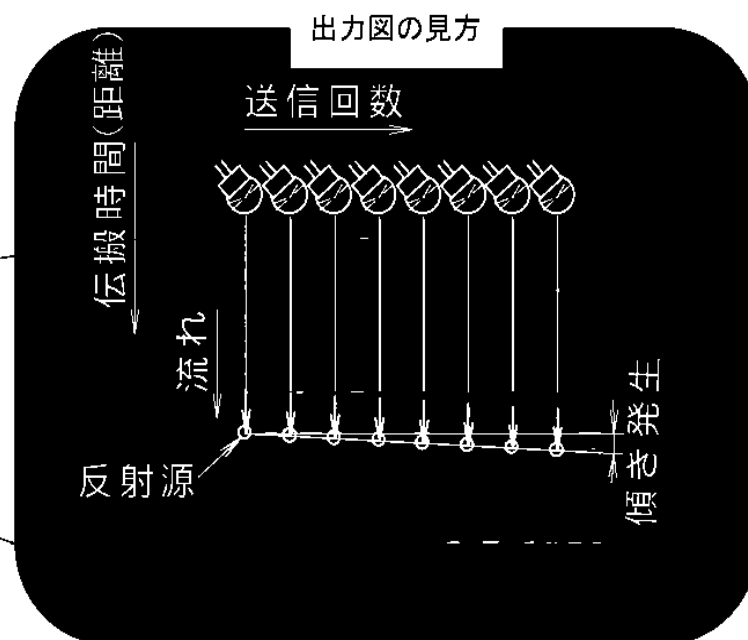
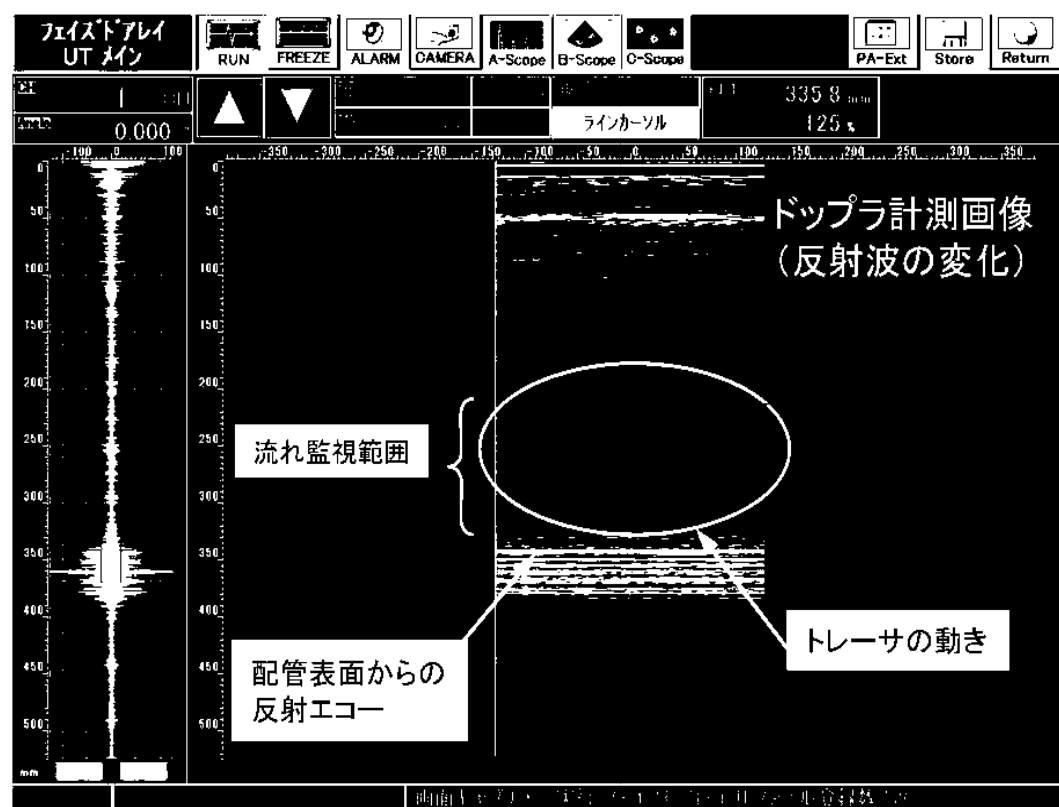
1号機原子炉建屋1階床穿孔後、S/C上部調査、トーラス室壁面調査(カメラ)、トーラス室壁面調査(ソナー)の順で、実証試験を実施予定。



【参考】ドップラ計測

超音波を1秒間に数百回くりかえし送信し、トレーサ(水中の微粒子など)からの反射波の微小な変化を捉え、流れの有無を確認する。

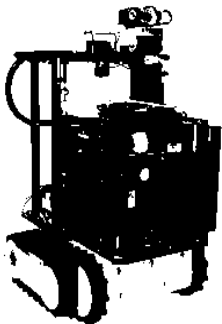
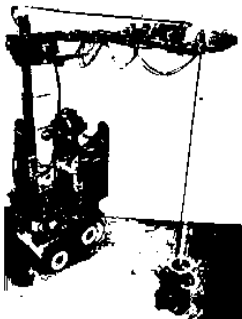
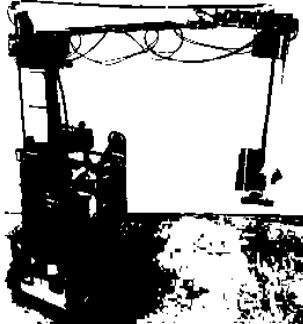
⇒ 流れがある場合には、流れが速いほど反射源の表示上の傾きが大きくなる。



拡大図

ドップラ計測画像例

【参考】調査装置仕様

	S/C上部調査時	カメラによるトラス室壁面調査時	ソナーによるトラス室壁面調査時
調査装置			
移動機構	移動機構(台車)は共用		
寸法	W509mm×L550mm×H826mm マスト伸長時の最大高さ3826mm	W509mm×L550mm×H1163mm マスト伸長時の最大高さ1463mm 伸縮アーム伸長時の最大長さ800mm	W509mm×L550mm×H1161mm マスト伸長時の最大高さ1461mm 伸縮アーム伸長時の最大長さ800mm
質量	約70kg	約100kg	約100kg
走行速度	最大0.5km/h		
走行機能	前後進、左右旋回・左右超信地旋回		
通信機	有線＋無線LAN通信機		
電源	バッテリー		
調査機器	パンチルトカメラ(ズーム, LED照明付)	パンチルトカメラ(ズーム, LED照明付)	超音波ソナー(視野角165°)、水中カメラ(ソナー投入先確認用、LED照明付き)

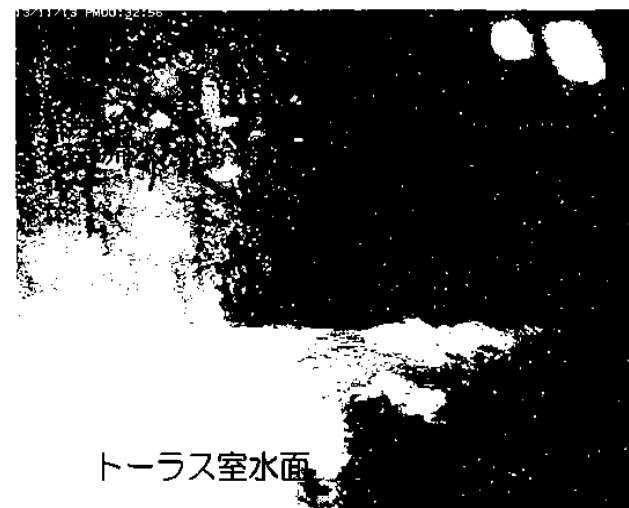
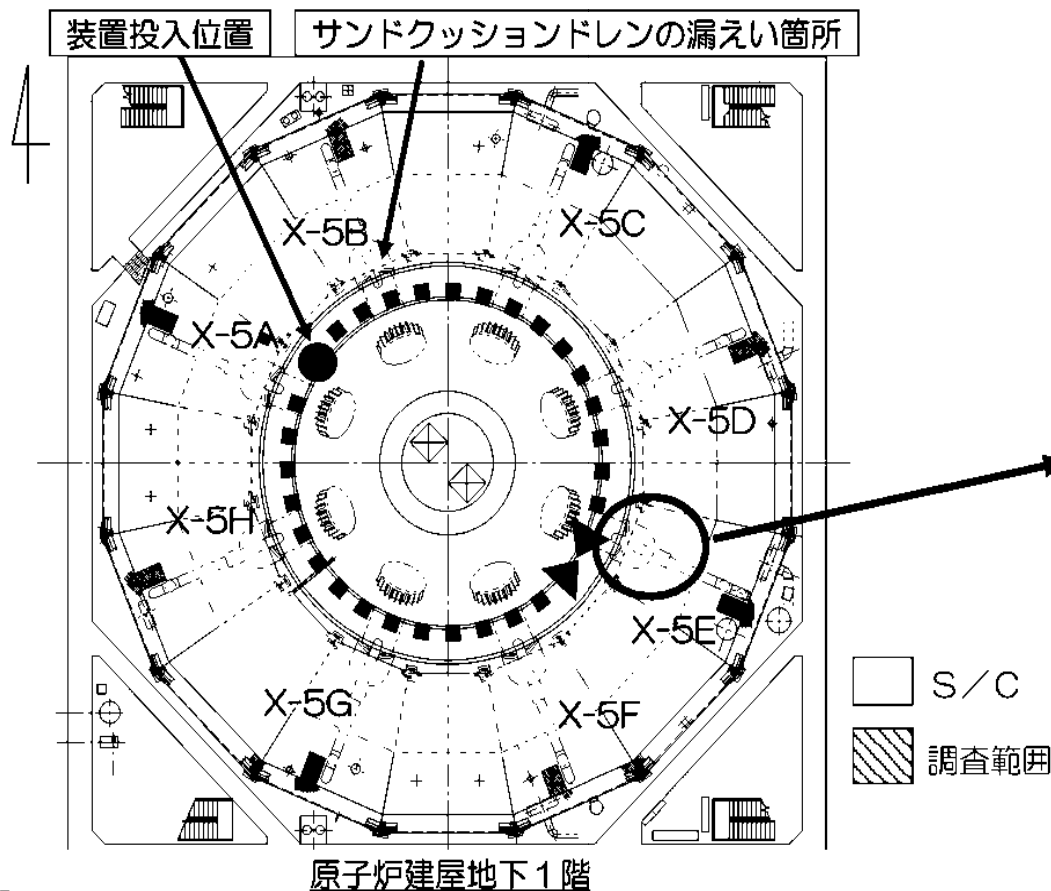
研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中のS/C（圧力抑制室）上部調査装置の実証試験における 1号機 S/C上部調査結果について

2014年5月29日
東京電力株式会社

H25年11月の水上ボートによるS/C内周側調査について

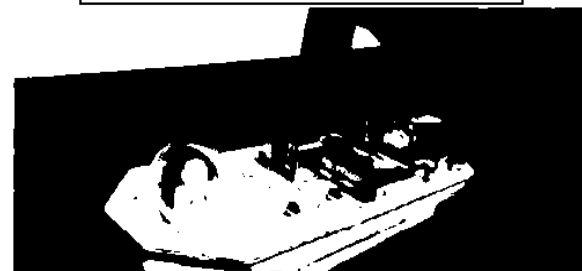
H25年11月 PCVベント管下部調査として、S/Cの内周側の漏えいの有無を確認。
S/C上部（X-5E近傍、南東）から流水を確認。
サンドクッションドレン（X-5B近傍、北西）からの流水を確認。

S/C上部（X-5E近傍）漏えい箇所の特定を行う



トーラス室水面

S/C内側の流水箇所

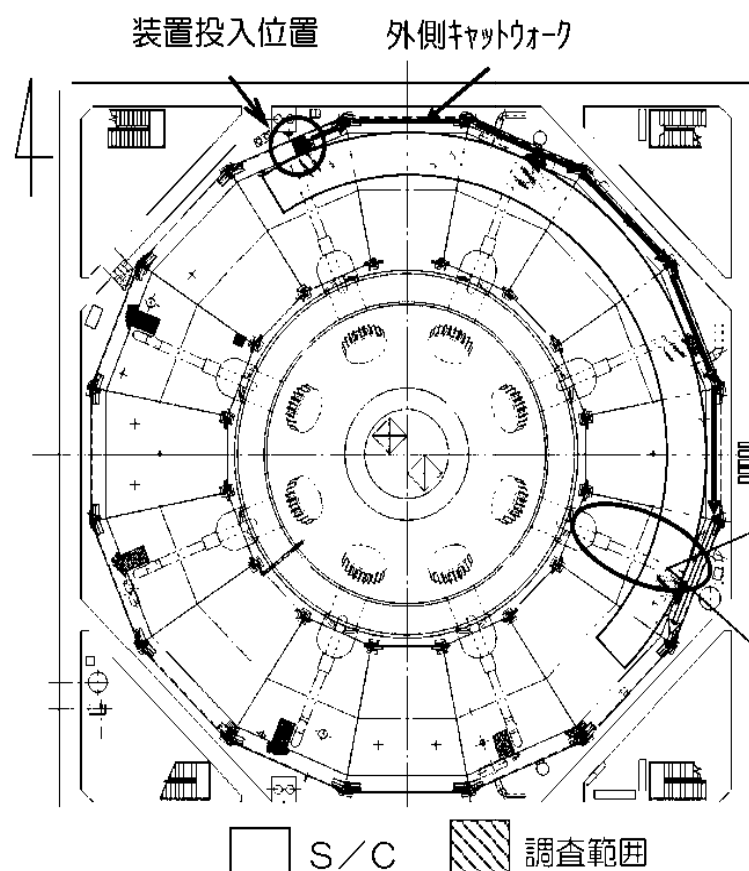


水上ボート 工場での航行試験の様子

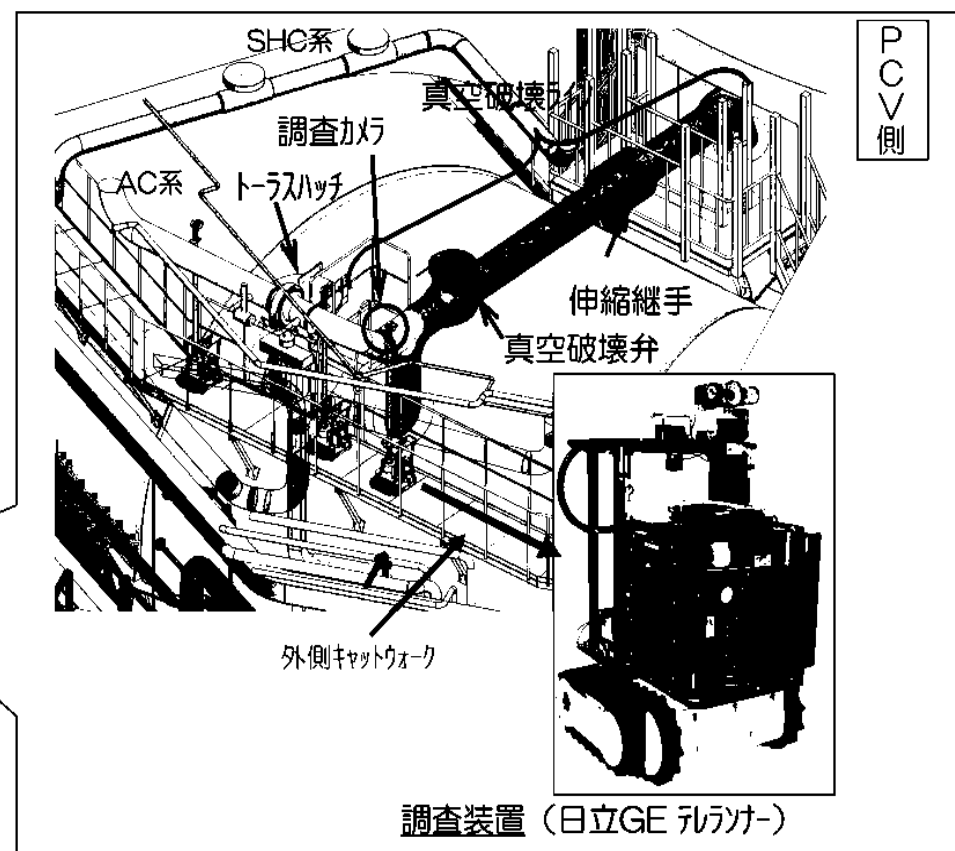
調査概要

資源エネルギー庁 補助事業「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」で開発中のS/C上部調査装置を1号機原子炉建屋1階北西エリア穿孔箇所より投入し、外側キャットウォークから調査を実施。

- S/C上部（X-5E近傍）の漏えい箇所の特定
- S/C上部外周側の確認 ＊ 5月27日 北側外周を実施



原子炉建屋地下1階

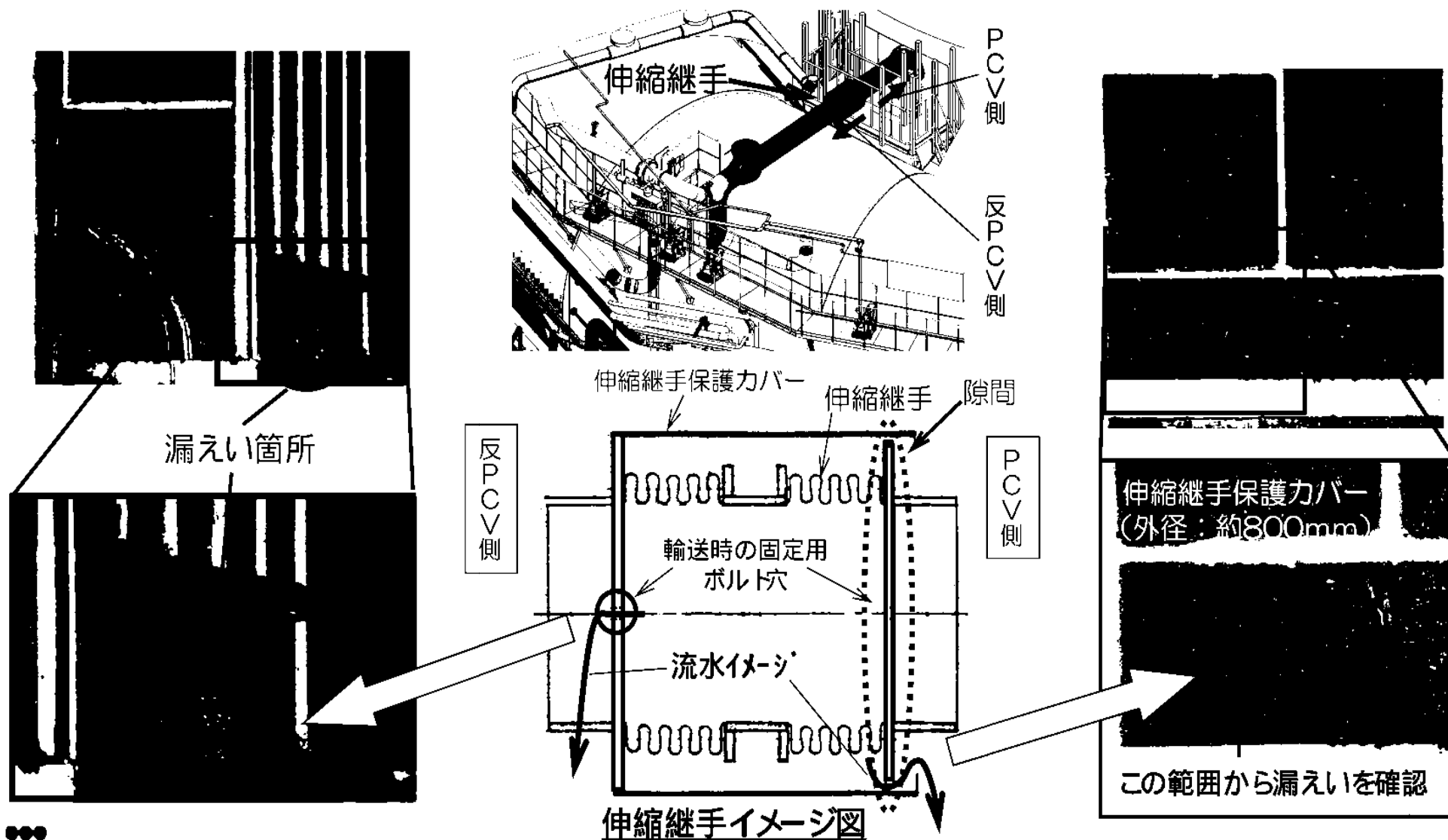


S/C上部調査イメージ図

調査結果-1

S/C上部（X-5E近傍）の状況

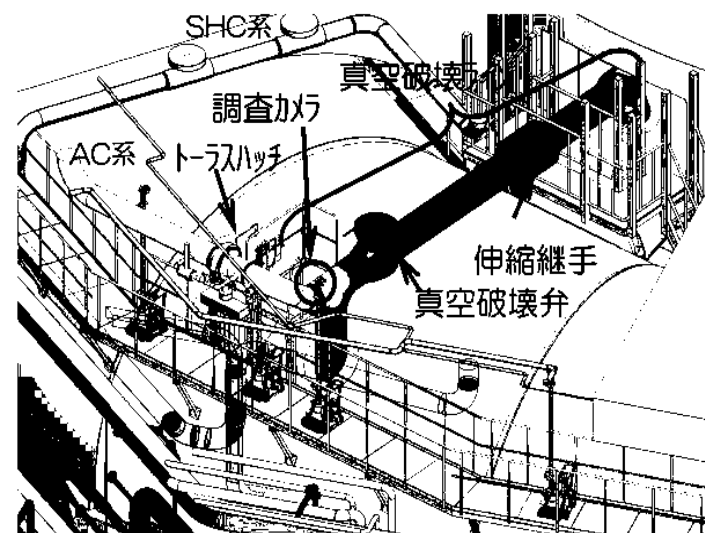
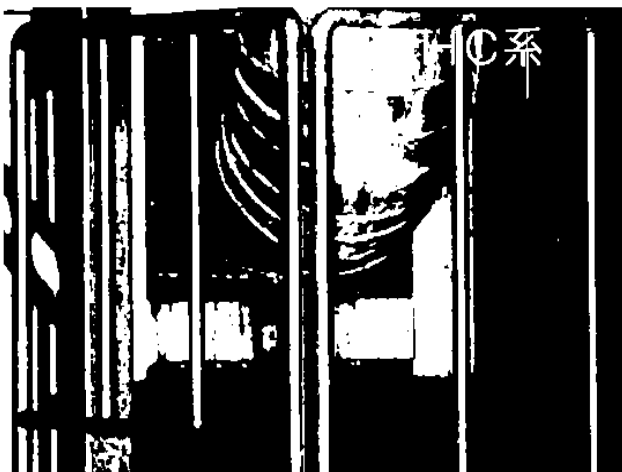
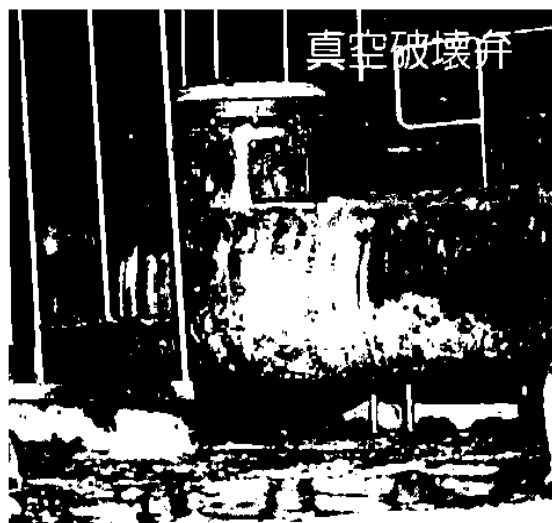
真空破壊ラインの伸縮継手保護カバーのPCV側と反PCV側からの漏えいを確認。



調査結果-2

S/C上部（X-5E近傍）の状況

真空破壊弁・トーラスハッチ・SHC系配管・AC系配管に漏えいは確認されなかった。



調査結果-3

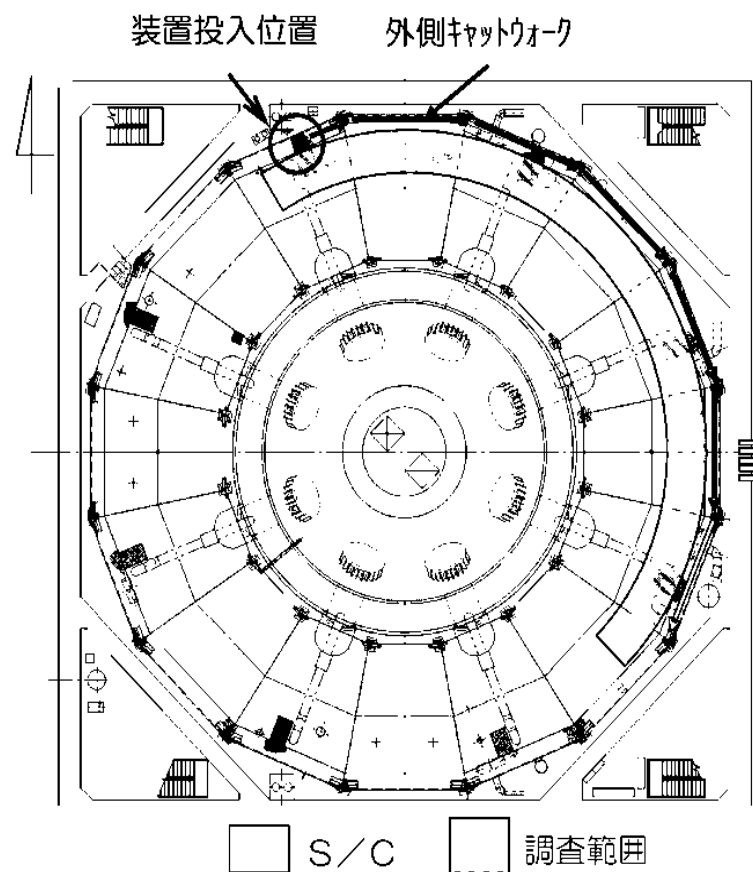
S/C上部外周（北側）の状況

漏えい・機器の著しい損傷は確認されなかった。



代表写真

注) 調査装置操作の広角レンズのカメラのため、画面端部の方が湾曲して写っている。



今回の調査結果を今後の格納容器水張りの向けた調査および補修（止水）計画に反映していく。

「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」
1～3号機 原子炉建屋1階 高所部の
汚染状況調査の実施について
(ガンマカメラによる調査)

2014年5月29日
東京電力株式会社



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。

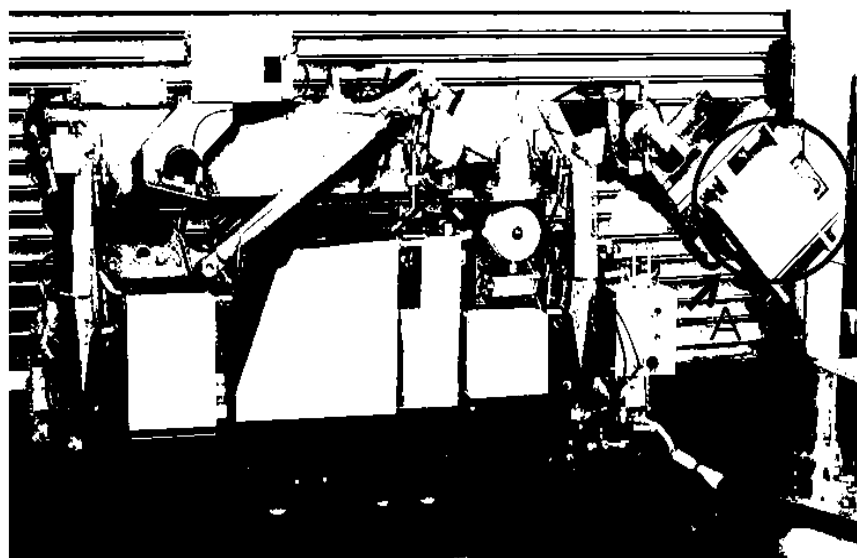
1. 高所部調査の目的と実施概要

目的及び実施概要

- ・ 1～3号機原子炉建屋1階の高所（高さ4m程度）でガンマカメラによる撮像を行い、線量率への寄与が大きい箇所（ホットスポット）の有無の確認と、ホットスポットがある場合は強度を評価した上で、除染・遮蔽・撤去の検討を行う。

調査装置概要

ガンマカメラ（NEDO開発品、1号機南側線量調査で使用）を搭載した「かにクレーン」を使用し、遠隔にて実施する。



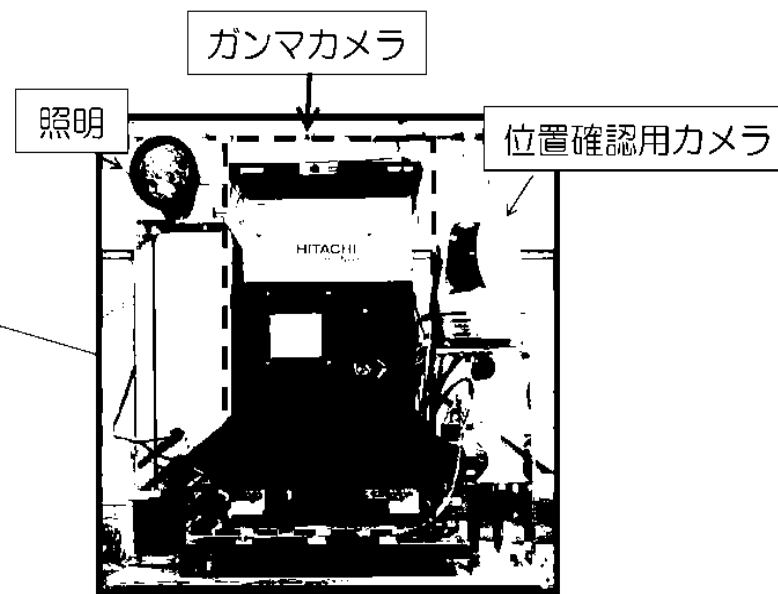
かにクレーン

寸法：2360mm×700mm×1430mm
（走行姿勢時、ガンマカメラ含む）

質量：約1250kg 最高速度：1.5km/h



東京電力



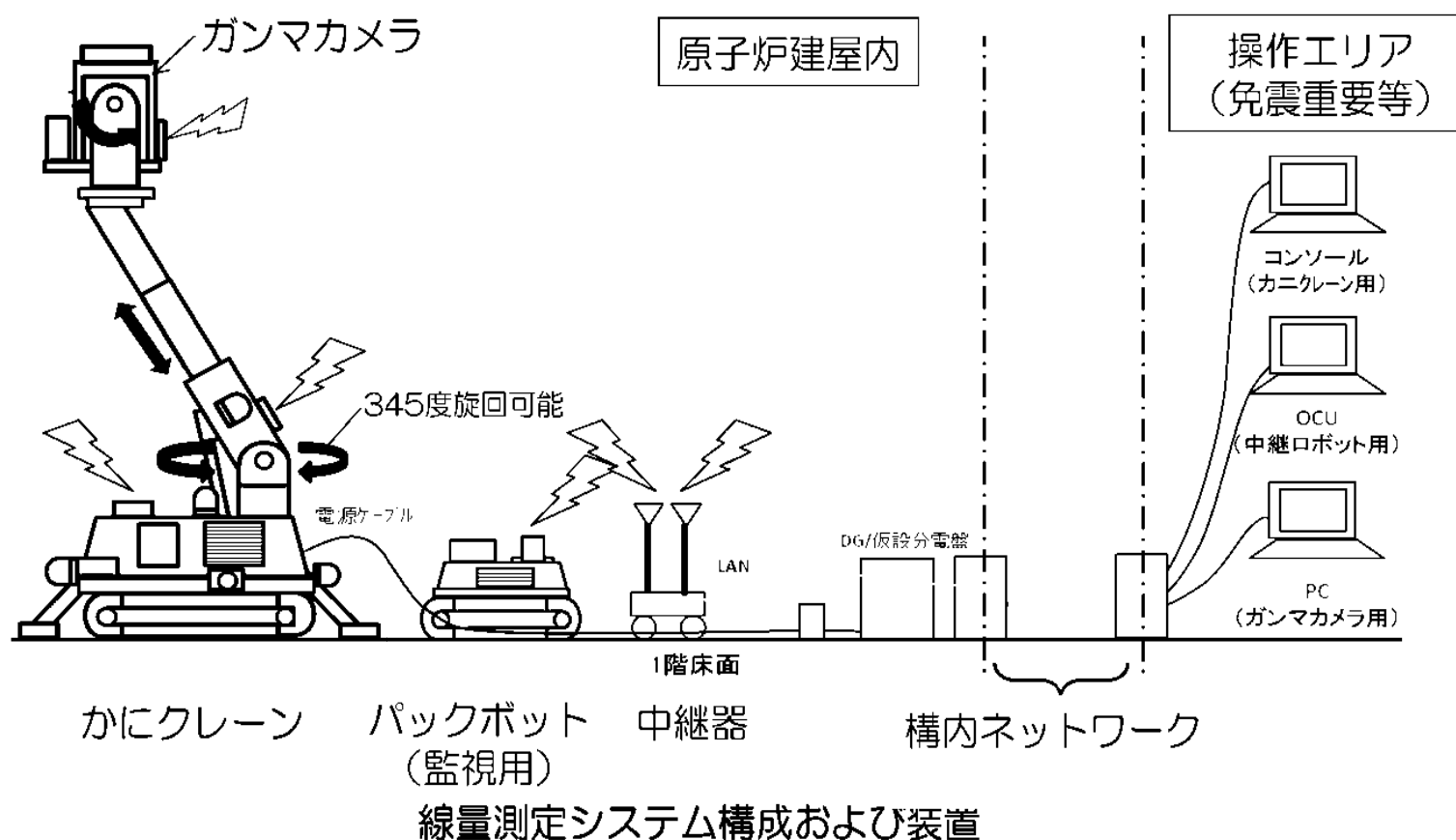
ガンマカメラ搭載部(A矢視)

2. 調査装置構成

かにクレーン、バックボット共に免震重要棟から遠隔操作する。通信形式は、中継器（有線）を介した無線。

バックボットは、かにクレーンの監視用として使用する。

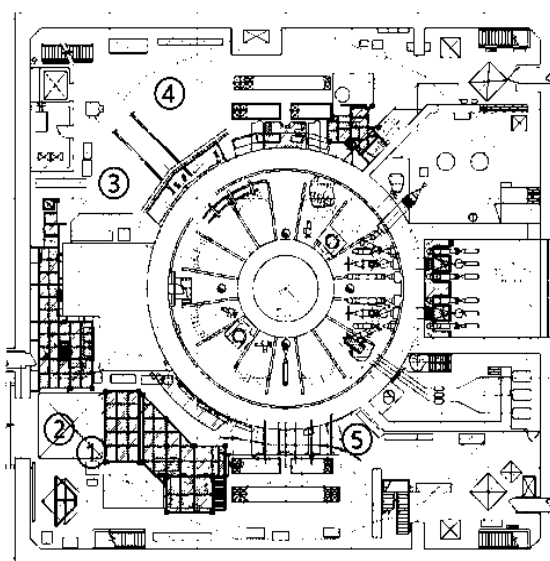
ガンマカメラの撮像方向は水平方向に345度回転可能（アームの水平方向の旋回による）。



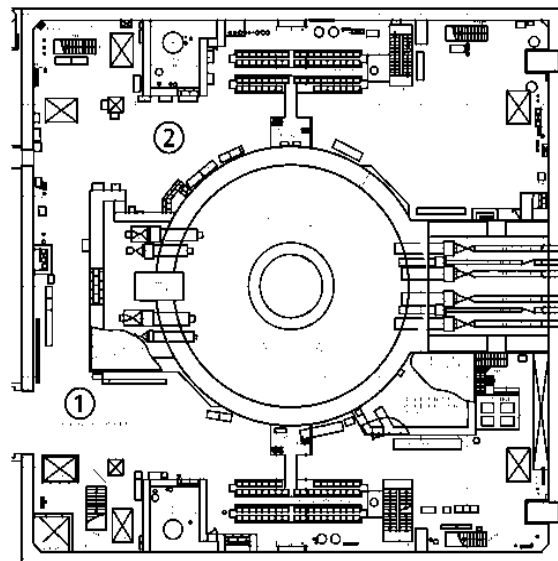
3. 調査エリア

高所にホットスポットが存在すると考えられるエリアにおいて、干渉物を回避して撮像が可能なように下記のとおり測定箇所を選定（各号機下図①～⑤）。

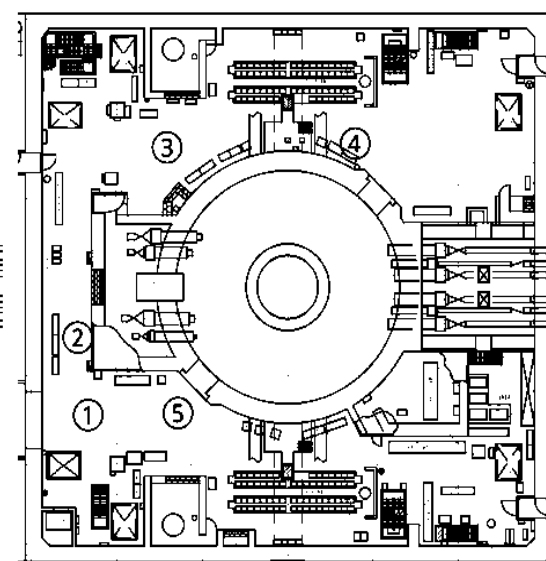
1箇所において水平方向360度の撮像（30度刻みで12回データ採取）を行う。



1号機



2号機



3号機

4. スケジュール

1～3号機 1階高所調査

	4月	5月			6月		
	下旬	上旬	中旬	下旬	上旬	中旬	下旬
準備作業 通信確認							
1号機 調査							
		1号機調査は5/9開始					
2号機 調査							
3号機 調査							
片付け							

凡例

：準備片付け作業

：現場調査



分析／評価結果については、1号機及び3号機除染計画策定に活用する。また、既に除染工事に着手している2号機については、必要に応じて除染計画の見直しを行う。



東京電力

〈参考〉ガンマカメラの仕様について

(独)新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の「災害対応無人化システム研究開発プロジェクト」にて、(株)日立製作所が開発したガンマカメラを使用。

1号機南側線量調査にて使用実績あり。

主な仕様は以下の通り。

寸法：340mm×430mm×467mm

質量：約80kg

測定可能バックグラウンド線量率(設計点)：300mSv/h

検出器：CdTe半導体検出器(16ピクセル×16ピクセル)

距離補正機能：各ピクセル毎の距離補正

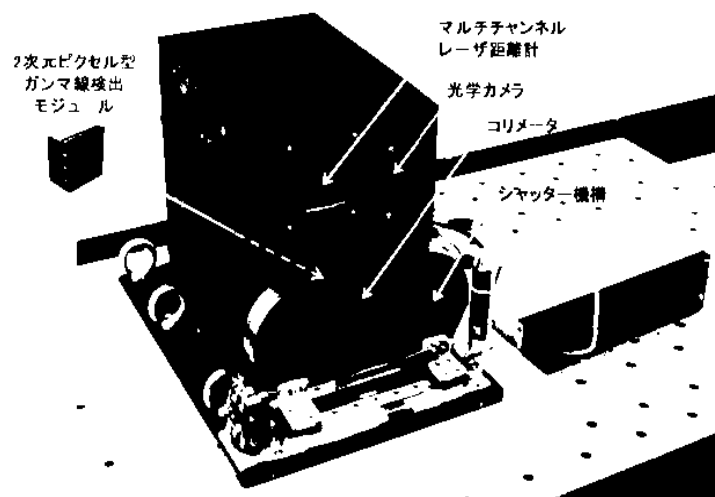


図4 ガンマカメラ外観

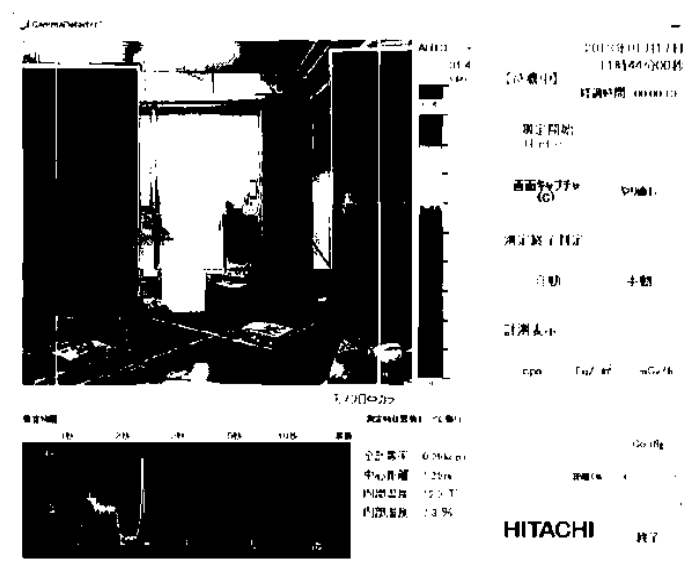
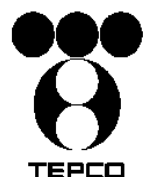


図5 ガンマカメラ操作画面

「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」
1～3号機原子炉建屋上部階の
汚染状況調査の実施について
(線量率調査・ガンマカメラによる調査)

2014年5月29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。

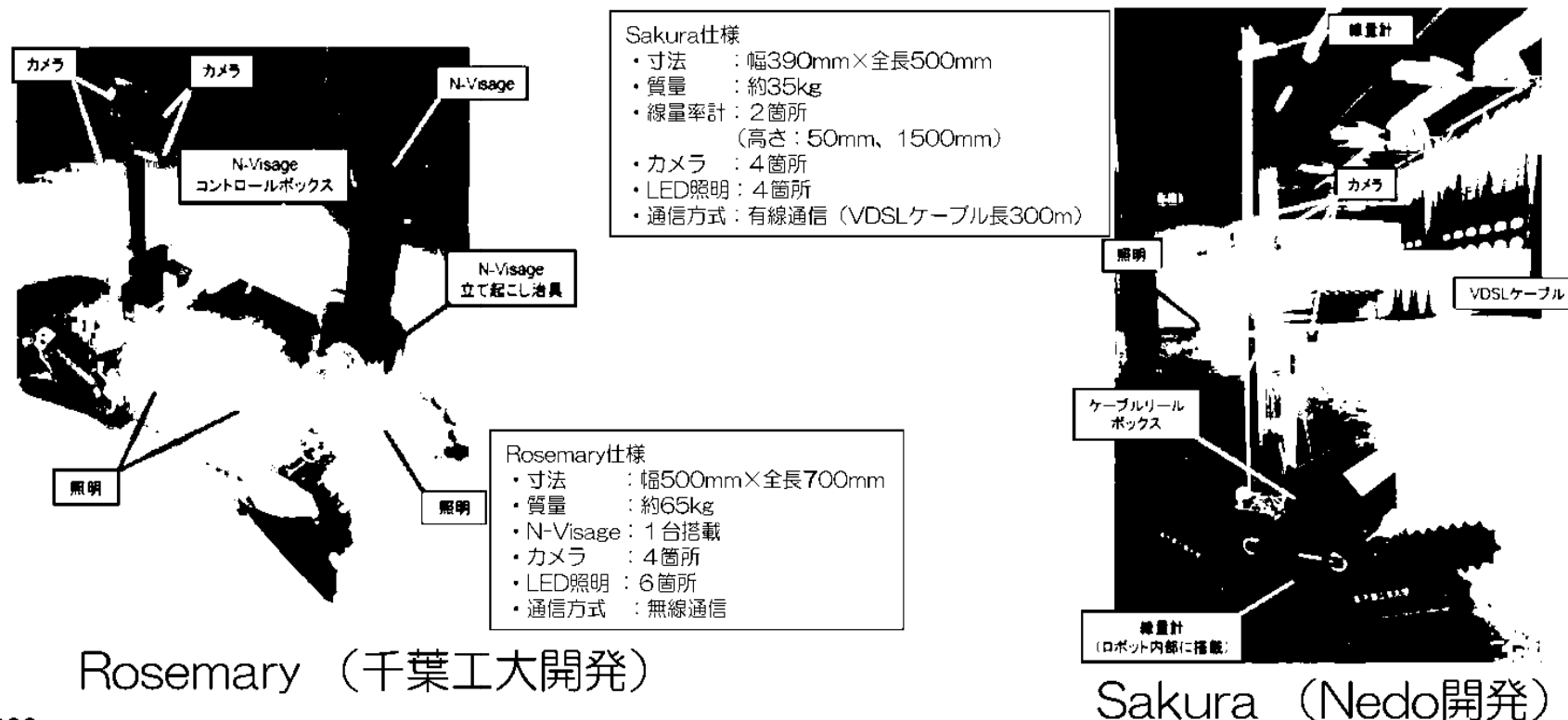
1. 上部階調査の目的と実施概要

目的及び実施概要

1～3号機原子炉建屋2～3階の線量率調査およびガンマカメラ（N-Visage）による撮像を行い、線量率への寄与が大きい箇所（ホットスポット）の有無の確認と、ホットスポットがある場合は強度を評価した上で、除染・遮蔽・撤去の検討を行う。

調査装置概要

N-Visageを搭載したRosemaryおよび線量率計（シリコン半導体検出器）を搭載したSakuraを使用し、遠隔にて調査を実施する。



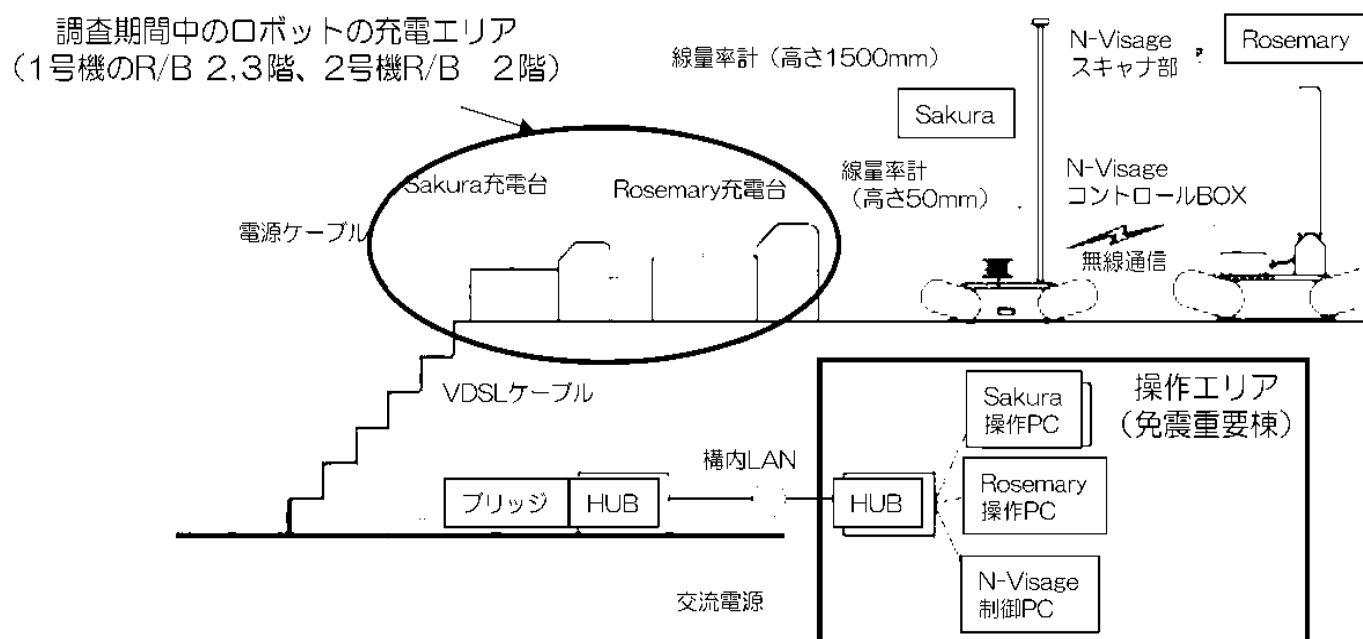
2. 調査装置構成

Rosemary、Sakuraは免震重要棟から遠隔操作する。通信形式は、Sakuraは有線、RosemaryはSakuraを中継した無線。

Rosemary、Sakuraともに充電台に帰還することで充電が可能（人によるバッテリー交換が不要）。

ただし、1号機の2階、3階、2号機の2階は、昇降を行う階段スペースに干渉物が多いことから、充電台を人手で設置する。2号機の3階、3号機2階については、干渉物が少ないことから、ロボット自走が自走し測定場所まで移動する。

Sakuraが単独先行しアクセスルートの調査（干渉物・線量）を行い、調査実施可能範囲を確認する。

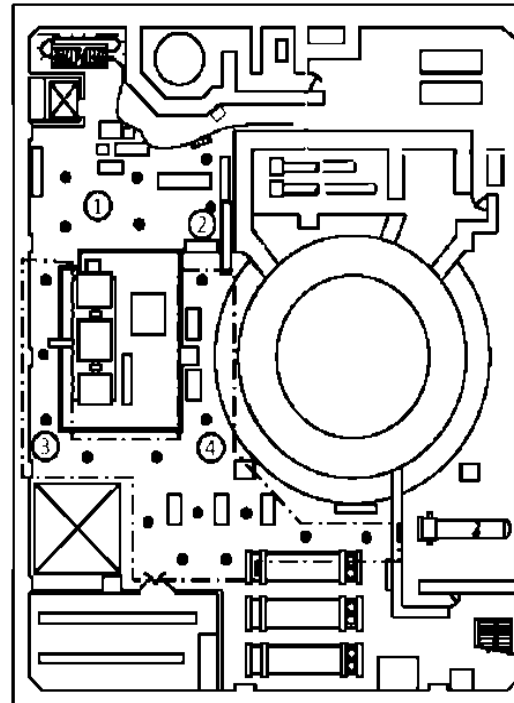


上部階調査装置構成

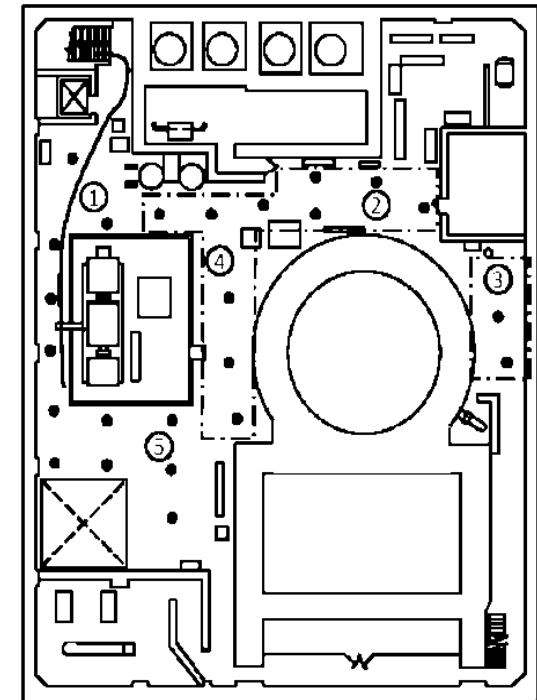
3. 調査エリア（1号機）

過去の調査結果から高線量と推測されるエリア，作業予定場所周辺を中心に線量測定と線源調査を行う（予定の測定箇所については現場のアクセスにより変更の可能性あり）

- ：線量測定箇所
- ：N-Visage測定箇所
- ：原子炉冷却ライン
- ：ホース(SFP予備)
- ：環境が不明のため、Sakuraで環境調査実施の上で調査実施可否について検討する
- ：上部階へのアクセスルート
- ：北東エリアについてはロボットがアクセス出来る範囲で見通せる箇所を探し、見つければ測定する。



1号機2階



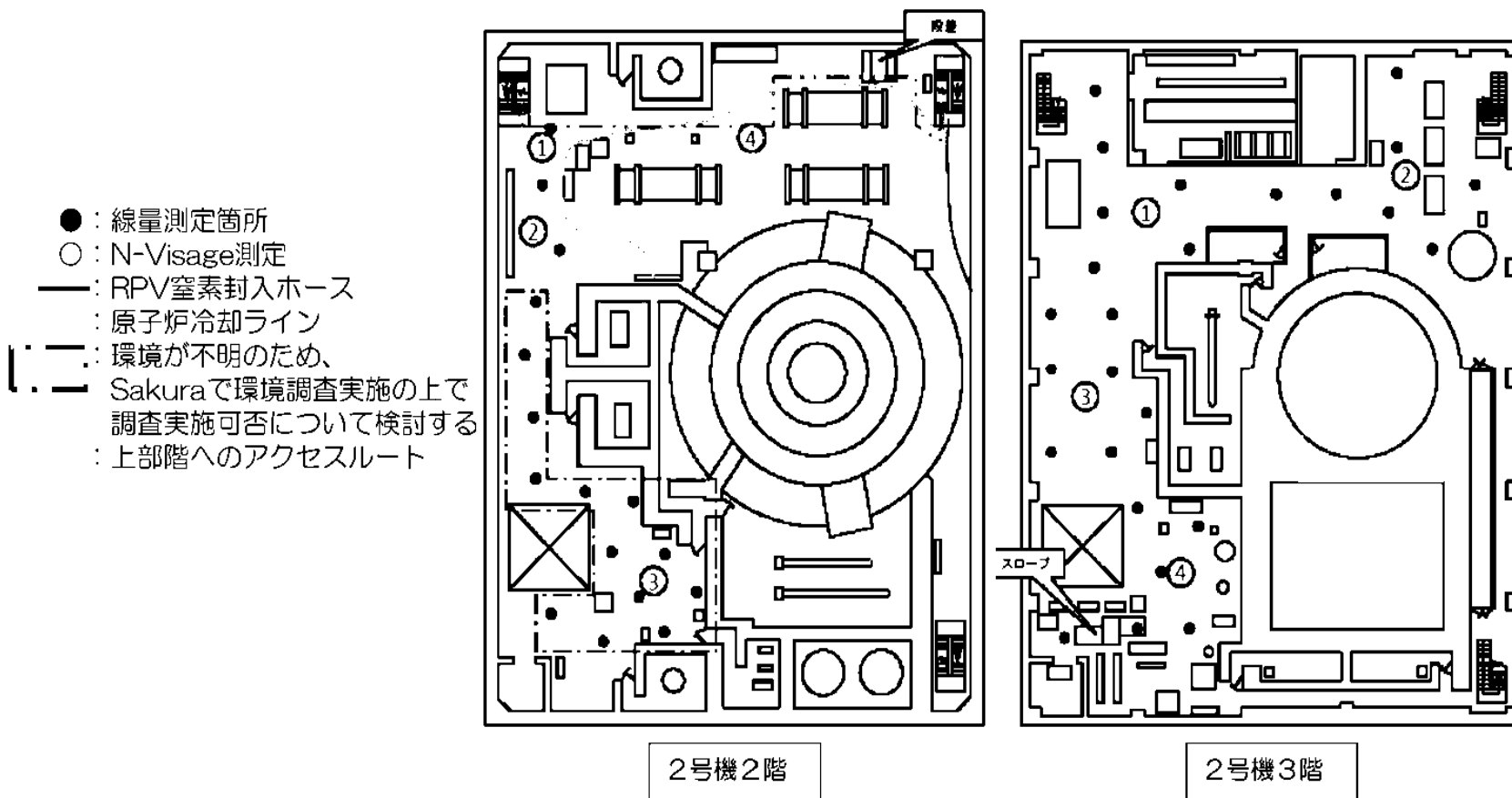
1号機3階

上部階へのアクセス手段（重要設備類の干渉方法）

1階：大物搬入口～北西階段まで作業員によって運搬

1階～3階：北西階段を作業員によって運搬

3. 調査エリア（2号機）

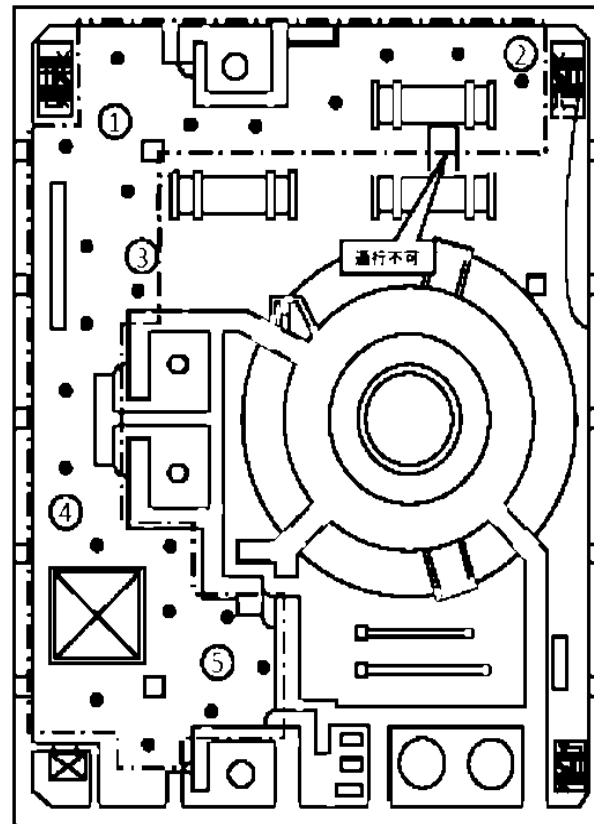


上部階へのアクセス手段（重要設備類の干渉方法）

- 1 階 : 大物搬入口～北東階段まで作業員によって運搬
- 1 階～2 階 : 北東階段を作業員によって運搬
- 2 階～3 階 : 北東階段をロボットで自走

3. 調査エリア（3号機）

- ：線量測定箇所
- ：N-Visage測定
- ：RPV窒素封入ホース
- ：原子炉冷却ライン
- ┌─┐：環境が不明のため、
Sakuraで環境調査実施の上で
調査実施可否について検討する
- └─┘：上部階へのアクセスルート



3号機2階

上部階へのアクセス手段（重要設備類の干渉方法）

1 階：大物搬入口～北西階段までロボットにより自走

2 階：北西階段をロボット自走

4. スケジュール

1～3号機 上部階調査

	4月		5月			6月		
	中旬	下旬	上旬	中旬	下旬	上旬	中旬	下旬
準備作業・通信確認								
1号機調査								
			1号機調査は4/28開始済					
2号機調査								
3号機調査								
片付け								

凡例

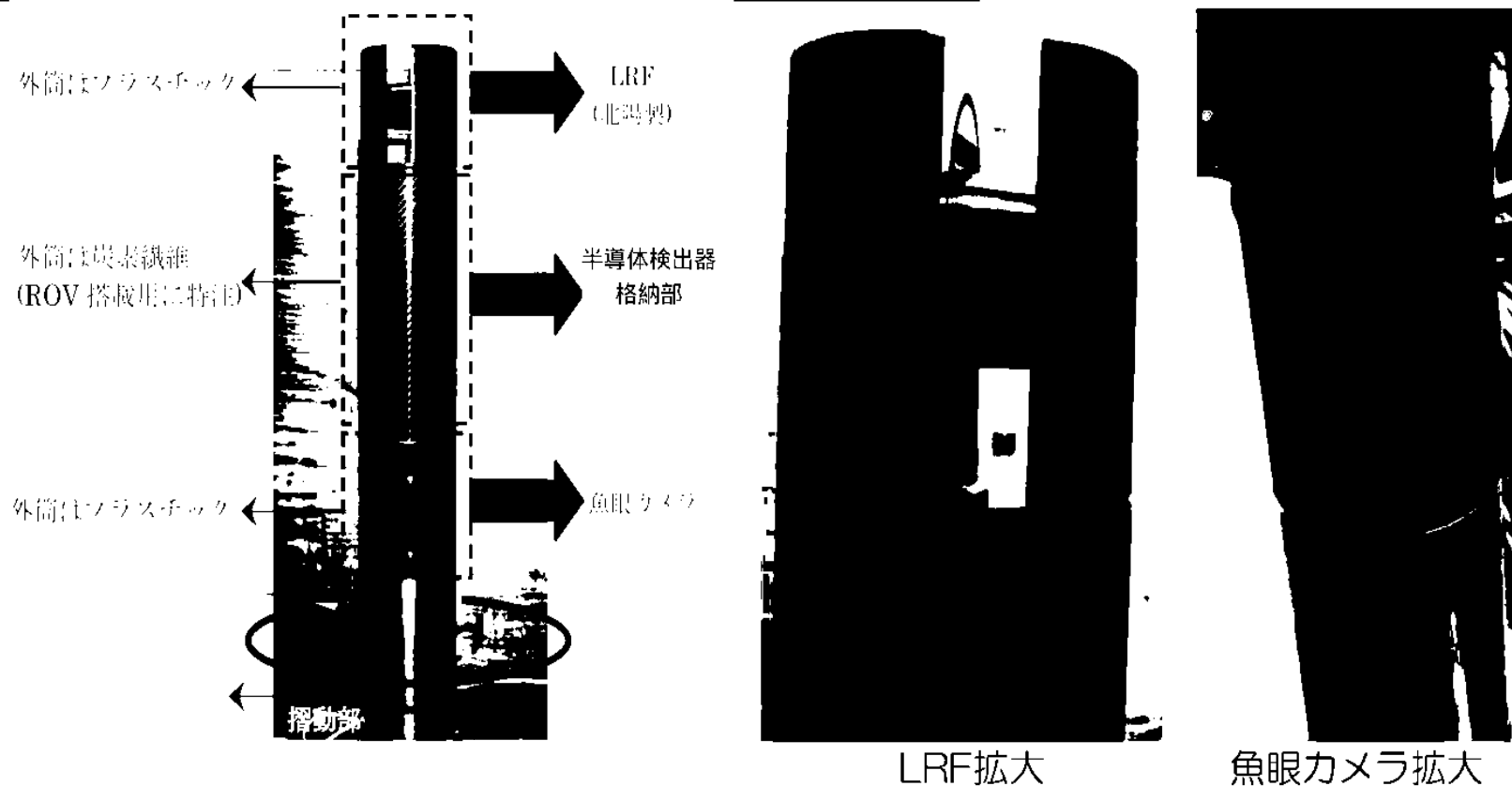
□：準備片付け作業

■：現場調査



分析／評価結果については、1号機及び3号機除染計画策定に活用する。また、既に除染工事に着手している2号機については、必要に応じて除染計画の見直しを行う。

〈参考〉 ガンマカメラ (N-Visage) の仕様について



半導体素子、レーザレンジファインダ(LRF)、魚眼カメラを搭載しており、360° 球面体のスキャンが可能。

○メーカー：REACT/CREATEC

○寸法／重量：D110×H700／約17kg(この他、Control Boxがあり重量約6kg)

○検出素子：半導体検出器（素子は1つ）

○計測可能BG：0.05mSv/h～500mSv/h(精度低下が許容可能であれば1,000mSv/hまで可)

○スキャン時間：約2.5～3.0時間／スキャン

国プロ「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」 1～3号機原子炉建屋 汚染状況調査の計画について

1. H24年度現場調査の成果

H24年度の国プロ現場調査では、主に1～3号機原子炉建屋1階（最大線量率約100mSv/hまでのエリア）の現場調査を行い、以下の調査結果を得た。

各汚染源（床面／壁・天井／ホットスポット／その他（主に上部構造物））からの床上150cm線量率への寄与率は以下の通りであった。

- ①床面からの寄与率：10%～40%
- ②壁・天井からの寄与率：5%～15%
- ③ホットスポットからの寄与率：10～40%
- ④その他（主に上部構造物）からの寄与率：30%～70%

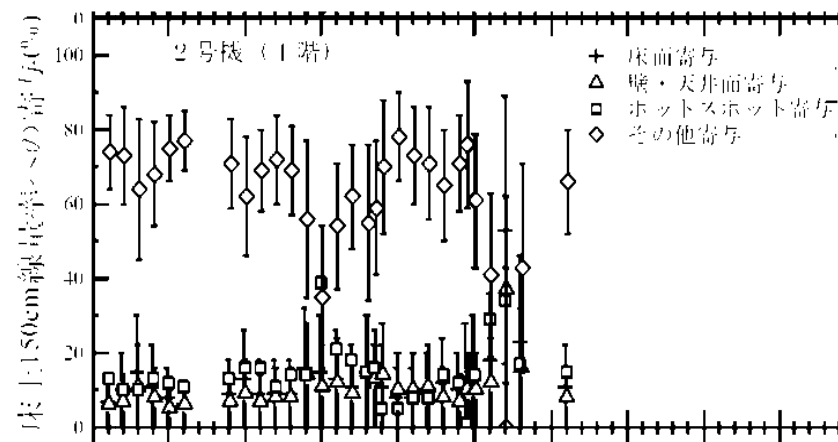


図1 2号機原子炉建屋1階 床上150cmへの線量率寄与割合

汚染核種はCs134及びCs137であり、その存在比率は2:3であった(事故時に補正すると1:1)。いずれも事故由来のものと推定。 α 核種は検出されなかった。

浸透汚染はエポキシ塗装面の微少な傷への固着に留まっており、汚染浸透はなかった。

2. 調査目的と調査対象エリアについて

■目的

国プロ「総合的線量低減計画の策定」と協働して行う、原子炉建屋(以下、R/Bという)上層階及び高線量エリア(1号機R/B1階南側、2号機R/B5階)の具体的線量低減方策の検討を促進するためのインプットデータ採取

■H25年度の現場調査範囲

1～3号機原子炉建屋の2階・3階の調査を行う。加えて、H24年度に調査することができなかった1階高線量エリア、及びH24年度調査結果から線量寄与の大半が疑われる上部構造物の調査を行う。

2. 調査目的と調査対象エリアについて

表1 調査エリアと調査項目

号機	階層・エリア	調査項目				備考
		線量率調査 (線量計)	汚染分布調査 (γイメージャ)	内包線源調査 (積算線量計)	浸透汚染調査 (コア分析)	
1号機	1階・南側	○	○	—	○	「Warrior(i-Robot社ROV)+NEDOγカメラ」の組合せにて調査を行う。コア採取は「MEISTeR(三菱重工ROV)」にて行う。
	1階・高所	○	○	—	—	「昇降装置+NEDOγカメラ」の組合せにて調査を行う。
	2階・全域	○	○	—	—	「Rosemary(千葉工大ROV)+N-Visage(英国製γイメージャ)」の組合せにて調査を行う。
	3階・全域	○	○	—	—	「Rosemary(千葉工大ROV)+N-Visage(英国製γイメージャ)」の組合せにて調査を行う。
2号機	1階・高所	○	○	○	—	「昇降装置+NEDOγカメラ」の組合せにて調査を行う。内包線源調査は積算線量計(クイクセルバッジ)を作業員が貼付する。
	2階・全域	○	○	—	—	「Rosemary(千葉工大ROV)+N-Visage(英国製γイメージャ)」の組合せにて調査を行う。
	3階・全域	○	○	—	—	「Rosemary(千葉工大ROV)+N-Visage(英国製γイメージャ)」の組合せにて調査を行う。
3号機	5階(オペフロ)・全域	○	○	—	○	N-Visage(英国製γイメージャ)にて調査を行う。コア採取は「MEISTeR(三菱重工ROV)」にて行う。
	1階・高所	○	○	—	—	「昇降装置+NEDOγカメラ」の組合せにて調査を行う。
	2階・全域	○	○	—	—	「Rosemary(千葉工大ROV)+N-Visage(英国製γイメージャ)」の組合せにて調査を行う。

3. スケジュール

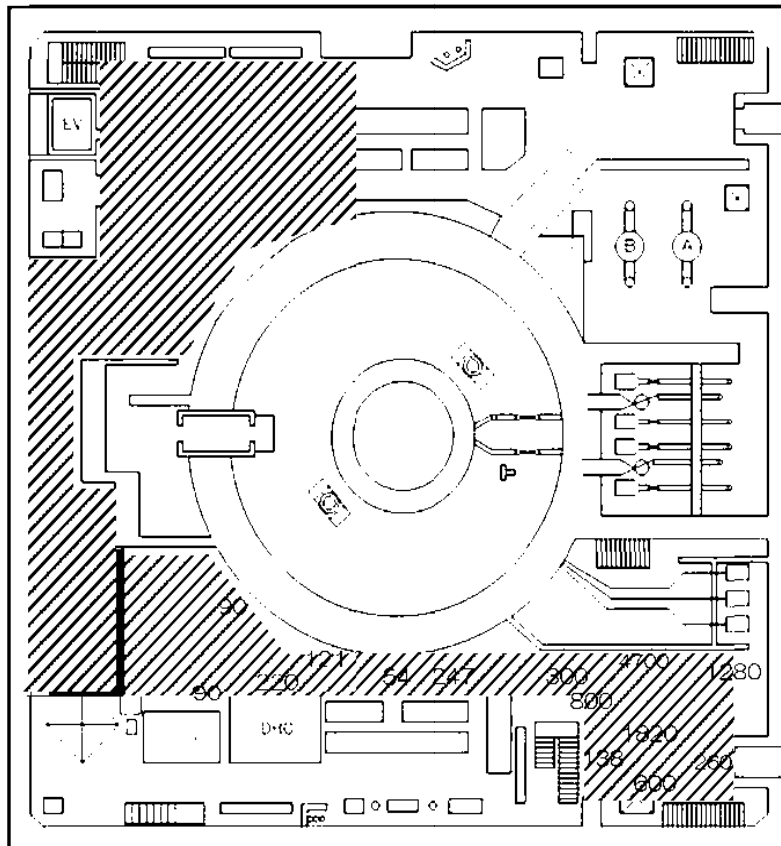
表2 調査スケジュール（予定）

調査エリア	H25年12月			H26年1月			H26年2月			H26年3月			H26年4月			調査結果を踏まえた線量低減 検討結果のインプット先
	上	中	下	上	中	下	上	中	下	上	中	下	上	中	下	
1号機1階南側																H26年度下半期から予定される1号機1階の 除染作業計画策定に資する。
1～3号原子炉建屋1階高所部																1号機1階除染作業(H26年度下半期～)及 び、3号機1階中所除染作業(H26年3月～) の除染作業計画策定に資する。なお、2号機 については、必要に応じて除染作業計画の 見直しを行う。
1号機原子炉建屋2階及び3階																今後の上層階除染計画策定に資する。
2号機原子炉建屋2階及び3階																今後の上層階除染計画策定に資する。
3号機原子炉建屋2階																今後の上層階除染計画策定に資する。
2号機原子炉建屋5階(オベフロ)																H26年度上半期の2号機燃料取り出し工法 決定の判断材料に資する。

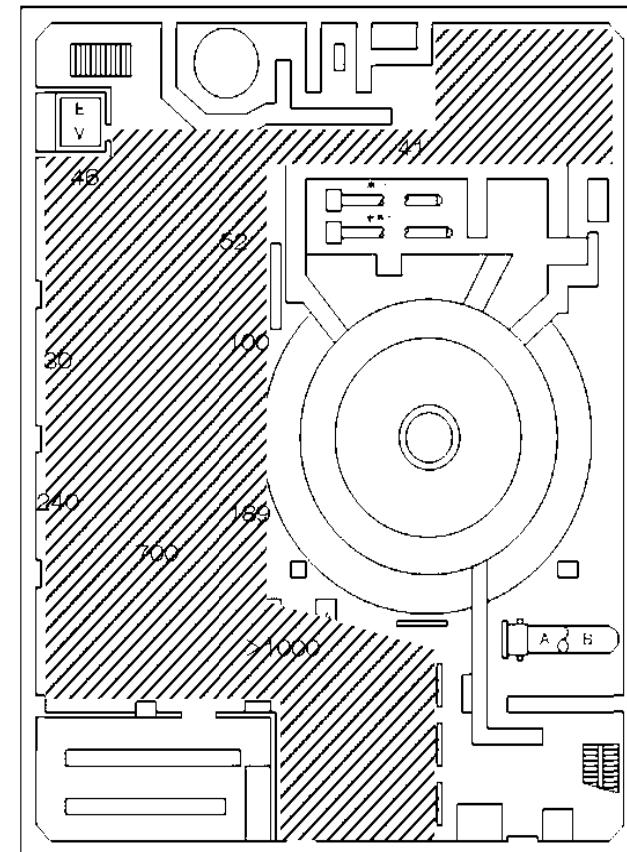
※現場でのエリア調整次第では、工程変更の可能性あり

■具体的な調査装置構成や調査ポイントについては、各作業前に別途ご報告する。

〈参考〉1号機1／2階現場調査エリア



1号機1階



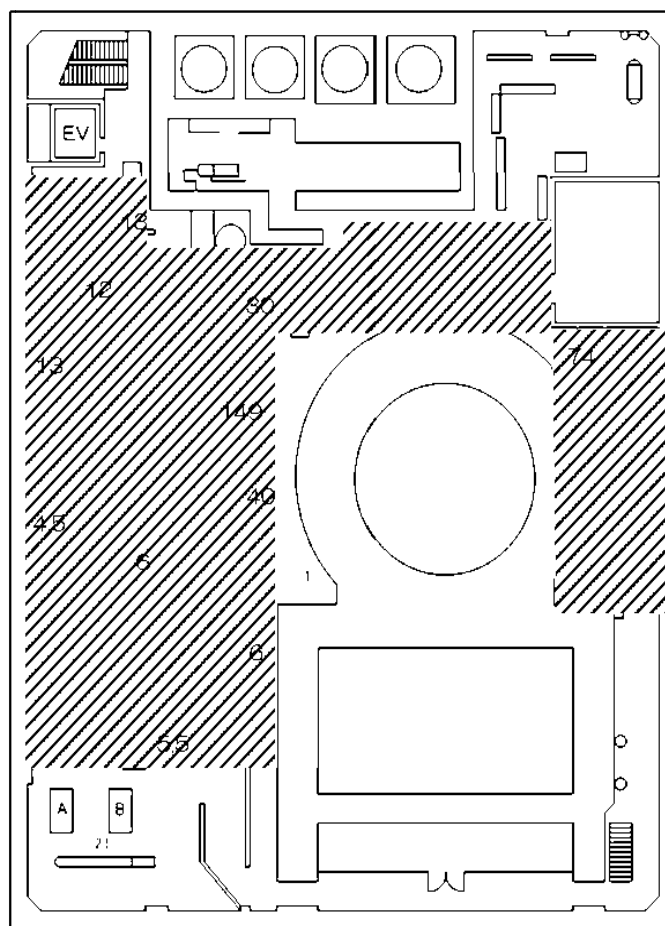
1号機2階

////: H24年度調査範囲(既実施)

////: H25年度調査範囲(高所部調査予定範囲は未反映)※

※1号機1階高所部調査範囲は、H25/12から開始予定の3Dレーザ計測データに基づき決定する。

〈参考〉 1号機3階現場調査エリア



////: H24年度調査範囲(既実施)

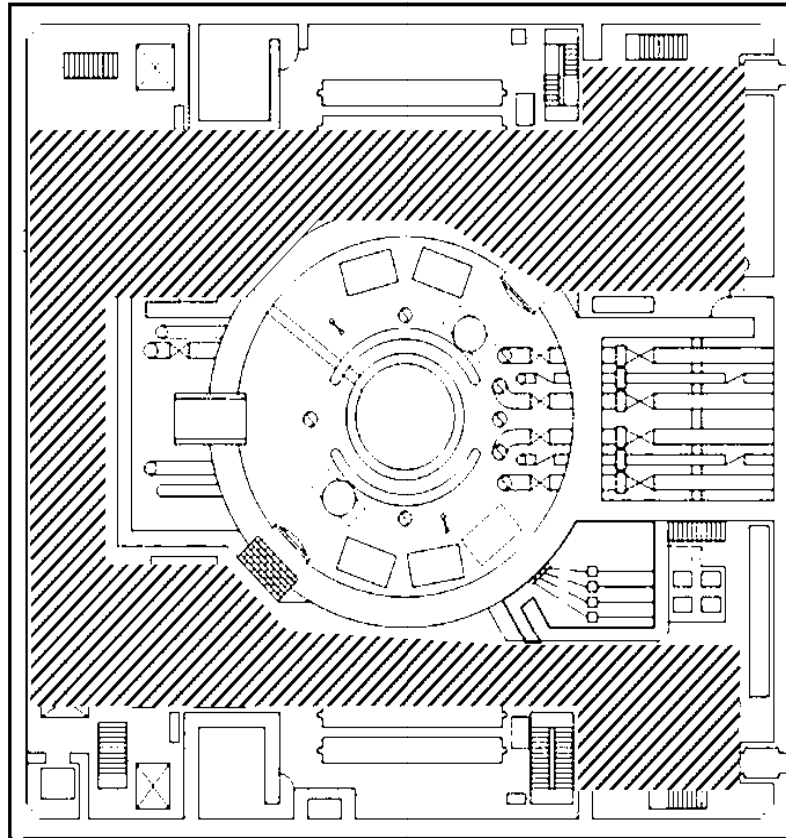
1号機3階

////: H25年度調査範囲

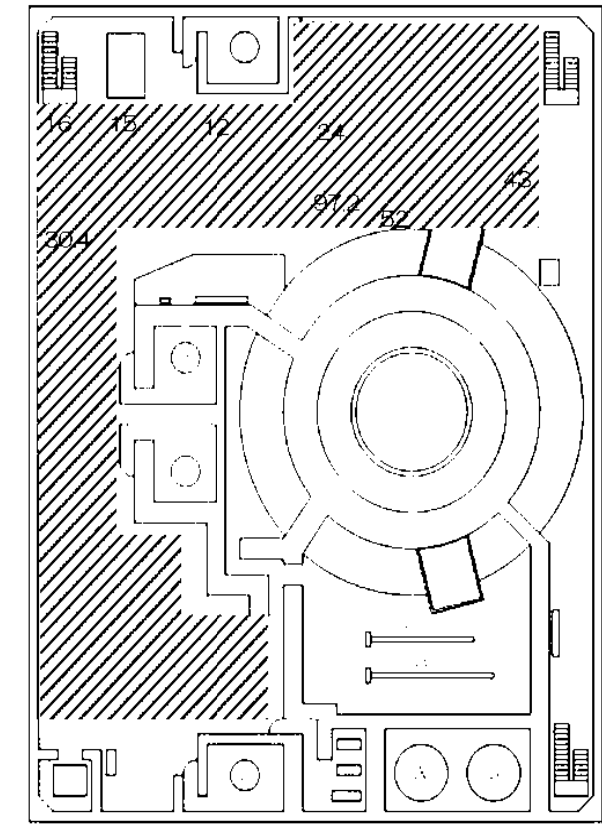


東京電力

〈参考〉2号機1／2階現場調査範囲



2号機1階



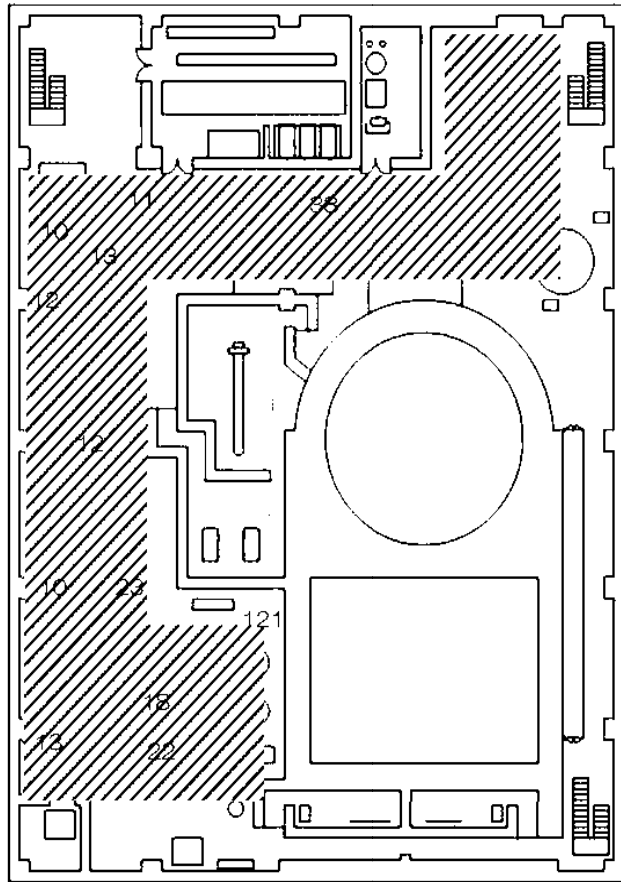
2号機2階

////: H24年度調査範囲(既実施)

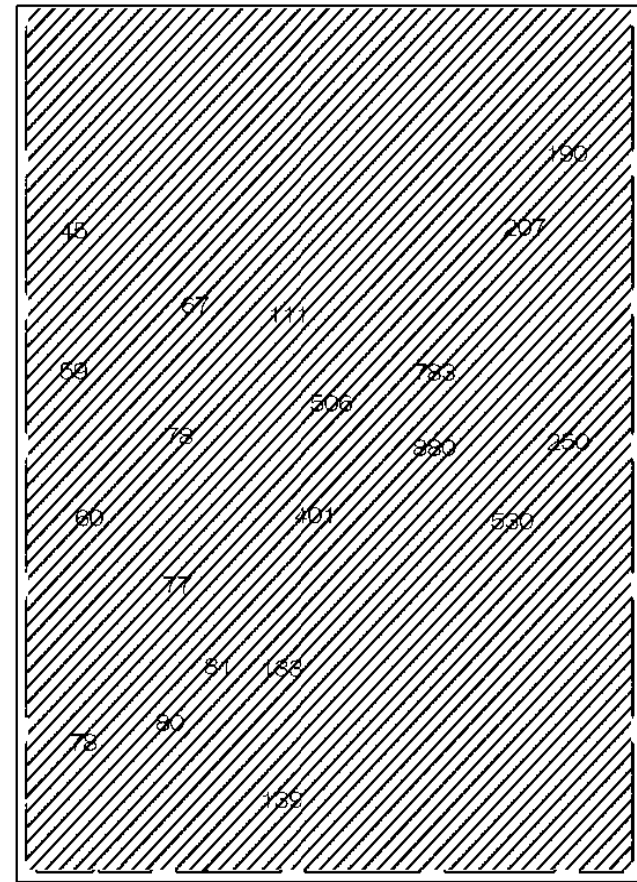
////: H25年度調査範囲(高所部調査予定範囲は未反映)※

※2号機1階高所部調査範囲は、H25/12から開始予定の3Dレーザ計測データに基づき決定する。

〈参考〉2号機3／5階現場調査範囲



2号機3階



2号機5階

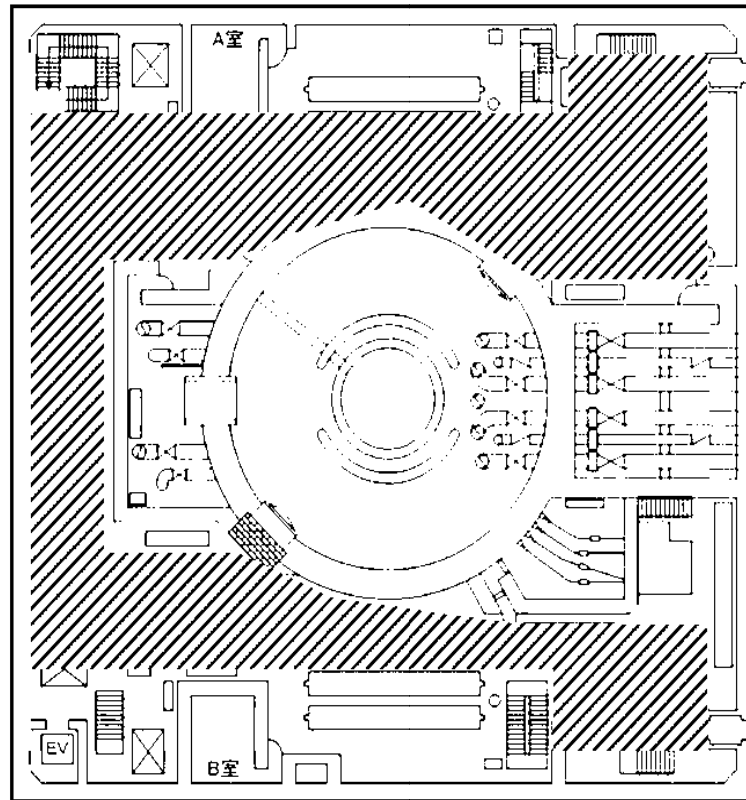
////: H24年度調査範囲(既実施)

||||: H25年度調査範囲

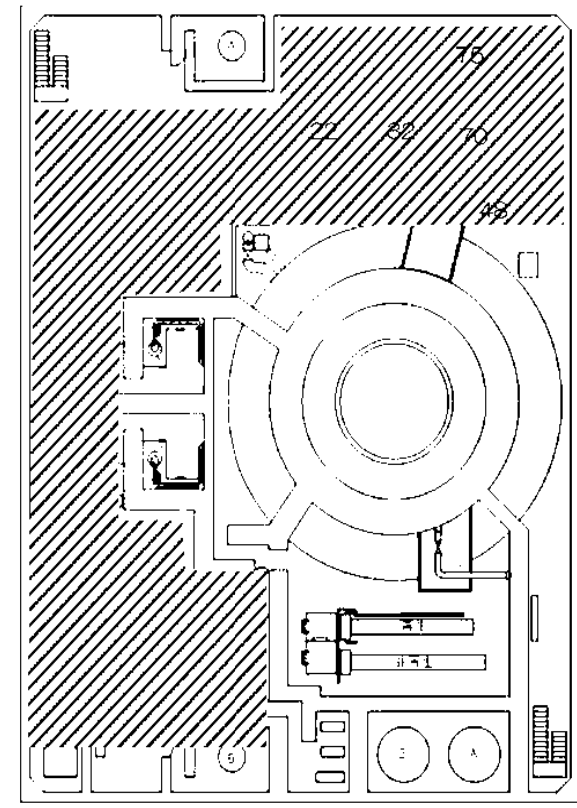


東京電力

〈参考〉3号機1／2階現場調査範囲



3号機1階



3号機2階

////: H24年度調査範囲(既実施)

////: H25年度調査範囲(高所部調査予定範囲は未反映)※

※3号機1階高所部調査範囲は、H26/2以降開始予定の3Dレーザ計測データに基づき決定する。

平成25年度実績概要

事故進展解析技術の高度化による 炉内状況把握

平成26年5月29日
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
(一財)エネルギー総合工学研究所

- デブリ位置の情報は、廃炉のための作業の基本となるものであるが、現時点でも十分な情報を得られていない
- 直接的なデブリ位置検知技術が最も有効な手段であるが、RPV内部を直接確認できるのは、2019年度以降となっている
- そのため、すでに開始されているプロジェクト(デブリ取出し関連技術の検討・開発、RPV内部調査、臨界防止・管理技術、PCV内部調査)では、デブリの位置・状態に関し、幅広い可能性を考慮して、検討を進める必要が生じている
- 検討対象を絞り込むための方法として、解析技術を活用して、デブリ位置の推定を実施しているが、事故進展に於ける未解明問題の存在、解析コードの能力の限界から、解析には不確かさの幅が存在する
- 本プロジェクトは、沸騰水型原子炉特有の構造を考慮した解析モデルの改良及び東京電力の調査を踏まえた解析条件の見直し等により解析コードの評価能力を向上させ、炉内状況の把握に関する不確かさの幅の縮小を目指す
- ✓ なお、すでに福島第一原子力発電所では、1号機2号機の格納容器内の調査等が進められているが、今後、さらに炉内及び格納容器の状況に関するデータが充実すると、これらの情報により解析結果が補強されたり、場合によっては見直しが必要となると考えられる。
- ✓ 今年度からは、このような現場調査の結果からのフィードバックも解析モデルの改良にあたっては考慮していくものと考えている。

プロジェクトの目的と体制

No.2

目的: 福島第一原子力発電所の廃止措置の円滑な実施に資するため、
炉内状況およびデブリの分散状況等を解析を主体として把握する

体制: 廃炉・汚染水対策チーム会合

炉内状況把握・解析分野

プラント状況実測、遠隔可視化(東電)

【資源エネルギー庁委託事業】



発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業
(過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握)

- 解析コード改良と実機事故解析
 - ・MAAPグループ(東芝、日立GE)
 - ・SAMPSONグループ(エネ総工研)
- 熱流動解析等による個別事象評価
- 国際協力: OECD/NEAベンチマーク解析PJ(BSAF)等

JAEA: モックアップ試験(海水熱伝達試験など、2013年度～)

AESJ: 「シビアアクシデント評価」研究専門委員会

MAAPコードの改良により、デブリ位置の推定、プラント挙動の評価精度を高める

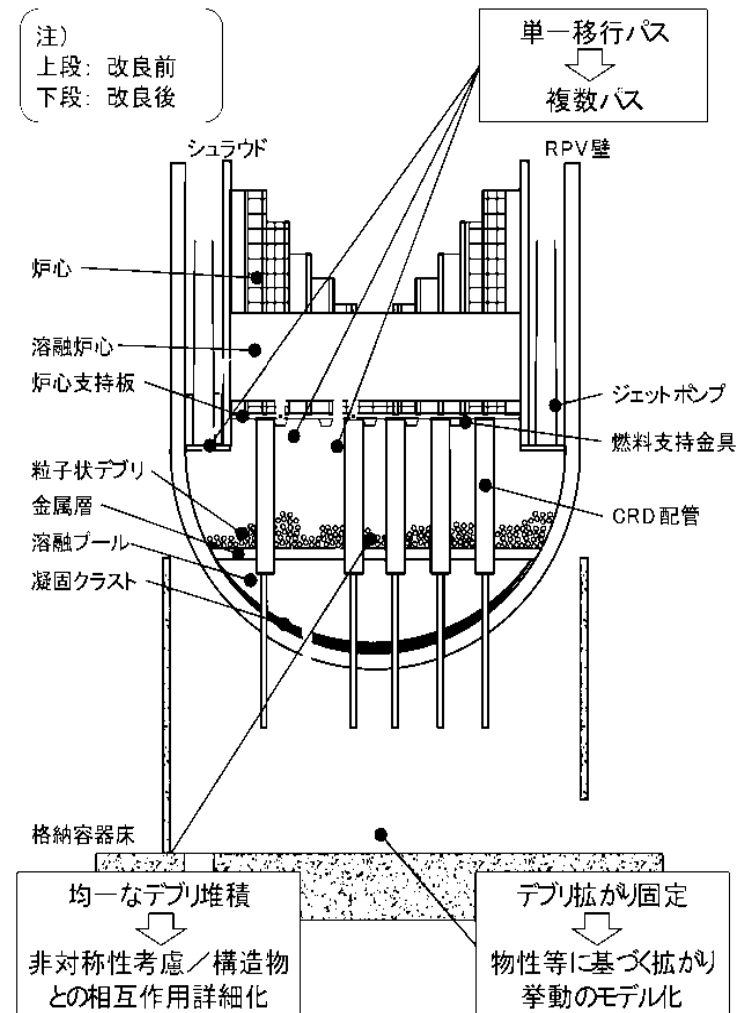
■MAAP5コードの改良と検証

- 下記改良項目(右図)及びその高度化仕様に基づいたコード改良を米国EPRI委託にて実施
- ・炉心損傷進展モデル改良
(溶融物の移行経路を複数考慮)
- ・下部プレナム内デブリ挙動モデル改良
(堆積形態、構造物相互作用)
- ・格納容器内デブリ挙動モデル改良
(拡がり挙動、コンクリート相互作用)
- 改良されたコードの検証
- ・個別現象のモデルを要素試験等により検証
- ・プラント全体挙動は実機試験等により検証

追加された経路①
燃料が乗っている
穴にデブリが落下



追加された経路②
制御棒(十字型)
が挿入されている
穴にデブリが落下



(a)格納容器内圧力抑制プールの温度成層化現象のモデル化

- ・水の自然循環を解く3次元流動モデルを開発(座標系:デカルト/円筒)
- ・2号機を対象とした解析で、RCIC動作時の解析機能を検証

(b)下部プレナムへの流出経路モデルの改良と下部プレナムにおける溶融物と構造材/冷却材との相互作用モデル

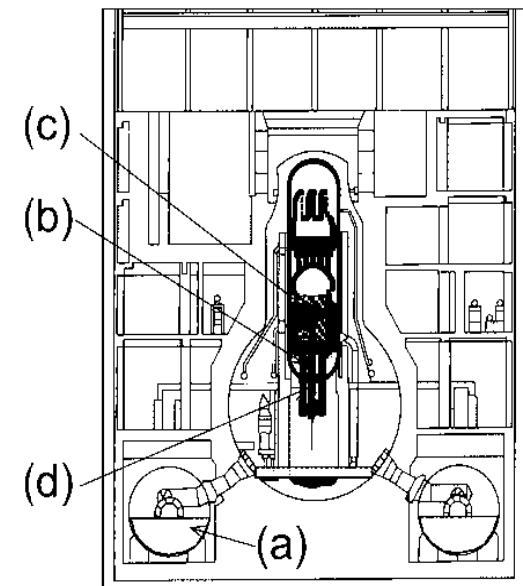
- ・炉心溶融物の下部プレナムへの流出経路を解析により検討し、モデルを改良
- ・溶融物と構造材/冷却材相互作用モデルを開発し、機能を検証

(c)高温条件における共晶反応及び酸化反応モデルの改良

- ・ B_4C 及び鉄の酸化反応モデルを追加
- ・ B_4C と鉄との共晶反応モデルを開発し、機能を検証

(d)圧力容器の下部における溶融物・構造材相互作用モデル

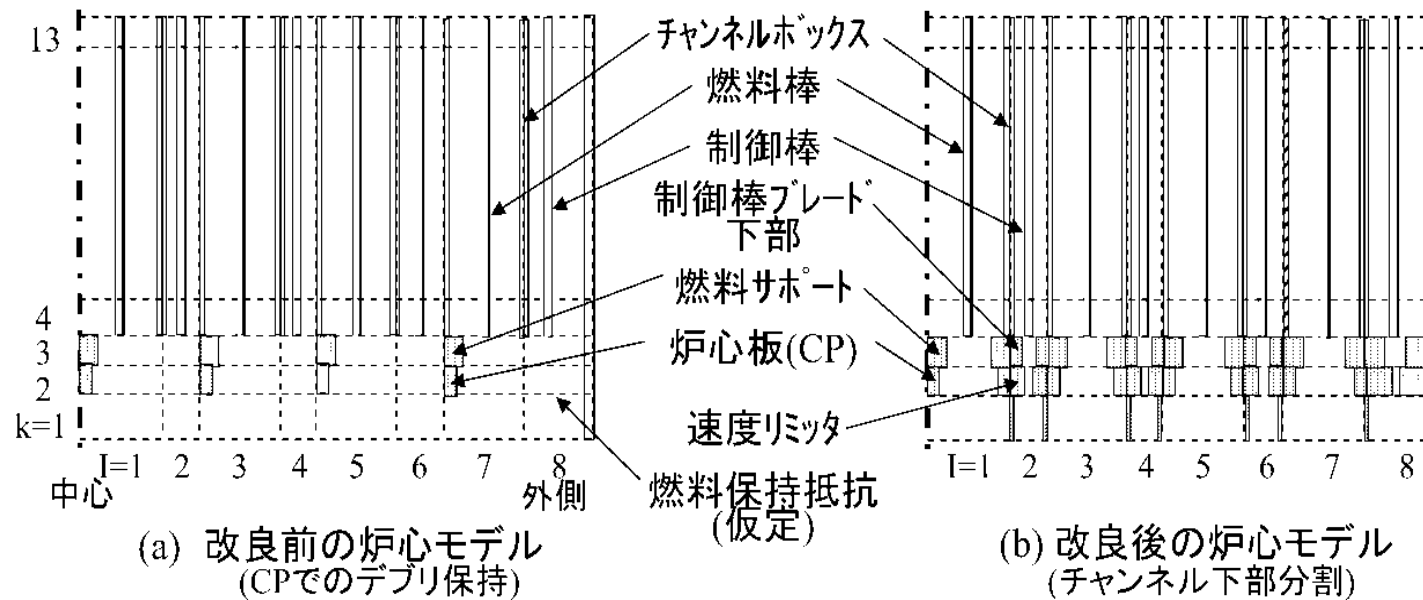
- ・相互作用モデルを開発し、機能を検証



下部プレナムへの流出経路モデルの改良

No.5

- ・XR2-1実験結果及び実験解析を踏まえ、炉心モデルを改良(下図(b))
- ・モデル改良の結果、デブリ落下量は各燃料チャンネルでほぼ均一化(下図(d))



燃料チャンネル	落下量	制御棒チャンネル	落下量
1	9.5 wt%	2	1.7 wt%
3	41.4 wt%	4	6.0 wt%
5	33.3 wt%	6	3.5 wt%
7	4.4 wt%	8	0.3 wt%

(c) 改良前のデブリ落下量(1号機解析例)

燃料チャンネル	落下量	制御棒チャンネル	落下量
1	21.6 wt%	2	3.1 wt%
3	23.1 wt%	4	3.2 wt%
5	30.1 wt%	6	4.0 wt%
7	14.9 wt%	8	0.0 wt%

(d) 改良後のデブリ落下量(1号機解析例)

■MAAPコードの特徴と役割

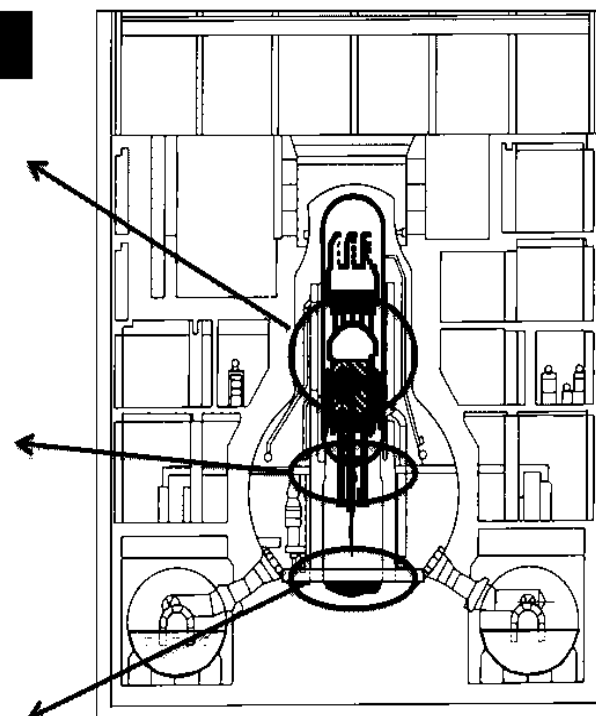
特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・試験結果等に基づく相関式を採用した「簡易モデル」により構成されており、高速計算が可能 ・不確かさの大きな現象を対象としたパラメトリック解析が可能
役割	<ul style="list-style-type: none"> ・高速計算機能を活用して、境界条件やプラント運転条件あるいは物理現象等の不確かさの大きいパラメータに対する感度解析を実施し、燃料デブリの存在位置・量・組成等を与える影響を把握 ・境界条件を共通化し、SAMPSONとMAAPのモデルの相違による解析結果の相違を比較し、炉内状況の評価に反映する

■SAMPSONコードの特徴と役割

特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・可能な限り物理・化学現象を精緻に記述した「機構論的モデル」及び理論式を採用 ・空間的に分布が生じる現象について、多次元解析が可能
役割	<ul style="list-style-type: none"> ・ユーザ入力の影響が少ない「機構論的モデル」に基づく事故進展事象の解明と燃料デブリの存在位置・量・組成等の推定 ・多次元解析機能を活用した炉内状況把握に関連する未解明事項の詳細検討(例：溶融炉心の下部プレナム落下挙動)

過酷事故解析コードのデブリ分散状況の評価手法の特徴 No.7

	MAAP	SAMPSON
H25年度 までの取り 組みで可 能になった こと	炉心部、下部プレナム部、格納容器ペデスタル部とDW部のデブリ分散状況の予測	圧力容器内のデブリ分散状況の予測
H26年度 の目標	圧力容器内の支持板上や制御棒案内管内も含めたデブリ分散状況の予測	圧力容器の下部を含めたデブリ分散状況の予測
H27年度 の目標	圧力容器から格納容器のペデスタル内も含めたデブリ分散状況の予測	圧力容器から格納容器のペデスタル内も含めたデブリ分散状況の予測



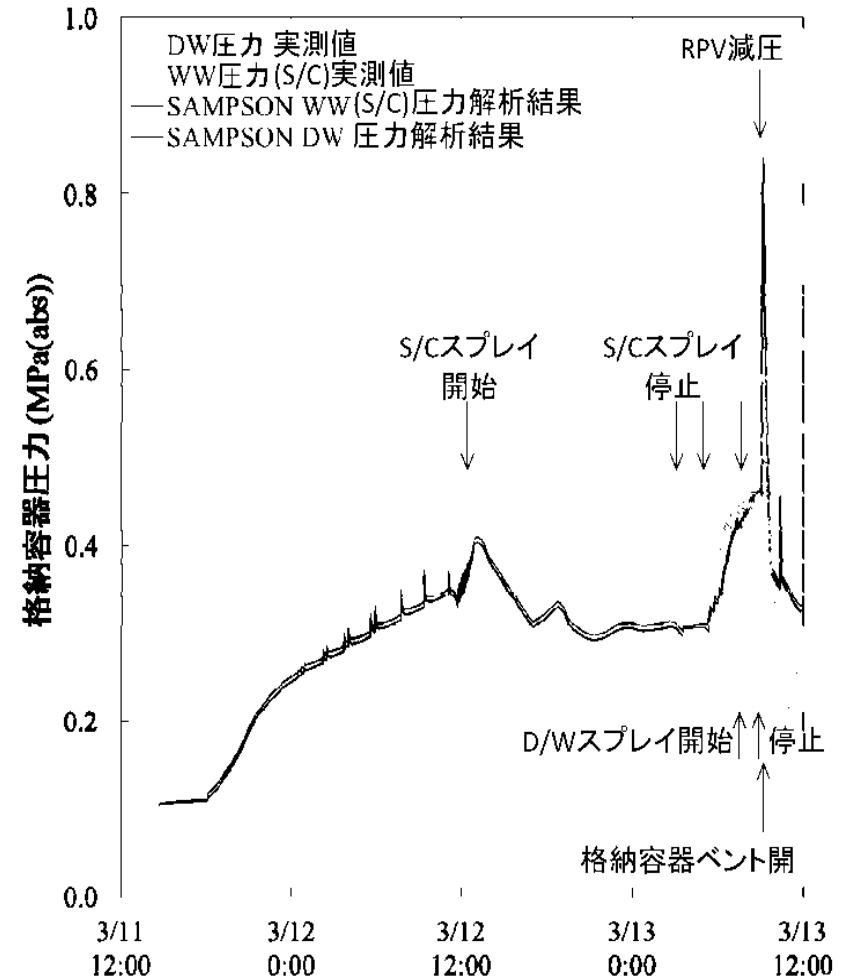
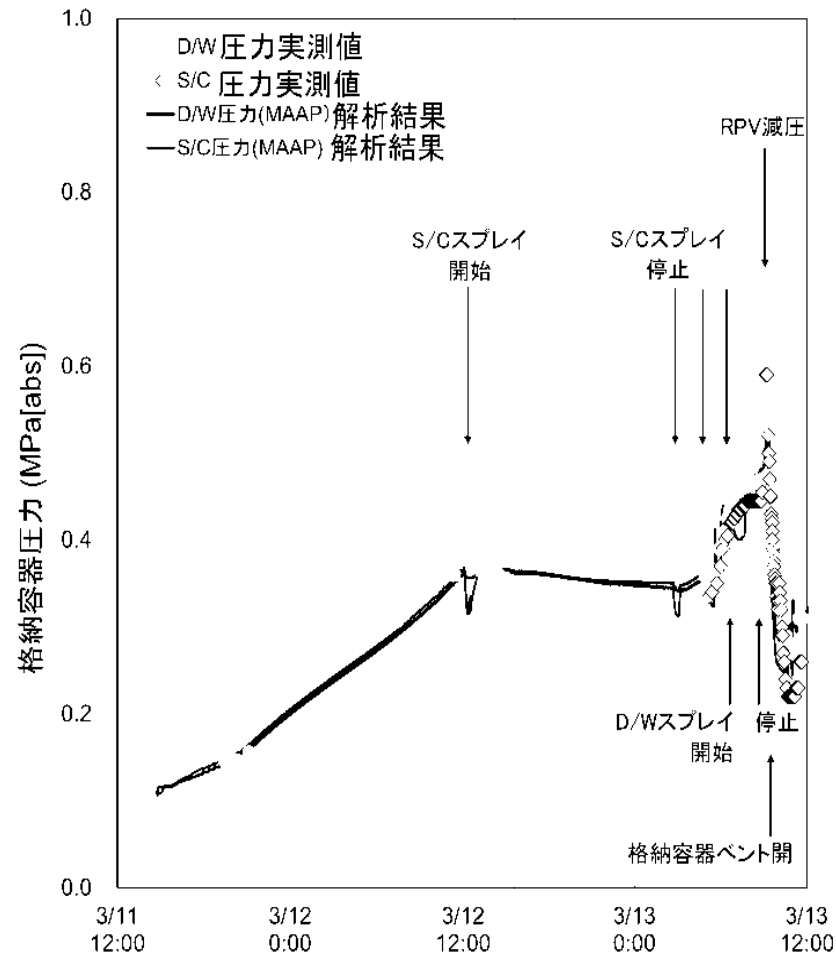
- 東京電力の調査結果を反映した、最新の事故進展シナリオに基づき、改良MAAP及び改良SAMPSONによる福島第一1～3号の事故進展解析を実施
 - 両コードの結果に基づき、現状の炉内状況の解析結果とその不確かさの程度を整理
- 主要イベント発生時刻を以下の観点から整理

イベント	主旨
原子炉水位が燃料有効部上端に到達	原子炉への注水が行われていれば、燃料温度上昇を回避できた時点
炉心損傷 (燃料被覆管温度 $\geq 1200^{\circ}\text{C}$)	原子炉への注水が行われていれば、安定な炉心冷却を確保できた時点
炉心溶融 (燃料温度 \geq 約2500K)	原子炉への注水が行われていれば、燃料の冷却可能形状を維持できた時点
原子炉圧力容器(RPV)破損	原子炉圧力容器から格納容器への燃料の移行が発生した時点

- MAAP, SAMPSON両コードの解析結果は次シート以降

事故進展解析結果：3号機の格納容器圧力評価

No.9

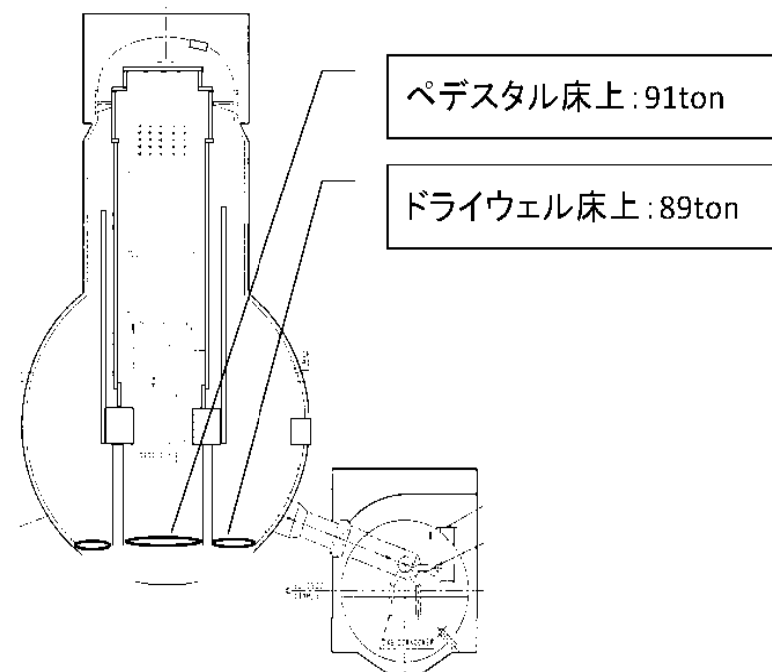
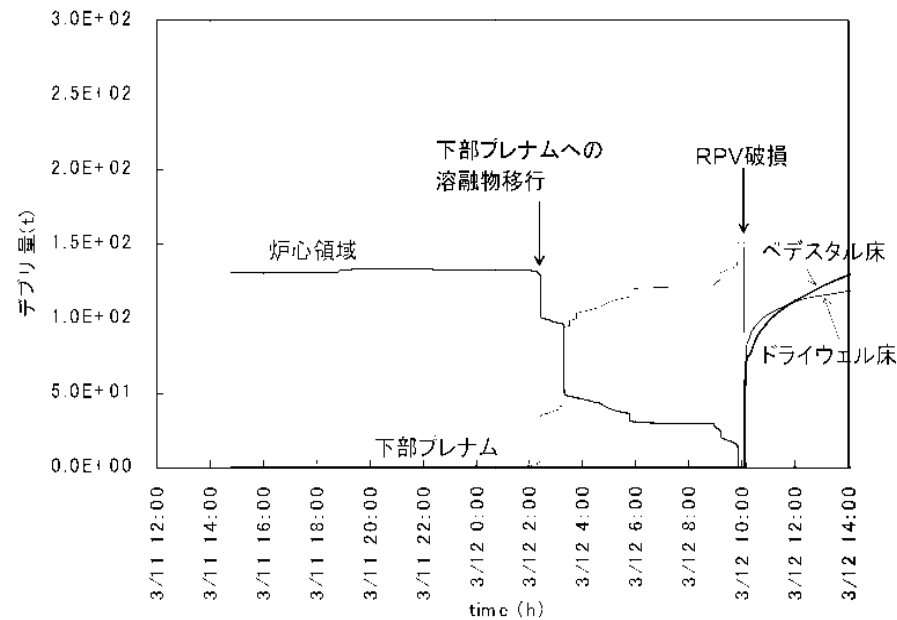


モデル改良と事故進展の理解の改善により実測のデータの再現性が向上

MAAPコードによる1号機事故解析

No.10

イベント	発生時刻
原子炉水位 \leq 燃料有効部上端	2011/3/11 17:50頃
炉心損傷(燃料棒最高温度 $\geq 1200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/11 18:40頃
炉心溶融(燃料棒最高温度 $\geq 2200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/11 18:50頃
RPV破損	2011/3/12 10:00頃

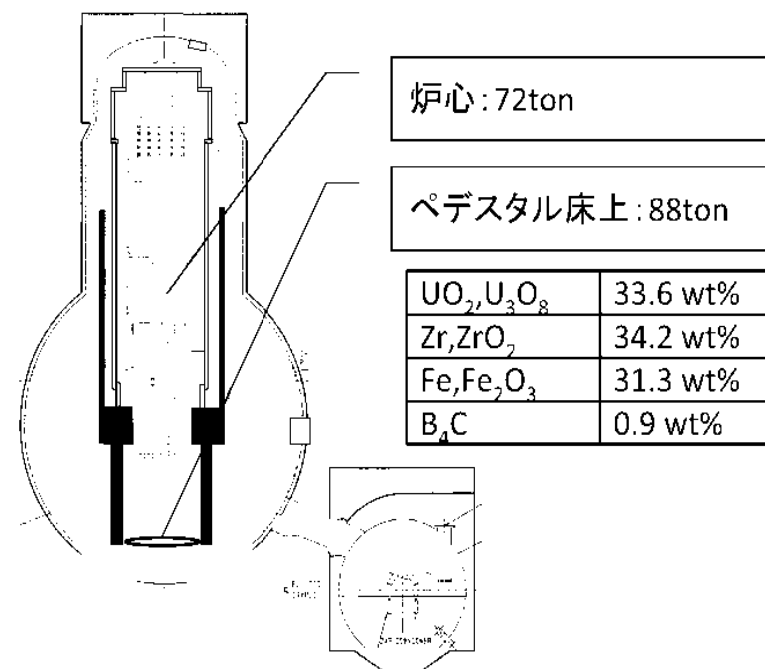
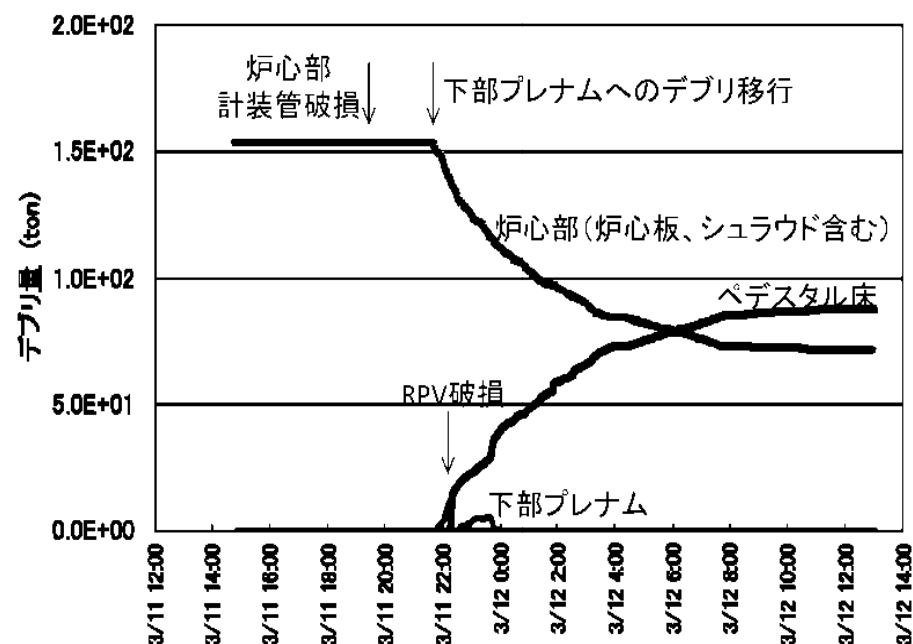


(注) 2011/3/12 13:00頃のデブリ量(燃料、構造材)

SAMPSONコードによる1号機事故解析

No.11

イベント	発生時刻
原子炉水位 \leq 燃料有効部上端	2011/3/11 17:50頃
炉心損傷(燃料棒最高温度 $\geq 1200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/11 19:40頃
炉心溶融(燃料棒最高温度 $\geq 2200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/11 22:00頃
RPV破損	2011/3/11 22:10頃

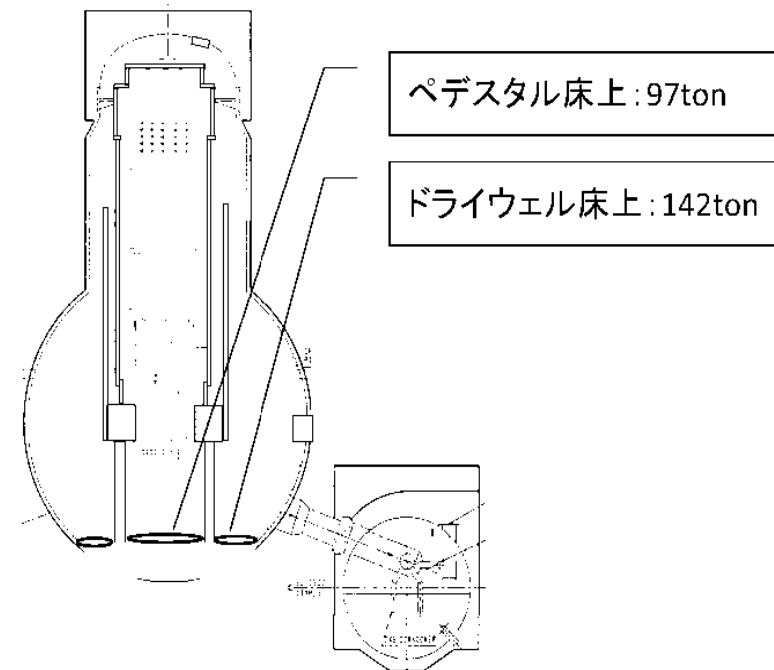
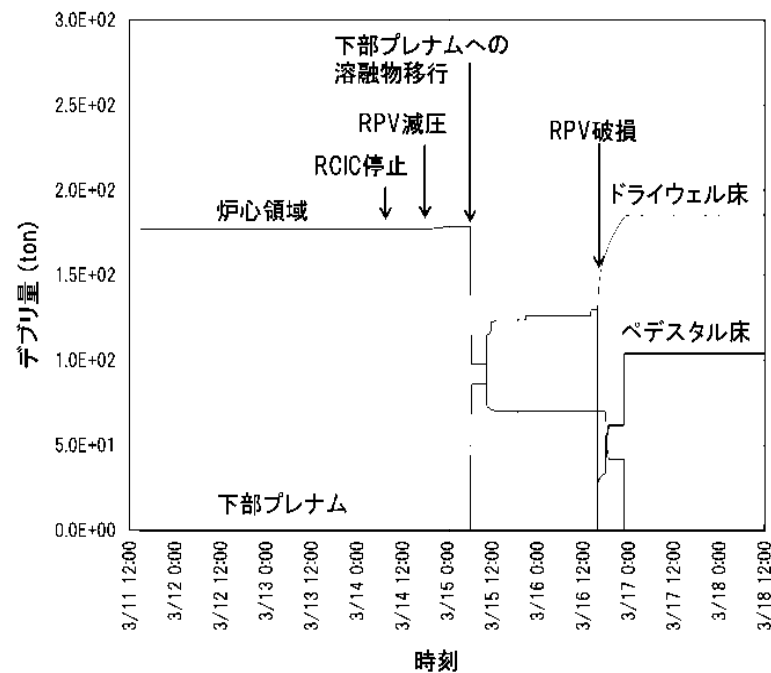


(注) 2011/3/12 13:00頃のデブリ量(燃料、構造材)

MAAPコードによる2号機事故解析

No.12

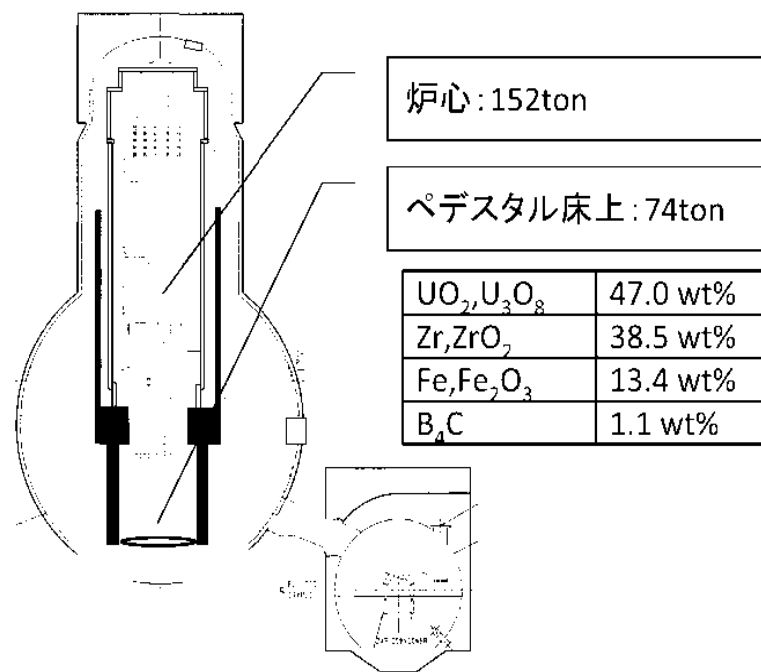
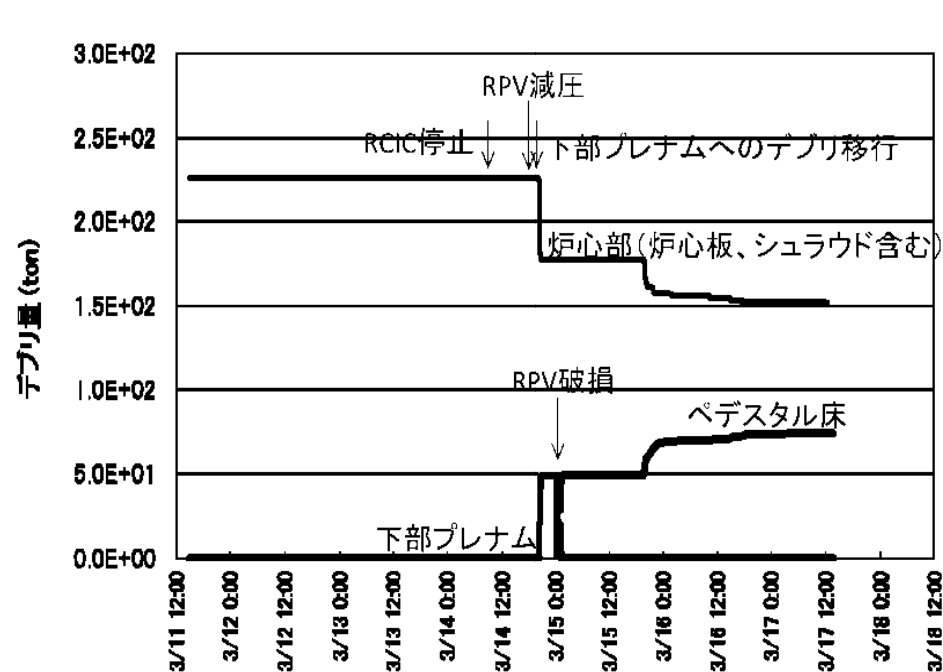
イベント	発生時刻
原子炉水位が燃料有効部上端に到達	2011/3/14 18:10頃
炉心損傷(燃料棒最高温度 $\geq 1200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/14 20:17頃
炉心溶融(燃料棒最高温度 $\geq 2200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/14 20:34頃
RPV破損	2011/3/16 15:43頃



SAMPSONコードによる2号機事故解析

No.13

イベント	発生時刻
原子炉水位 \leq 燃料有効部上端	2011/3/14 18:00頃
炉心損傷(燃料棒最高温度 $\geq 1200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/14 20:00頃
炉心溶融(燃料棒最高温度 $\geq 2200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/14 20:20頃
RPV破損	2011/3/15 00:20頃

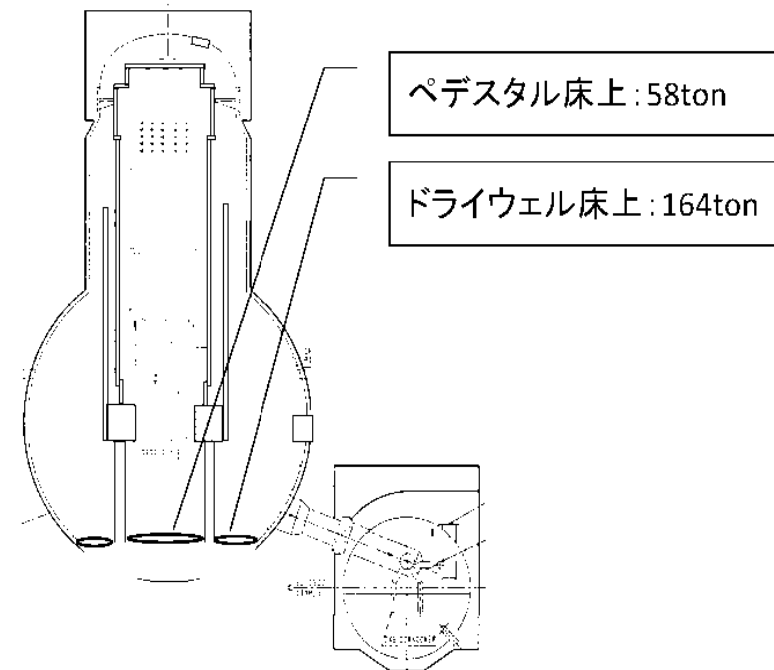
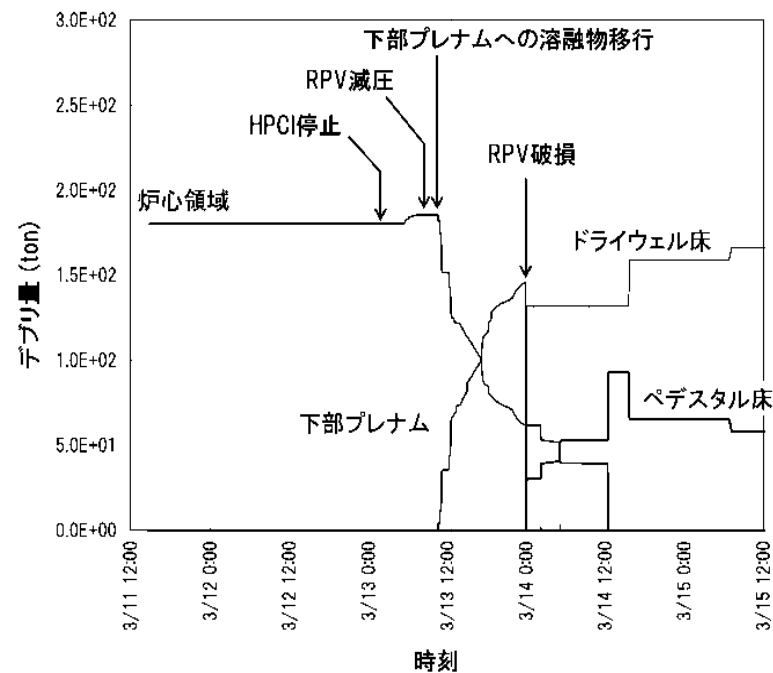


(注) 2011/3/17 13:50頃のデブリ量(燃料、構造材)

MAAPコードによる3号機事故解析

No.14

イベント	発生時刻
原子炉水位が燃料有効部上端に到達	2011/3/13 2:21頃
炉心損傷(燃料棒最高温度 $\geq 1200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/13 5:12頃
炉心溶融(燃料棒最高温度 $\geq 2200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/13 5:29頃
RPV破損	2011/3/13 23:57頃

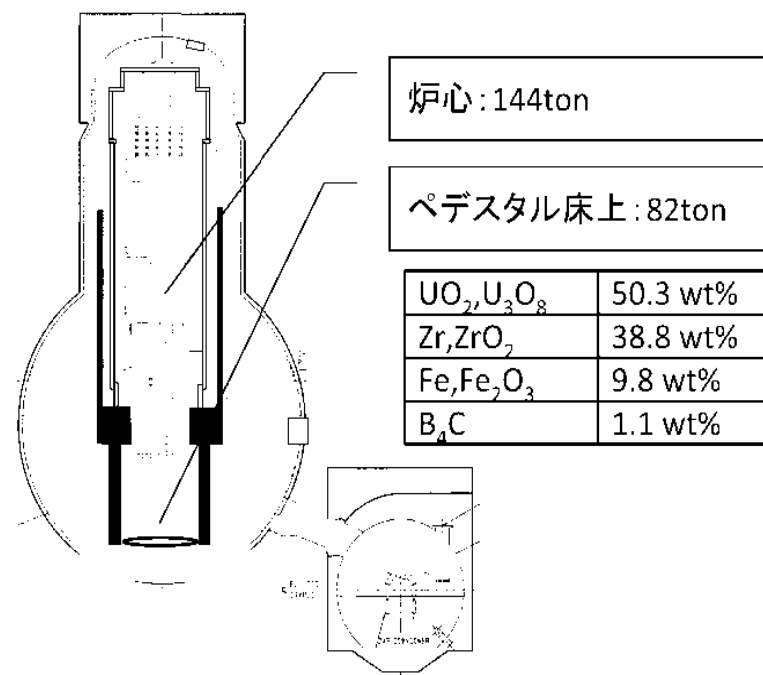
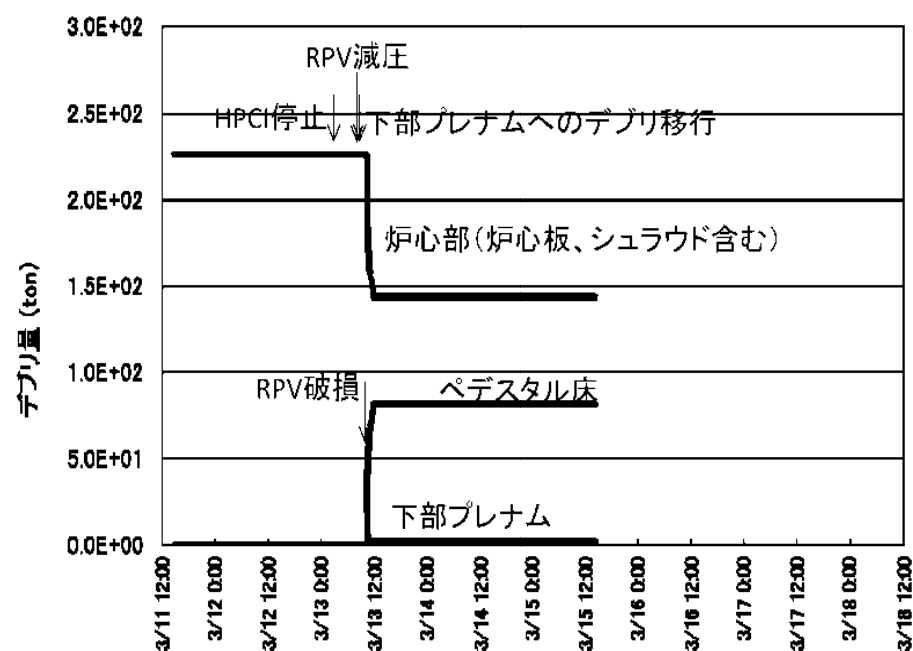


(注)地震発生後1週間後の重量

SAMPSONコードによる3号機事故解析

No.15

イベント	発生時刻
原子炉水位 \leq 燃料有効部上端	2011/3/13 2:00頃
炉心損傷(燃料棒最高温度 $\geq 1200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/13 10:10頃
炉心溶融(燃料棒最高温度 $\geq 2200^{\circ}\text{C}$)	2011/3/13 10:20頃
RPV破損	2011/3/13 10:30頃



(注) 2011/3/15 22:53頃のデブリ量(燃料、構造材)

- **モデル改良後の解析結果**

- MAAP解析結果からは、全号機、炉心全量が格納容器内に放出され、ドライウエルにまで広がっている可能性があることを示唆
- SAMPSON解析結果からは、全号機、損傷炉心の一部はRPVに残存するものの、RPV破損に伴って、ペデスタル床上に存在していることを示唆

- **解析結果からの知見**

- 炉心溶融物によるシュラウドの部分損傷／ジェットポンプ部から下部プレナムへの溶融物移行の可能性
- 燃料支持金具、制御棒案内管内での金属溶融物固化の可能性
- ドライウエル床上の燃料デブリ存在の可能性
- ペデスタルサンプピット内の燃料デブリ存在の可能性
- 炉心溶融物によるPCVシェルアタックによる損傷の可能性

- **今後の課題**

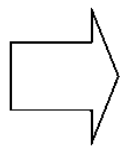
- 解析コードによって結果が大きく異なるため、MAAP, SAMPSON各コードの能力と限界を把握しつつ、解析結果を解釈し、活用することが重要。
- また、解析結果から有用な情報を得るためには、コードで取り扱う現象の不確かさの幅を小さくするための継続的な改善が必要

(参考)解析結果に関する東京電力の評価(1/2)

- シュラウドの損傷の可能性についての見解
 - 燃料移行経路がシュラウド側からなのか、炉心支持板側からなのかは、競合事象なので、どちらの経路に行くかの不確かさは大きい
 - 2号機では、給水系(シュラウド外側への注水)からの注水量を増加させた際に、再循環ポンプ部の圧力が上昇後、一定値をキープしたとの観測結果
→これは、シュラウド外水位変化を捉えた可能性が高く、2号機のシュラウドは健全と考えられる。1,3号機については同様の観測結果は得られていない
- シェルアタックについての見解
 - 格納容器に落下する燃料は、熔融状態であるとするとうがりやすい傾向にあることから、解析結果からは熔融燃料が格納容器シェルに到達する可能性は否定できない
→格納容器調査では、十分に調査することが必要
 - ただし、シェルアタックは燃料デブリが格納容器外に直接漏れ出すこと、格納容器にも穴が開くことを意味しているものであるが、それほどの高線量は確認されていないことや、格納容器の水位推定値からはシェルアタックを直接示唆する情報は、現時点では得られていない。

(参考)解析結果に関する東京電力の評価(2/2)

- 従来推定との相違(SAMPSON: 1号機で全量落下なし)についての見解
 - MAAPとSAMPSONを比較すると、Zrの酸化の進み方が異なり、発熱量の少ないSAMPSONの方が炉心部に残りやすい傾向
 - 改良モデルでは、一部の燃料が空中に不自然に残る解析結果となっており、これらを落下させると、落下割合は上昇する
- 従来推定との相違(MAAP: 2,3号機で全量落下)についての見解
 - MAAPでは、落下する場合、全量落下となりやすい傾向がある(過去の解析でも同様の傾向にあり、測定データと整合しない)
 - 制御棒案内管内に落下した燃料・制御棒は、そこで固化し移動しないことから、改良したMAAPコードでは移行経路としてモデル化していない
 - 燃料が溶融する状態であれば、SAMPSONの解析結果が示すように制御棒案内管の中、制御棒速度リミッタの上に残存している可能性が判明したことは重要な成果



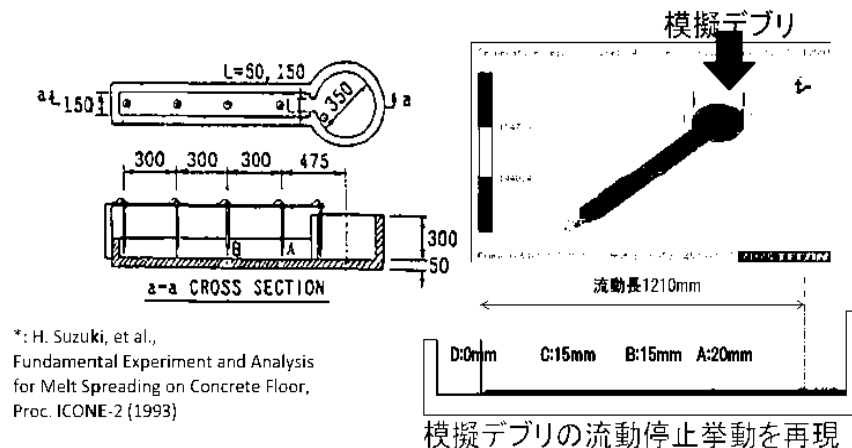
東京電力が公表している炉心・格納容器状態の推定には変更は無いが、燃料支持金具内の燃料存在の可能性など、デブリ位置の推定に関し、今後の廃炉作業を考える上で有益な情報を得ることができた



過酷事故解析コードによる事象進展解析に、3次元CFD解析を組み合わせ、デブリ位置推定、プラント挙動の評価精度を高める

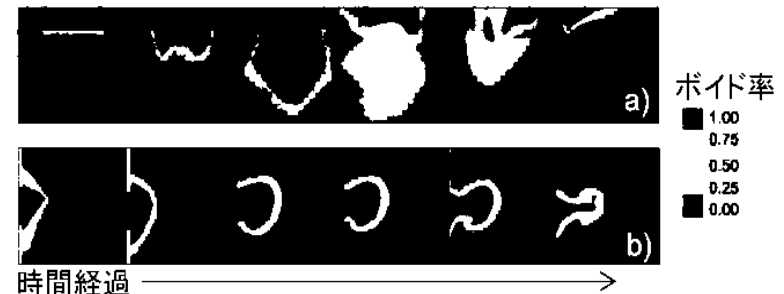
■ デブリ拡がり挙動(日立GE)

- ・ 鋳造シミュレーションコード(ADSTEFAN)のデブリ拡がり試験*による検証
- ⇒ 1号機評価への適用性を確認



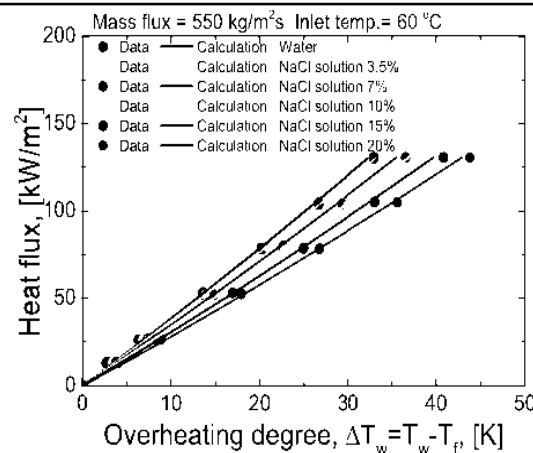
■ S/P内温度成層化及び蒸気不完全凝縮現象の評価(エネ総工研)

号機	出口形状	解析結果
1F2		<ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール水中に放出された蒸気が凝縮するときに発生するチャギング現象を再現(右図a))。 ・ 蒸気はベント管の出口で凝縮し、出口から上の温度は比較的均一になる。
1F3		<ul style="list-style-type: none"> ・ 多数の穴が存在し、主にパイプ上部(水面近く)で蒸気の凝縮が発生(右図b))。 ・ このため、蒸気放出位置より上が局所的に温度上昇する可能性がある。



海水注入時の熱流動や溶融燃料落下挙動に関するモックアップ試験により、デブリ位置推定、プラント挙動の評価精度を高める

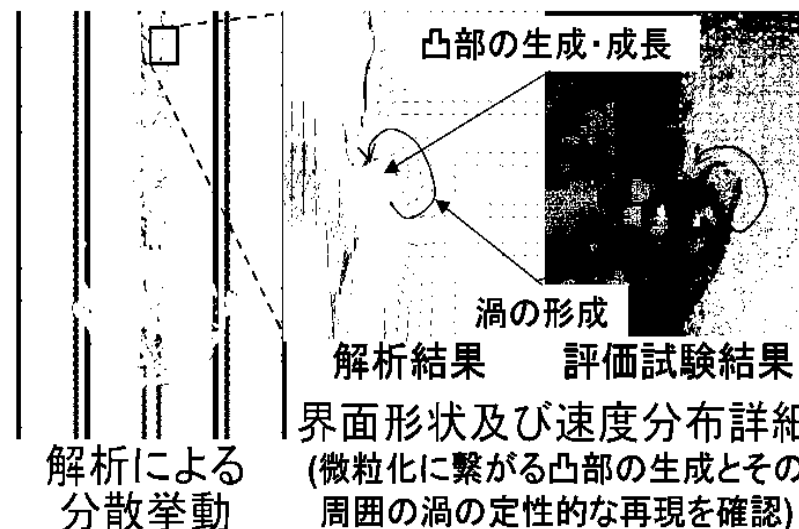
- 25年度は試験準備,基礎試験の実施
- 海水熱伝達評価試験
 - ・ 健全炉心を対象に海水が熱伝達や圧力損失に与える影響を把握する ための基礎データを取得
 - ・ 沸騰の無い条件では、濃度により 変化する物性値を与える事で、既存の予測式で評価可能(右上図)
- 溶融燃料落下挙動評価試験
 - ・ BWR下部プレナムを簡易に模擬した体系で溶融燃料分散挙動に関するデータを取得し構造物の影響を検討
 - ・ 溶融燃料が冷却材に落下する際の挙動を模擬する解析手法の開発を実施し基本モデルを作成(右下図)



実験結果(点)と
予測式に海水
物性値を代入し
た評価結果(線)
とが良く一致

用いた予測式

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{1/3} \left(\frac{\mu_w}{\mu} \right)^{-0.14}$$



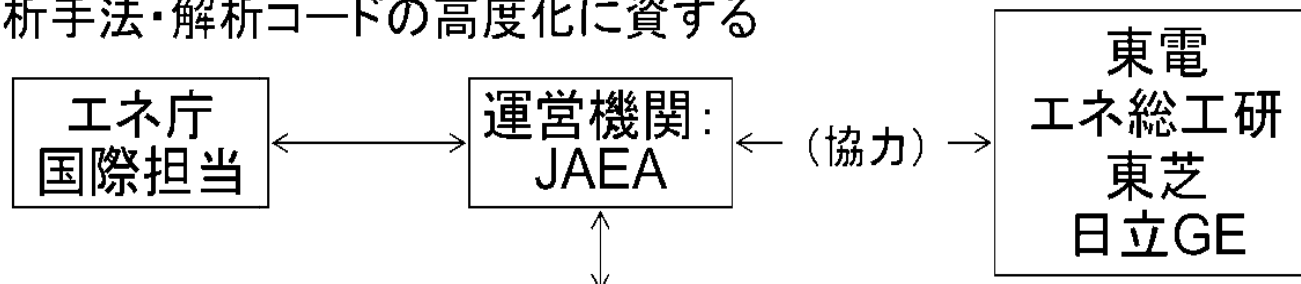
国際協力:OECD-NEA BSAFプロジェクト

No.21

Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF)

期間:2012年11月～2014年10月

目的:①専門家の叡智を結集し、事象進展および炉内状況に関する知見を得る
②解析手法・解析コードの高度化に資する



国際プロジェクト会議*、WEBサイト(<https://fdada.info/index>)を通じた情報の共有

*・準備会議	2012年6月18日-20日	パリ(NEA本部)
・第一回会議	2012年11月6日-8日	東京
・第二回会議	2013年10月15日-17日	パリ(NEA本部)
・第三回会議	2014年6月	東京
・第四回会議(最終)	2014年10月	パリ(NEA本部)

■他プロジェクトからのインプット

- ・他プロジェクトや、廃炉作業にて得られる原子炉・格納容器に関する情報は多くが本プロジェクトへの有力なインプットとなっている。
 - －1～3号機トーラス室調査
 - －1～3号機格納容器内温度測定
 - －1号機及び2号機の床コンクリート成分分析
 - －2号機TIP案内管健全性確認、等

■他プロジェクトへのアウトプット

- ・今年度末の解析結果を取り纏め、他プロジェクトへ情報を発信
 - 燃料デブリ・炉内構造物取出技術の開発プロジェクト
(アウトプット例: 燃料デブリの炉内における分散状況、炉内破損状況予測)
 - 燃料デブリ性状把握・処置技術の開発プロジェクト
(アウトプット例: 炉内に分散したデブリの性状(構成成分など))
 - 圧力容器／格納容器の健全性評価技術の開発プロジェクト、等
(アウトプット例: 圧力容器／格納容器の対象部位の圧力／温度履歴)

■人材育成に係る取り組み

(1) 大学・研究機関における人材育成の取り組みへの支援

- ・委託を通じた大学の活用(4件程度を予定)
- ・学会活動を通じた大学・研究機関の活用
 - 日本原子力学会「SA評価」研究専門委員会 SAMPSON分科会において、SAMPSONコードを貸与。若手研究者を中心にSA評価の研究に活用。
 - 日本原子力学会「SA評価」研究専門委員会PIRT分科会と共同作業にて
 - PIRT作成。議論の経緯を整理することで、課題の明確化、知見の整理が図られ、今後の研究課題の選定のみならず、人材育成にも活用できる。

(2) 実施機関における取り組み

- ・現場作業及び研究開発プロジェクトを推進する上で必要な人材を計画的に育成
- ・20代・30代の若手職員を20名以上プロジェクトへ登用

■国内外叡智の活用

- ・OECD/NEA BSAFプロジェクトの実施
- ・日本原子力学会「SA評価」研究専門委員会PIRT分科会との連携
- ・シビアアクシデントに関する海外機関との情報交換

平成25年度実績概要

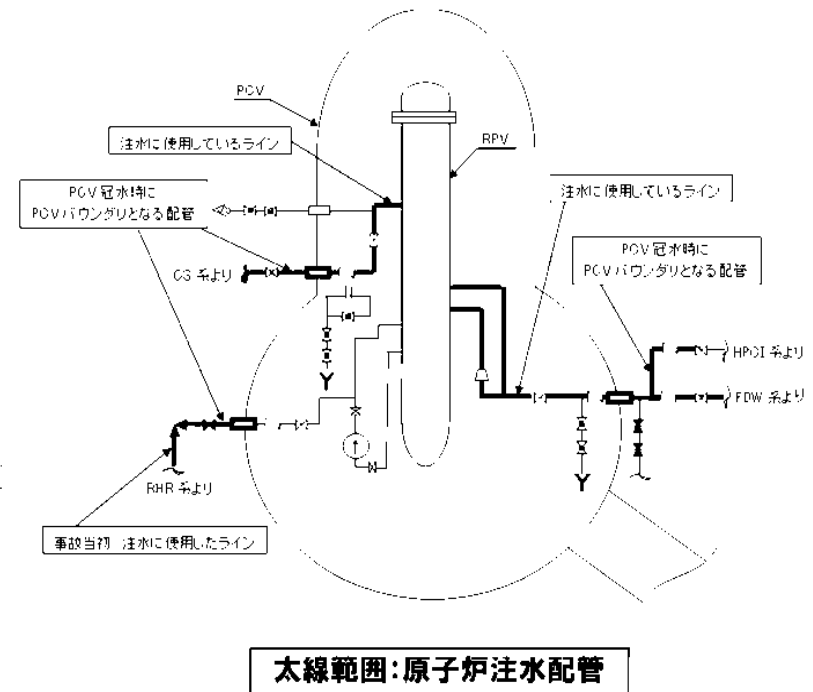
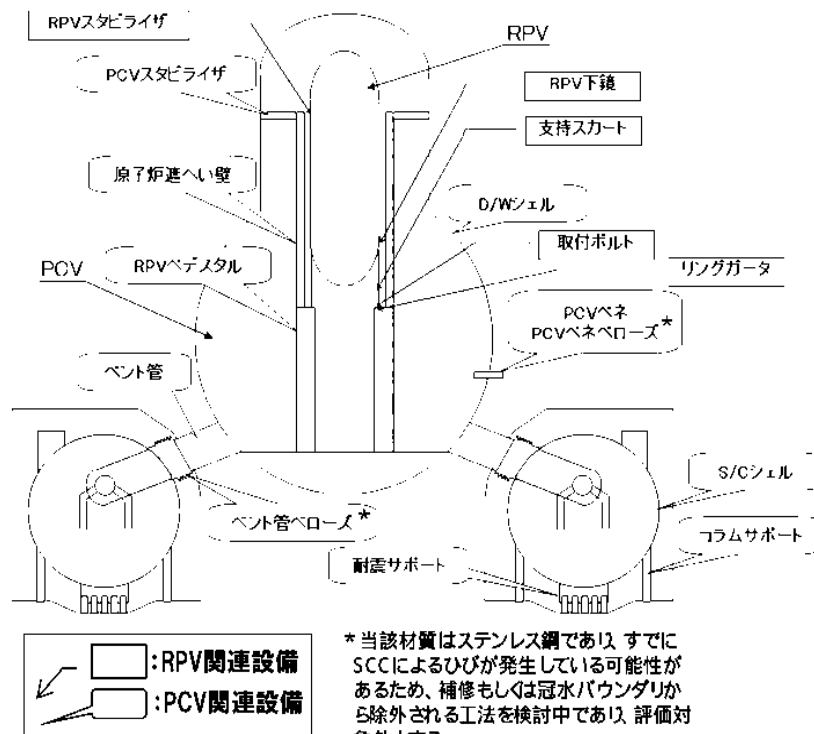
圧力容器 / 格納容器の
健全性評価技術の開発

平成26年5月29日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

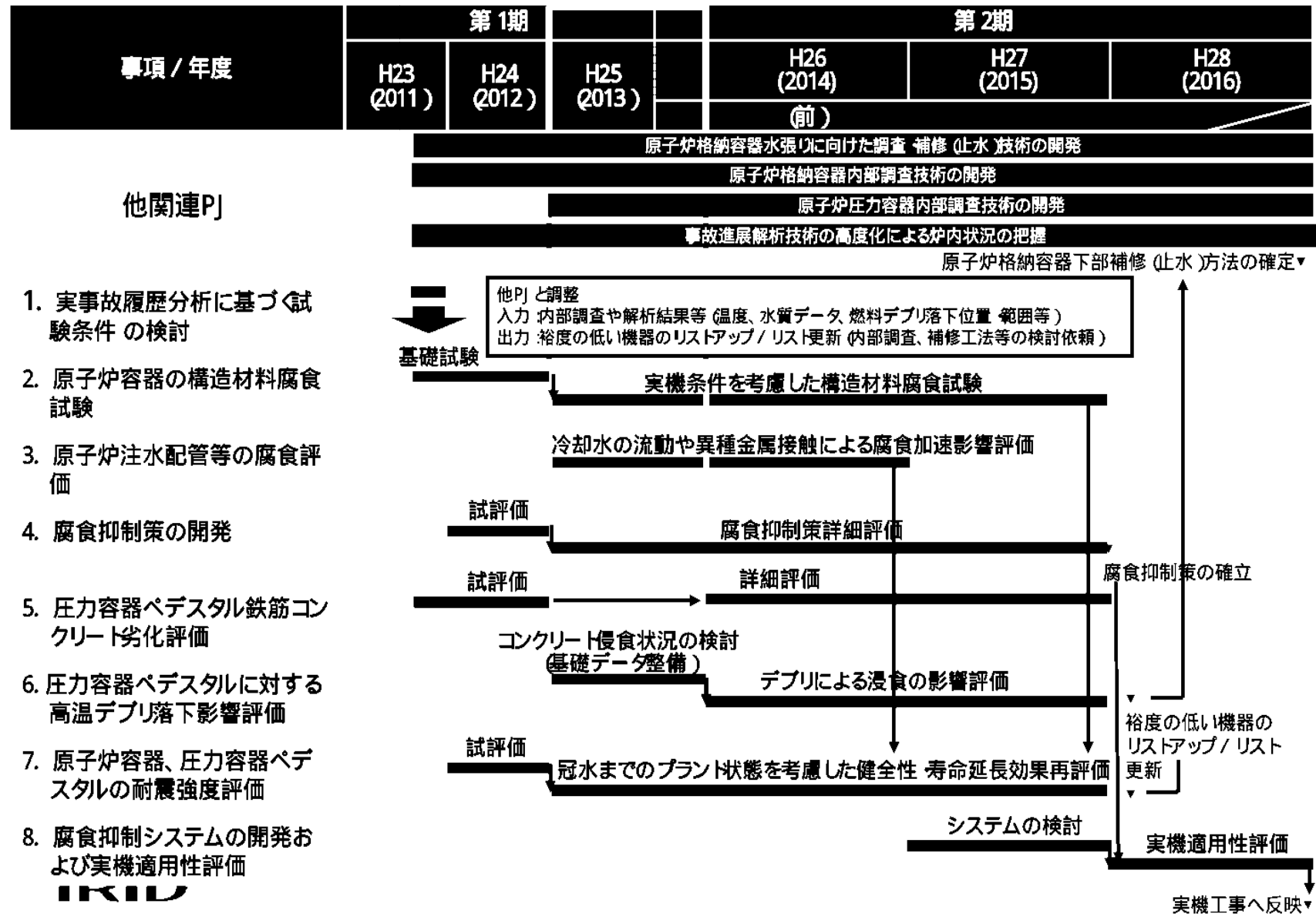
1. 研究目的

- シビアアクシデント後の福島第一原子力発電所(1F)原子炉压力容器(RPV)/格納容器(PCV)、RPVペDESTAL及び原子炉注水配管について、腐食速度等に関する定量的データを取得し、長期間の腐食減肉を考慮した耐震強度評価を実施する。
- 長期構造健全性確保のための腐食抑制策の検討と効果確認、実機適用性の評価を行い、燃料取り出しまでの機器健全性維持に資する。

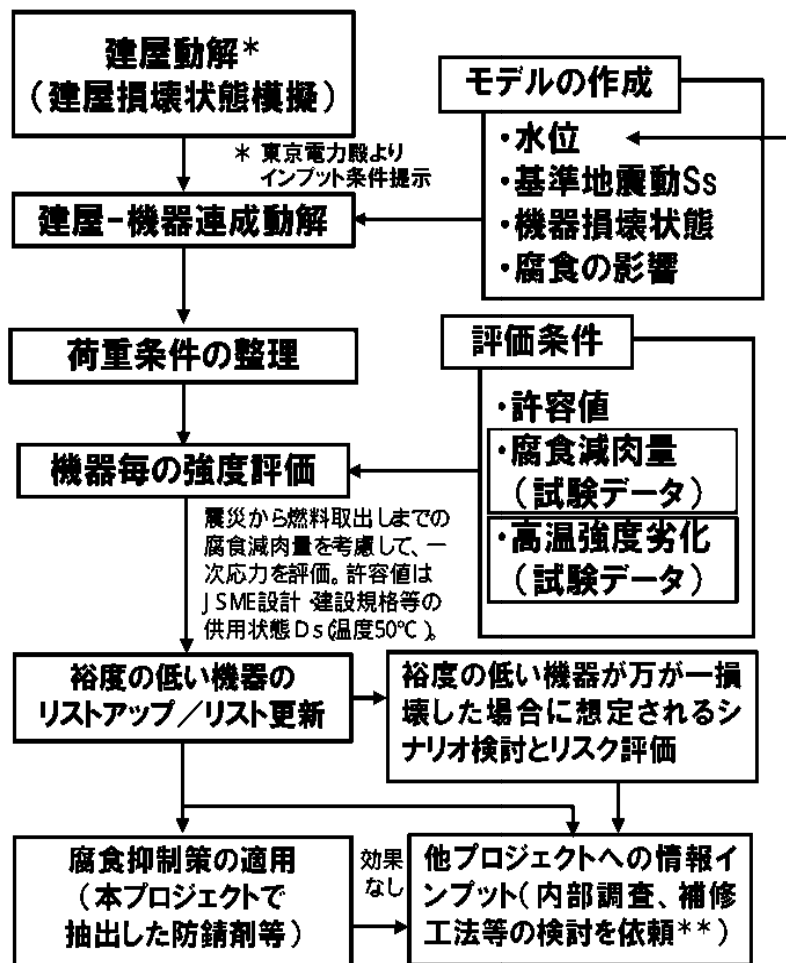


健全性評価(余寿命評価)対象部位(例)

2. 本研究の全体工程



3. 本研究の全体計画



** 機器設計や構造の専門家を中心とした検討が不可欠
であり、現状の研究開発体制の見直しが必要

*** 他プロジェクト「原子炉建屋漏えい箇所止水 格納容器下部補修技術の開発」からのインプット情報

□ :平成24年度実施 □ :平成24-27年度実施

余寿命評価の概略フロー(例)

現状及びPCV冠水までに想定されるプラント状態
から推定されるPCV内水位(例)

4. 平成25年度実施項目

● 実機条件を考慮した際の残存課題に対する腐食試験 (妥当性・保守性の確認)

- － 防食塗装の劣化による腐食への影響評価
- － 気液界面の腐食への影響評価
- － 長浸漬時間の腐食への影響評価
- － 溶存酸素濃度の腐食への影響評価
- － 原子炉注水配管等の流動下での腐食評価

[] : 詳細報告

● 腐食抑制策の開発

- － 防錆剤として亜硝酸ナトリウム又はタングステン酸ナトリウムを
添加した腐食試験

● RPVペデスタルに対する高温デブリ落下影響評価

- － コアコンクリート反応 (MCCI) に係る文献調査

● 原子炉容器、RPVペデスタルの耐震強度評価

- － 実機の状況をより詳細に考慮した耐震評価
- － 今後想定されるプラント状態における耐震裕度の低い機器の特定

5. 腐食抑制策の開発－亜硝酸ナトリウム添加試験結果－

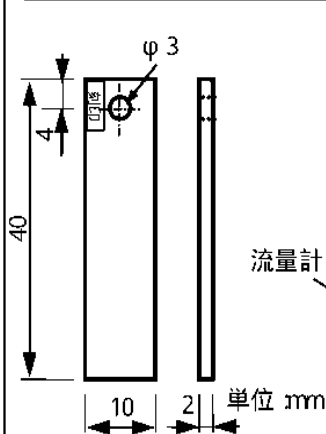
●腐食抑制策確証試験（亜硝酸ナトリウム添加試験）

目的

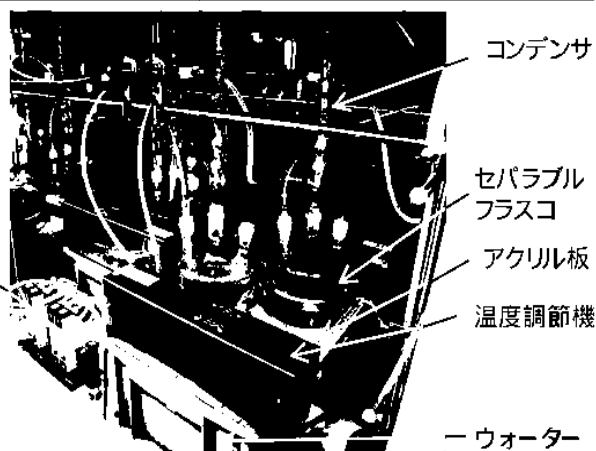
原子炉容器構造材料等(PCV材炭素鋼SGV480)に対する腐食抑制効果を確認するため、実機プラントにおいて軸受冷却水系に使用実績のある亜硝酸ナトリウムを用いて腐食抑制策確証試験を実施し、定量的データを取得する。また、得られたデータから実機への適用において適切と考えられる添加濃度について検討する。

亜硝酸ナトリウム添加試験マトリクス（50℃、200倍希釈海水、大気飽和）

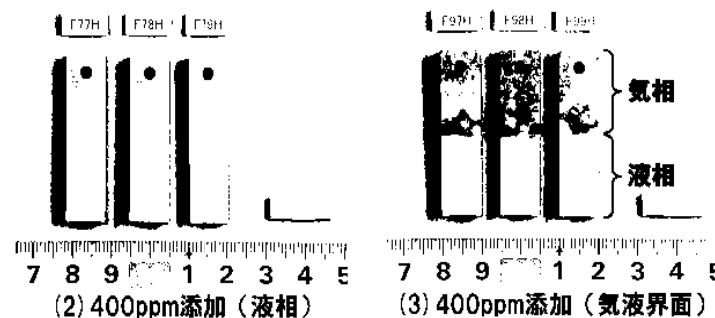
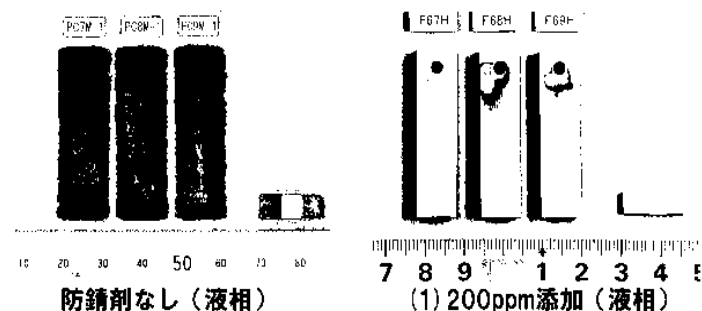
亜硝酸ナトリウム濃度 (ppm)	気液環境	試験時間			
		50 h	100 h	500 h	2000 h
濃度① (200)	液相	●	●	● (1)	-
濃度② (400)	液相	●	●	● (2)	●
濃度③ (2000)	液相	●	●	●	-
濃度② (400)	気液界面	●	●	● (3)	-



試験片形状



腐食試験状況



試験後試験片の外観観察結果（一例）

- 亜硝酸ナトリウムを400ppm以上添加した場合、液相部の腐食は防止された。
- 試験片の下半分を液相に浸漬した条件（気液界面）では、液相部の腐食は防止されたが、気相部に腐食が認められた。

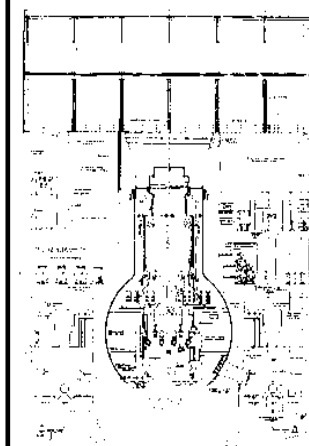
6. 耐震強度評価

6.1 評価方針

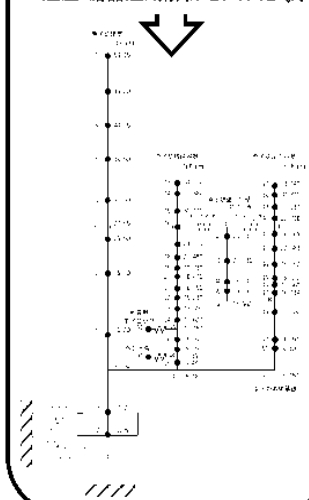
デブリ取出し工法を検討する上で優先順位の高い想定プラント状態（各プラント3ケース）について、地震応答解析による荷重から各機器の強度評価を実施。

プラント / ケース	1F-1	1F-2	1F-3
H25-1	<ul style="list-style-type: none"> ○ 現状想定 建屋損傷 D/W水位 約2.9m S/C内 満水 ベント管内 満水 真空破壊管内 満水 トラス室水位 OP3680 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 現状想定 建屋健全 D/W水位 約0.6m S/C内 OP3100 ベント管内 底部流水 トラス室水位 OP3200 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 現状想定 （事故後約3年） 建屋損傷 D/W水位 約6.5m S/C内 満水 ベント管内 満水 トラス室水位 OP3200
H25-2	<ul style="list-style-type: none"> ○ トラス室水位制御 建屋損傷 オペフロ階付加設備 約5100t D/W水位 約2.9m S/C内 満水 ベント管内 満水 真空破壊管内 満水 トラス室水位 OP-300 	<ul style="list-style-type: none"> ○ PCV部分冠水 オペフロ階付加設備 約5500t 小部屋埋設 D/W水位 約5m S/C内 : コンクリー HOP1900 ベント管内 補修考慮 トラス室水位 OP-300 	<ul style="list-style-type: none"> ○ PCV部分冠水 オペフロ階付加設備 約3900t 小部屋埋設 D/W水位 約6.5m S/C内 : コンクリー HOP1900 ベント管内 補修考慮 トラス室水位 OP-300
H25-3	<ul style="list-style-type: none"> ○ S/C補強 建屋損傷 オペフロ階付加設備 約5100t D/W水位 約0.3m S/C内 : コンクリー HOP3570 ベント管内 空気 真空破壊管内 空気 トラス室水位 OP-300, コンクリー HOP-485 	<ul style="list-style-type: none"> ○ PCV冠水 オペフロ階付加設備 約5500t 小部屋埋設 D/W水位 約35m S/C内 : コンクリー HOP1900 ベント管内 補修考慮 トラス室水位 OP-300 	<ul style="list-style-type: none"> ○ PCV冠水 オペフロ階付加設備 約3900t 小部屋埋設 D/W水位 約35m S/C内 : コンクリー HOP1900 ベント管内 補修考慮 トラス室水位 OP-300

地震応答解析

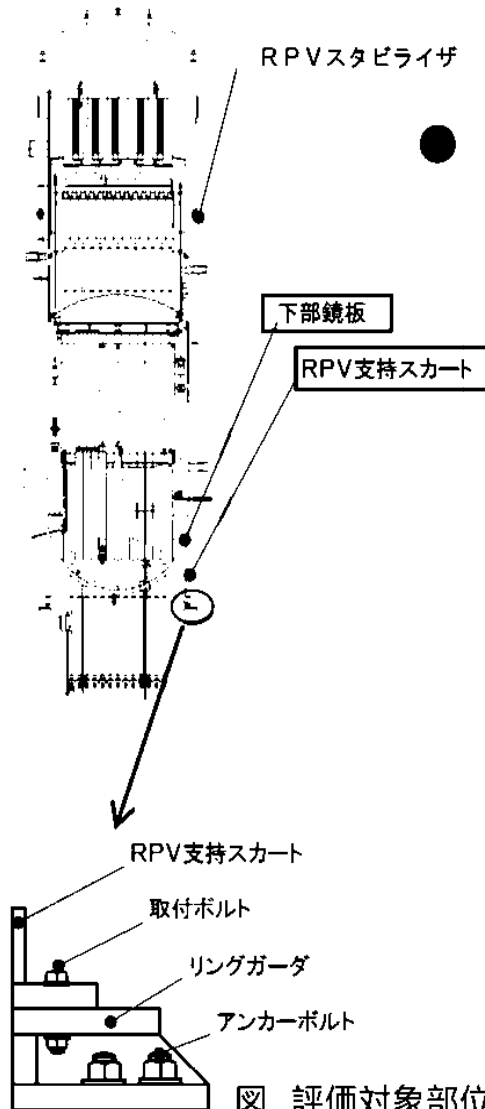


建屋-機器連成解析モデル化 (例)



6. 2 RPV構造健全性評価結果(例)

他の評価部位(RPVスタビライザ、取付ボルト、リングガーダ及びアンカーボルト)の結果も同様な傾向



● RPV構造物 プラント状態を踏まえた強度評価

支持スカート(一次応力)

(MPa)

ケース	1号機		2号機		3号機	
	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
25-1	58	360	39	360	38	360
25-2	59		40		39	
25-3	59		71		61	

支持スカート(圧縮)

ケース	1号機		2号機		3号機	
	座屈評価値*	許容値	座屈評価値*	許容値	座屈評価値*	許容値
25-1	0.188	1	0.113	1	0.112	1
25-2	0.192		0.118		0.115	
25-3	0.191		0.213		0.182	

※ 座屈不等式左辺 = $\alpha B(P/A)/f_c + \alpha B(M/Z)/f_b$ (出展 JEAC4601-2008)

下部鏡板(一次応力)

(MPa)

ケース	1号機		2号機		3号機	
	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
25-1	195	540	105	540	130	540
25-2	227		110		133	
25-3	227		104		124	

※ 本表の応力強さは工認記載の応力強さを基にプラント状態を考慮して係数倍した値を示す。

全ての評価対象部位において、発生応力が許容値を下回った。

図 . 評価対象部位

6. 3 PCV構造健全性評価結果(例)

評価結果 (1号機)

評価設備：図 1参照

評価条件：・耐震条件 Ss波
・評価温度 50℃
・供用状態 :Ds
・腐食減肉量 右記表参照

< 評価ケースについて >

ケース25-1 腐食10年後相当
ケース25-2 腐食15年後相当
ケース25-3 腐食15年後相当

評価結果：

② ベント管 (評価部位 :ベント管とD/W胴の接合部)
一次応力評価結果

評価 ケース	応力強さ (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	117	423	3.61
25-2	142	423	2.97
25-3	144	423	2.93

1号機 ドライウェル推定減肉量 (片面) (mm)

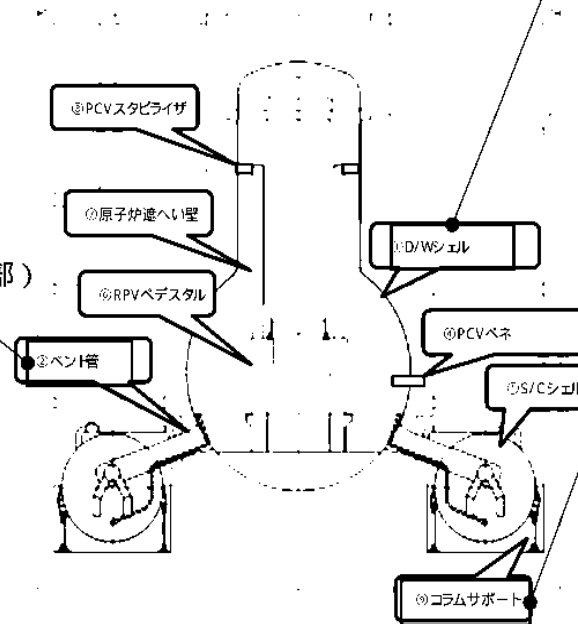
事故後	10年	15年
推定減肉量	2.15	2.44

1号機 サプレッションチェンバ

事故後	10年	15年
推定減肉量	1.09	1.36

①-1 D/Wシェル (評価部位 :サンドクッション部)
一次応力評価結果 (腐食量両面考慮)

評価 ケース	応力強さ (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	124	423	3.41
25-2	140	423	3.02
25-3	128	423	3.30



⑨ コラムサポート (評価部位 :外側コラムサポート)
一次応力評価結果

評価 ケース	組合せ応力 (圧縮+曲げ) $\sigma_c / f_c + \sigma_b / f_b$	許容値	裕度
25-1	1.083	1	0.92
25-2	0.946	1	1.05
25-3	2.354	1	0.42

図 1 評価設備 (例 :ケース25-1)

注 :コラムサポートの許容値 (f_c 及び f_b) は常温でF値をSu値とし評価 (圧縮に対してはF値を1.2Sy値とした)

PCVバウンダリ機能としての評価部位においては発生応力が許容値を下回ったが、サプレッションチェンバ支持構造物については許容値を上回る結果となった。これらについては、詳細評価や補強 (トラス室内をセメント系材料等で埋設するなど) 対策の検討を進め、今後の方針を判断していく。

6. 3 PCV構造健全性評価結果(例)

評価結果 (2号機)

評価設備 図1参照

評価条件：
 ・耐震条件 Ss波
 ・評価温度 50℃
 ・供用状態 Ds
 ・腐食減肉量 右記表参照

<評価ケースについて>

ケース25-1 腐食10年後相当
 ケース25-2 腐食15年後相当
 ケース25-3 腐食15年後相当

評価結果：

①-1 D/Wシェル (評価部位 :サンドクッション部)
 一次応力評価結果

評価 ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	75	424	5.65
25-2	91	424	4.65
25-3	191	424	2.21

⑦ 耐震サポート (評価部位 :ラグプレートD部溶接部)
 一次応力評価結果

評価 ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	235	258	1.09
25-2	461*	258 (400)	0.55 (0.86)
25-3	465*	258 (400)	0.55 (0.86)

3号機の結果
 も同様な傾向

2号機 ドライウエル推定減肉量 (片面) (mm)

事故後	10年	15年
推定減肉量	1.35	1.64

2号機 サプレッションチェンバ推定減肉量 (片面) (mm)

事故後	10年	15年
推定減肉量	1.23	1.50

④ 原子炉遮へい壁 (評価部位 :開口集中部)
 一次応力評価結果

評価 ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	219	235	1.07
25-2	251*	235 (394)	0.93 (1.56)
25-3	354*	235 (394)	0.66 (1.11)

注* : ケース25-2及びケース25-3で許容状態
 Dsの許容値を上回るが、許容値に()内のSu
 値を用いた場合、許容値を下回る。

①-2 S/Cシェル (評価部位 :補強リング部)
 一次応力評価結果

評価 ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	227	424	1.86
25-2	269	424	1.57
25-3	270	424	1.57

⑥ コラムサポート (評価部位 :クレビス)
 一次応力評価結果

評価 ケース	発生応力 (MPa)	許容値 (MPa)	裕度
25-1	313	467	1.49
25-2	577*	467 (490)	0.80 (0.84)
25-3	579*	467 (490)	0.80 (0.84)

注* : ケース25-2及びケース25-3では許容値に
 ()内のSu値を用いた場合においても許容値を
 上回る。

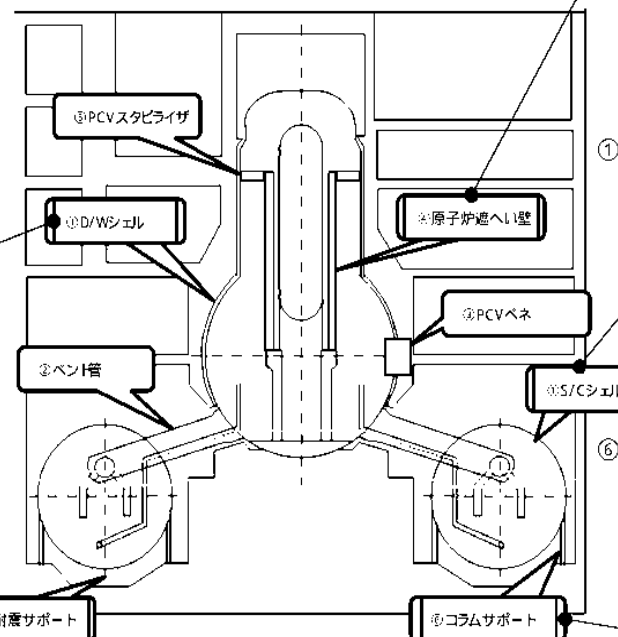


図1 評価設備 (ケース25-1)

注* : ケース25-2及びケース25-3では許容値に
 ()内のSu値を用いた場合においても許容値を
 上回る。

PCVバウンダリ機能としての評価部位においては発生応力が許容値を下回ったが、
 サプレッションチェンバ支持構造物については許容値を上回る結果となった。
 これらについては、詳細評価や補強（トラス室内をセメント系材料等で埋設するなど）対策の検
 討を進め、今後の方針を判断していく。

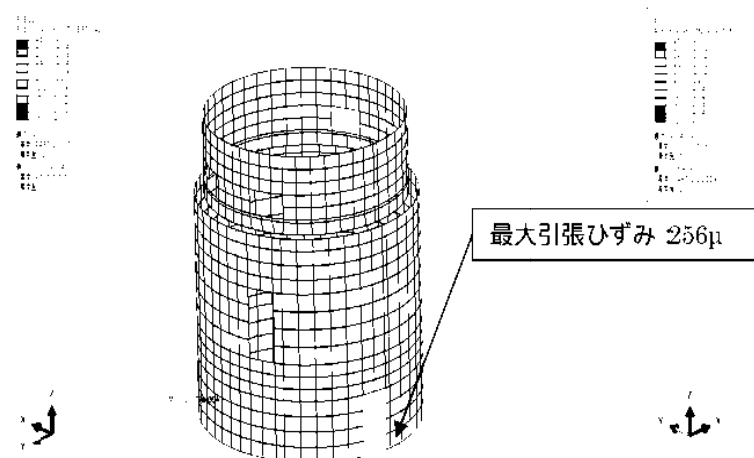
原子炉遮へい壁については、開口集中部で裕
 度が小さい結果となったが、Su値に対しては満足
 する結果となった。なお、有限要素解析等を実
 施して評価精度を上げることも検討要。

6. 4 RPVペデスタル健全性評価結果(例)

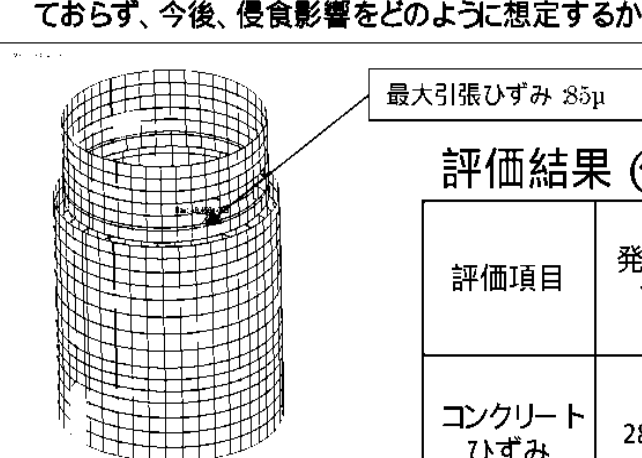
評価結果 (1号機)

1号機は、2, 3号機に比べ、事故直後、より高温域に晒されたため、コンクリート劣化や鉄筋腐食量が大きく、厳しい評価結果となるため、1号機を例として表示。(2, 3号機も評価基準を下回ることを確認済)

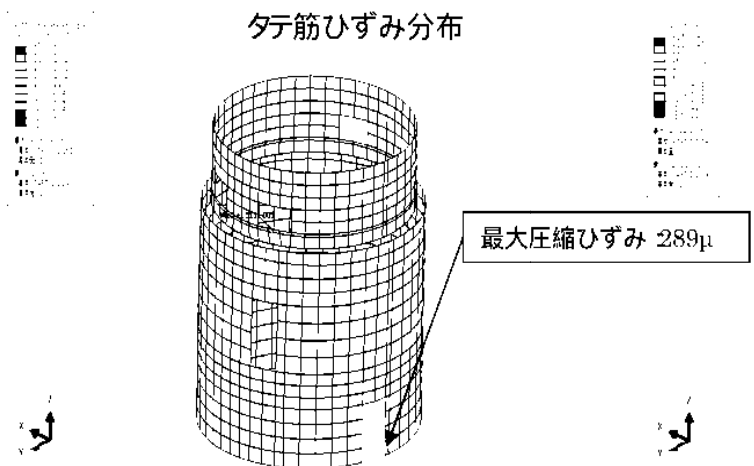
全ての評価項目において、発生応力・ひずみが評価基準値を下回った。
ただし、現状では落下した溶融燃料デブリによる侵食等の影響が考慮できておらず、今後、侵食影響をどのように想定するかも含め、検討が必要。



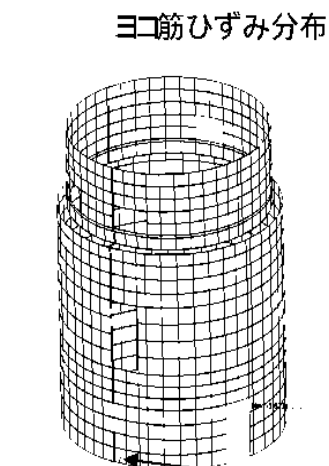
タテ筋ひずみ分布



ヨコ筋ひずみ分布



コンクリート主ひずみ分布



面外せん断応力分布

評価結果 (ケースH25-2)

評価項目	発生応力・ひずみ	評価基準 ^{*1}
コンクリートひずみ	289×10^{-6}	3000×10^{-6}
鉄筋ひずみ	256×10^{-6}	5000×10^{-6}
面外せん断力	354N/mm	1823N/mm

^{*1} 評価基準は、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「J SME S NC1-2003」に基づき算定

7. まとめ・考察(1/2)

●実機条件を考慮した際の残存課題に対する腐食試験

平成24年度に検討した腐食減肉量予測手法における不確定要因（塗膜劣化、気液界面、長期間腐食挙動等）について追加検討を行い、当該手法が概ね妥当であることを確認した。

●腐食抑制策の開発

防錆剤として、亜硝酸ナトリウム又はタングステン酸ナトリウムを添加した腐食試験を実施した結果、塩化物イオン濃度と等モル以上の添加で腐食を抑制できることを確認した。（特に1.5～2倍モル以上の防錆剤の添加でより効果的な腐食抑制効果を確認）

●RPVペデスタルに対する高温デブリ落下影響評価

コアコンクリート反応（MCCI）に係る文献調査等を行い、コンクリート侵食状況の推定に資する基礎データを整備した。

7. まとめ・考察(2/2)

● 原子炉容器、RPVペデスタルの耐震強度評価

現状及びPCV冠水までに想定されるプラント状態において、地震応答解析結果から得られる荷重に対して一次応力を評価した。

- ・ RPV及びRPVペデスタルでは、発生応力が許容値を下回ることを確認した。
 - RPVペデスタルでは、現状、落下した溶融燃料デブリによる侵食等の影響が考慮できておらず、今後、侵食影響をどのように想定するかも含め、検討が必要。
- ・ PCVバウンダリ機能としての評価部位においては、発生応力が許容値を下回ったが、サプレッションチェンバ支持構造物については許容値を上回る結果となった。
 - これらについては、詳細評価や補強（トラス室内をセメント系材料等で埋設するなど）対策の検討を進め、今後の方針を判断していく。
- ・ 原子炉遮へい壁については、開口集中部で裕度が小さい結果となったが、許容値に対しては満足する結果となった。
 - 有限要素解析を実施して評価精度を上げる等の検討も必要。

8. 国内外叡智、人材育成の具体的取り組み

- 腐食評価を中心とした本プロジェクトの前年度成果を腐食防食学会「第60回材料と環境討論会」にて発表し、腐食専門家からレビューいただき、ご意見、コメント等をいただいた。本討論会では、20代の若手技術者に発表を経験させ、技術レベル向上と技術伝達を図った。(平成25年9月:コラッセ福島)
- 文部科学省、IRID共催「東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発計画と基盤研究に関するワークショップ第7回(北陸地域)」にて、本プロジェクトの研究開発状況と基礎基盤研究課題ニーズを紹介し、学術関係者からのご意見、コメント等をいただいた。若手研究者をはじめ、学生にも参加いただき、関心をもってもらう啓発活動を実施した。(平成25年12月:福井大学)
- 腐食評価を中心とした本プロジェクトの前年度成果を原子力学会英文論文誌(Journal of Nuclear Science and Technology - Special Issue -)に投稿し、海外への情報発信を図った。(本年7-8号掲載予定)
- 使用済み燃料・PCV/RPVの健全性評価に関する専門部会(第1回、第3回)にて、本プロジェクトの計画及び成果について、専門家(東北大・渡邊先生、明石先生、東工大・瀧口先生、名古屋大・山本先生)からご意見、コメント等をいただいた。(平成26年1月、5月:IRID)

平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術開発費補助金

「格納容器漏えい箇所特定秘術・補修技術開発」

PCV下部補修(ベント管内埋設による止水工法)
のうち閉止補助材と止水材の組合せ試験
結果概要

平成26年5月29日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

閉止補助材と止水材の組合せ試験

PCV下部補修(ベント管内埋設による止水工法)の全体概要

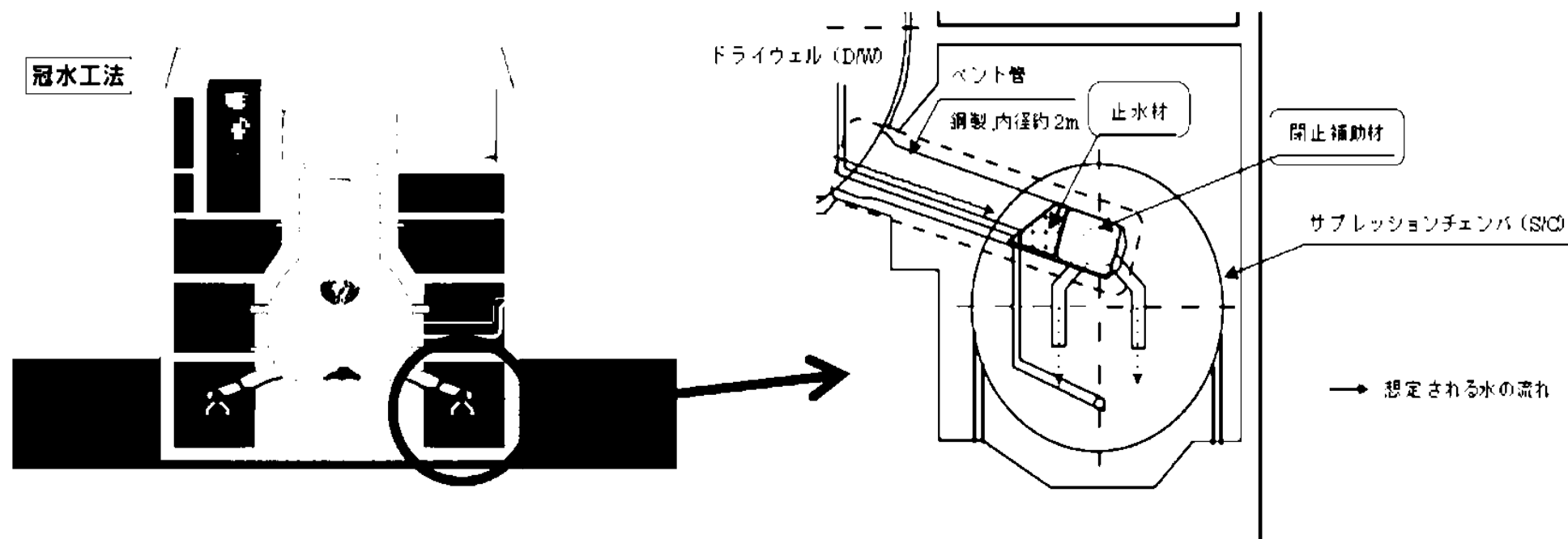


図1-1 PCV下部補修の対象範囲

【補修工法概略】

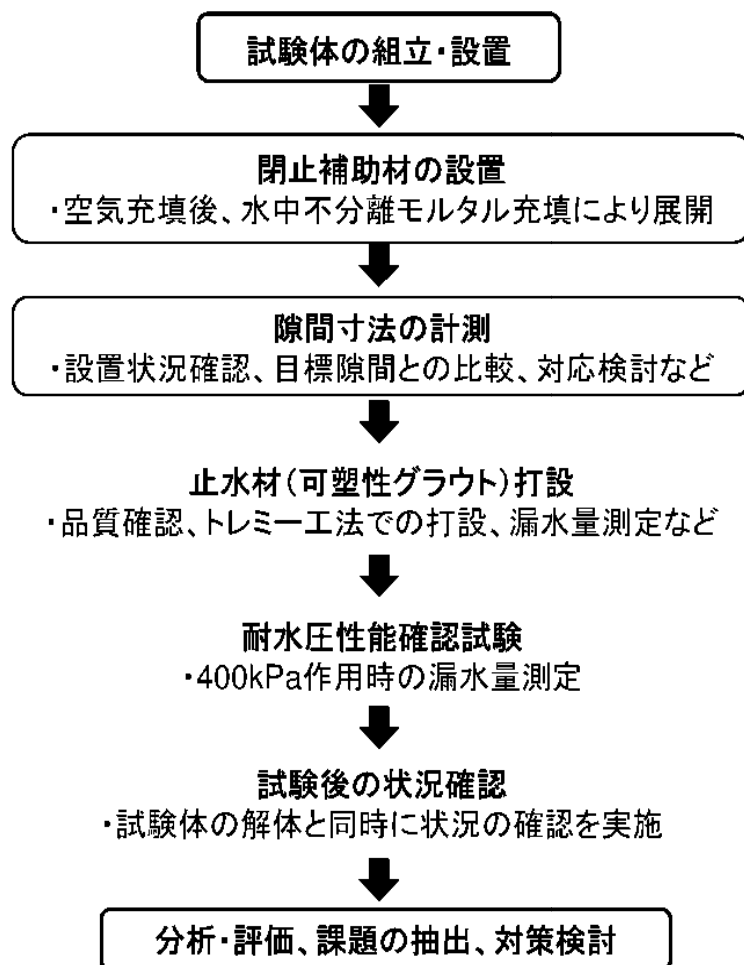
- ①Tクエンチャーを止水
- ②ベント管内(8本)の先端部分に閉止補助材(インフレイタブルシール)を設置し、暫定的に水の流路を堰止める
- ③閉止補助材の上流側に止水材(グラウト材等)を充填して止水
- ④S/CをPCVバウンダリから切り離し

閉止補助材と止水材の組合せ試験 試験計画

①目的

- ⇒ベント管内埋設による止水工法の成立性を確認する。
- ⇒施工手順を確認し、課題の抽出及び対策検討を行い、今後の試験計画に反映させる。

②試験フロー

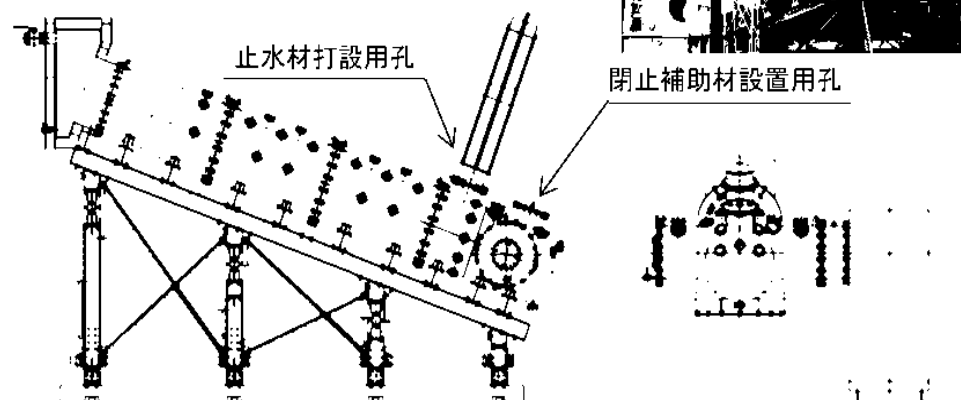


③試験条件

対象プラント: 1F-2
試験体スケール: 実機の約1/2スケール
環境条件:
・ベント管内流水「約15リットル/分」
(8本中2本目に施工する場合を考慮)
・流水温度「約35℃」
・ベント管内干渉物「有り」(基準容器サポート、電線管)
目標漏水量: 暫定目標値 1リットル/分

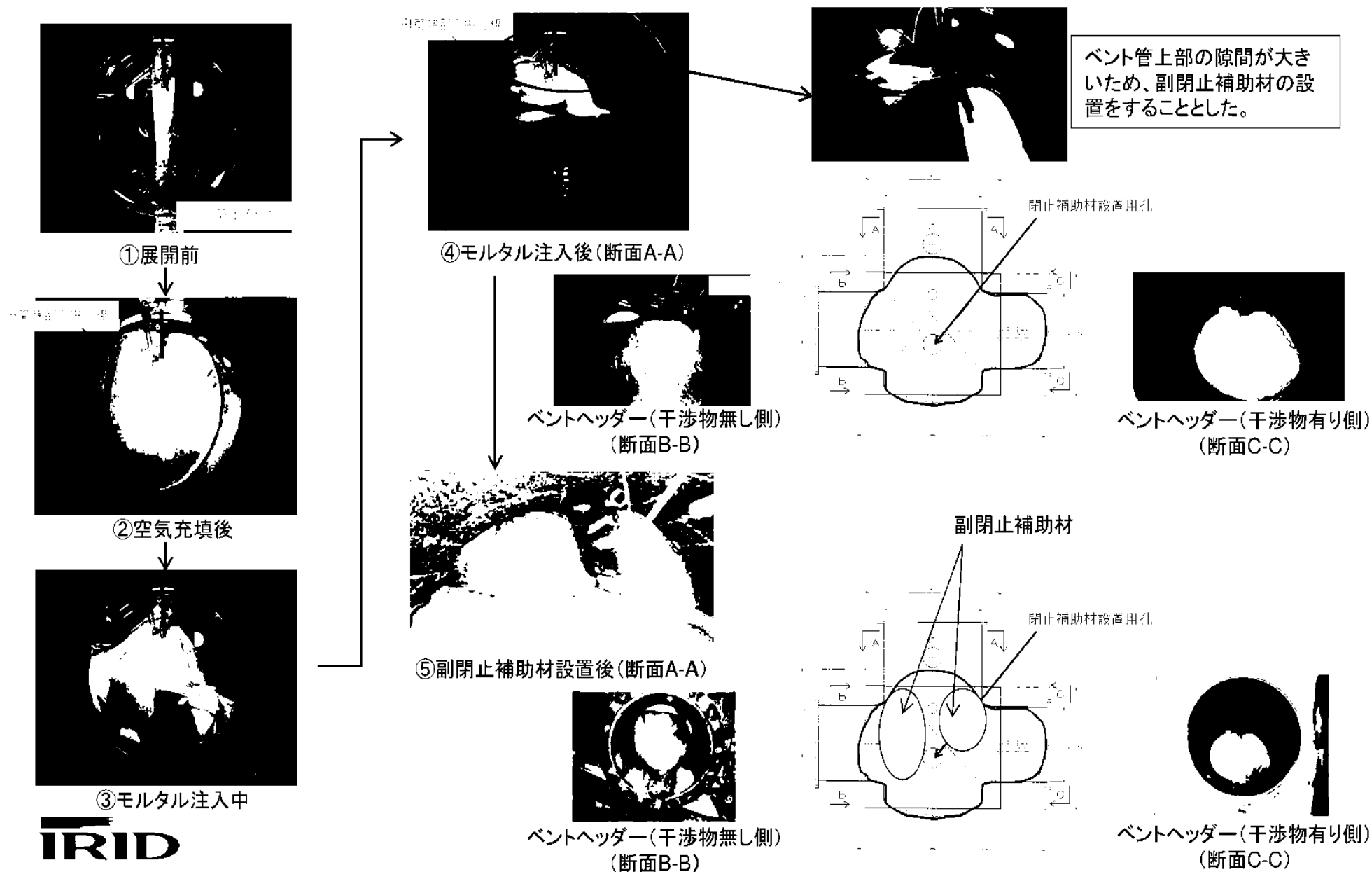
④試験体概要

鋼製で約1/2スケールベント管を模擬



閉止補助材と止水材の組合せ試験 閉止補助材試験結果(1)

閉止補助材の設置状況の流れ



閉止補助材と止水材の組合せ試験 閉止補助材試験結果(2)

閉止補助材の設置状況、隙間寸法計測結果(ベント管側)

閉止補助材設置後の上部の隙間は目標隙間を大きく上回ったため、副閉止補助材を設置した。
副閉止補助材設置後の隙間寸法は、開口面積で約 $1.5 \times 10^4 (\text{mm}^2)$ となり、1/2スケールでの目標隙間面積 $1.28 \times 10^4 (\text{mm}^2)$ を約20%上回る結果となった。

目標隙間寸法

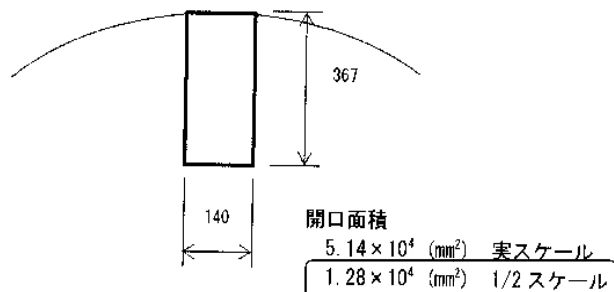


図4-1 目標隙間寸法と面積

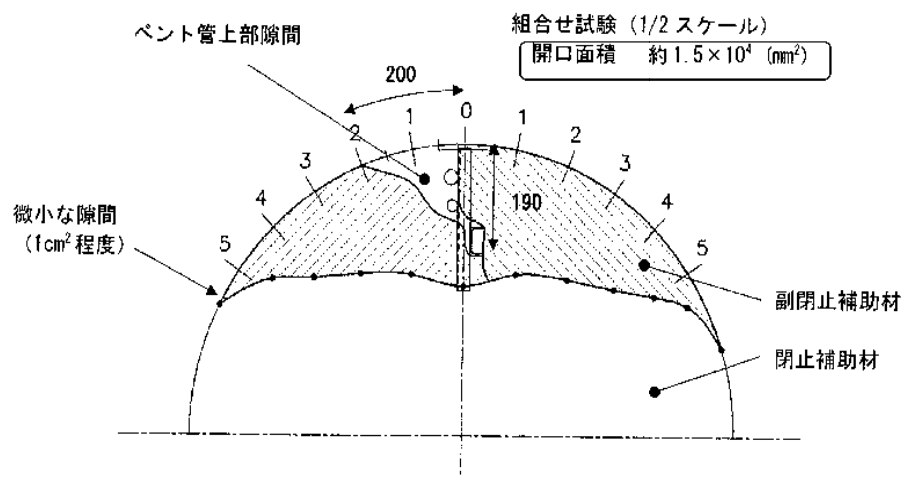
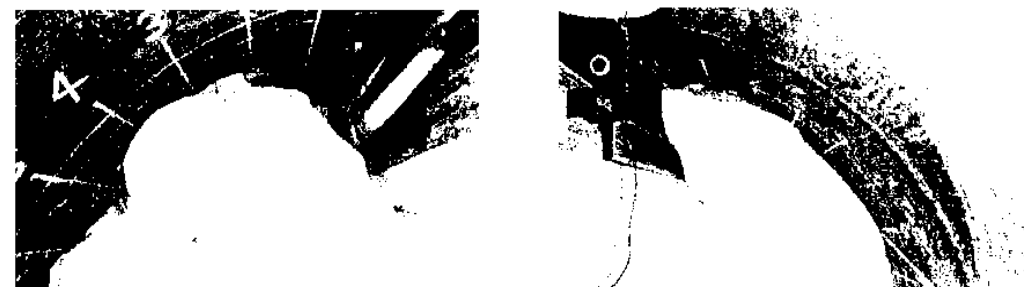


図4-2 閉止補助材設置後の隙間寸法と面積

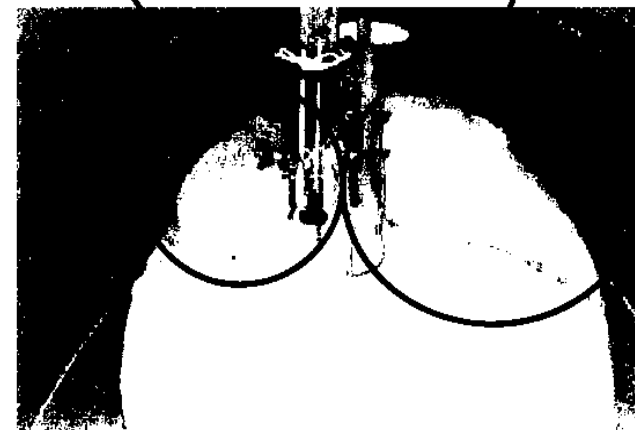


写真4-1 閉止補助材設置後の隙間(写真)

閉止補助材と止水材の組合せ試験 閉止補助材試験結果(3)

閉止補助材の設置状況、隙間寸法計測結果(ベントヘッダー側)

当初計画では干渉物無し側のベントヘッダー側(下図の左側)は、これまでの試験結果から閉止補助材設置により開口部が塞がることを想定していたが、今回の試験においては閉止補助材が干渉物有り側のベントヘッダー側(下図の右側)に大きく展開し、左側への展開が不十分となって隙間(水の流路)が左右に残る結果となった。

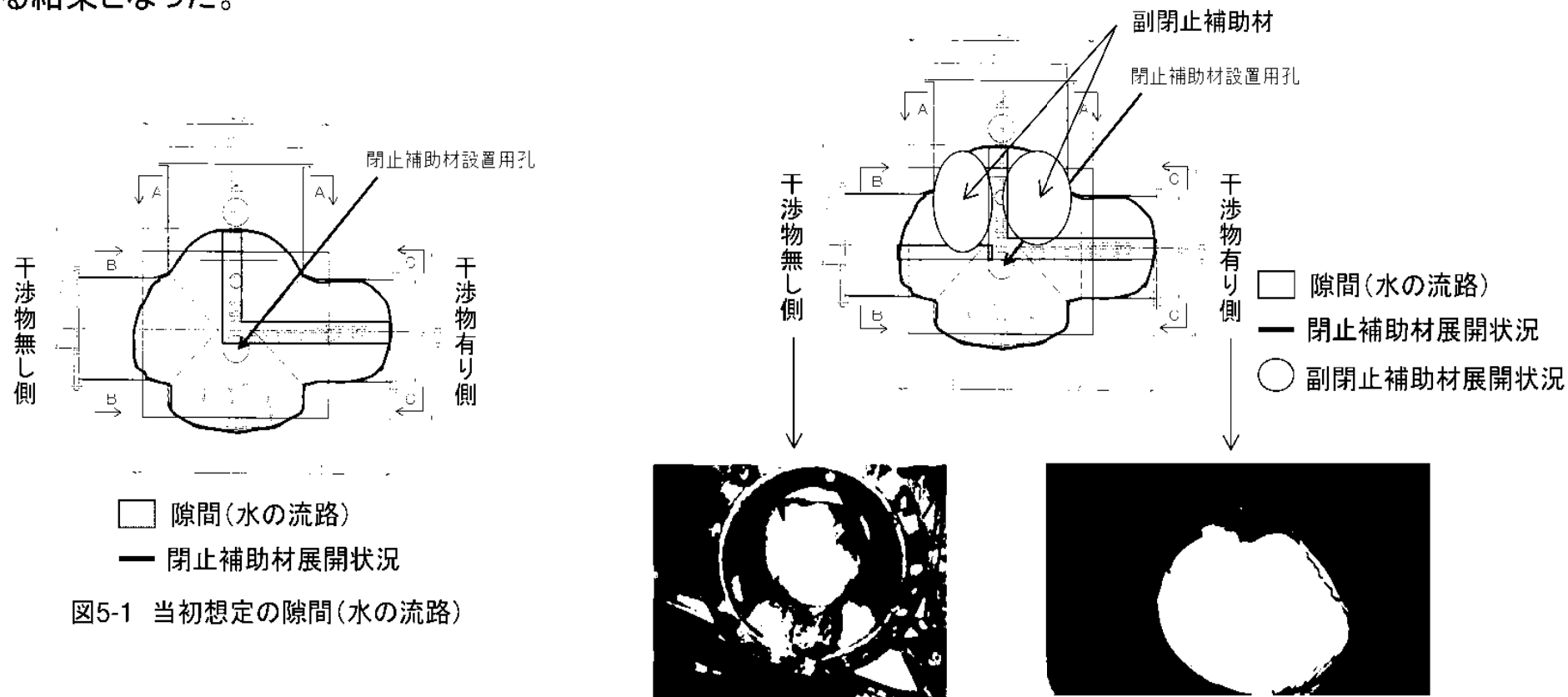


図5-1 当初想定の隙間(水の流路)



図5-2 閉止補助材設置後の隙間(水の流路)

閉止補助材と止水材の組合せ試験 止水材試験結果(1)

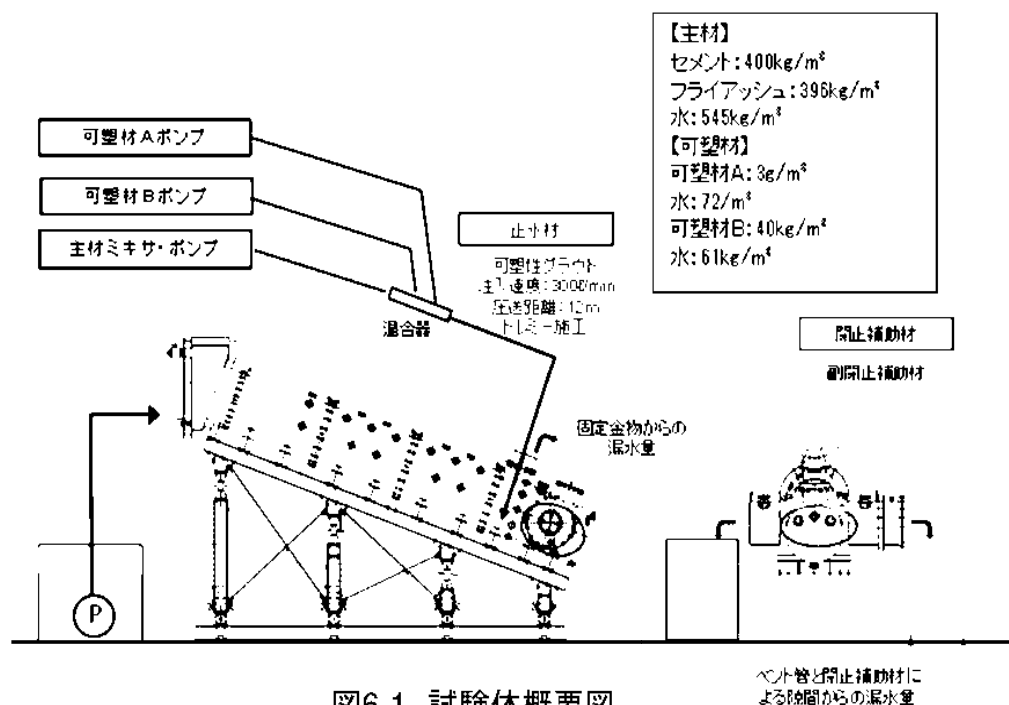


図6-1 試験体概要図

表6-1 品質管理試験結果


採取のタイミング	混合方法	JISフロー (mm)	針貫入抵抗 (N)	練上り温度 (℃)	備考
注入前	卓上ミキサ (高速5sec)	101×101	18.2	25.9	
		101×100	15.4	25.6	
		101×100	18.7	26.5	
		101×101	17.5	26.6	
		100×100	17.9	26.1	
		101×100	18.4	26.7	
注入中	スタティックミキサ	104×104	8.0	29.2	スタティックミキサ混合後 10m地点で採取
		103×101	4.1	28.7	
		-	-	-	
		102×101	8.3	28.7	
		108×107	6.2	28.2	

表6-2 試験状況(経過時間と事象)

注入開始 からの時間	注入量 [ℓ]	事象	漏水量 [ℓ/min]		
			右側	左側	合計
-	-	圧送開始(品管)	11.03	7.62	18.65
0:00:00	0	注入開始	11.03	7.62	18.65
0:01:06	330	トレミー①	74.32	10.40	84.72
0:02:43	815	トレミー②	40.54	56.82	97.36
0:02:44	820	1m ³ 採取	40.54	56.82	97.36
0:04:32	1360	トレミー③	5.45	20.75	26.20
0:05:42	1710	トレミー④	68.10	12.61	80.71
0:06:13	1865	2m ³ 採取	203.40	12.18	215.58
0:07:04	2120	注入終了(2.3m ³)	257.06	2.06	259.12
0:15:00			0.81	1.05	1.86
0:30:00			0.96	0.36	1.32
1:00:00			0.88	0.13	1.01
1:30:00			0.94	0.11	1.05
2:00:00			1.08	0.10	1.18
2:30:00			1.11	0.10	1.21
3:00:00			1.25	0.09	1.34
3:30:00			1.38	0.09	1.47
4:00:00			1.67	0.09	1.76
4:15:00		水圧が30kPaに到達	1.67	0.10	1.77
4:30:00			1.70	0.10	1.80
4:45:00		実験終了	1.68	0.10	1.78

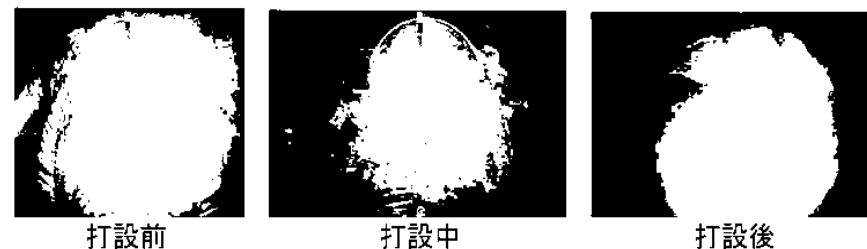


写真6-1 グラウト打設状況

閉止補助材と止水材の組合せ試験 止水材試験結果(2)

漏水量の経時変化

試験中の漏水量の変化を図7-1(合計), 図7-2(右側, 左側別)に示す。可塑性グラウトの注入開始に伴い、閉止補助材によってせき止められていた水が一気に流れ出し、注入直後は一旦、漏水量が増加した。その後、グラウトの充填とともに漏水量は減少し、約1.0ℓ/minまで減少した。その後の水位上昇により、再び漏水量が増加し、ベントヘッダ中心からの水位が3.0m(30kPa)では、約2.0ℓ/minの漏水量になったが、充填されたグラウトが押し流される現象は生じなかった。また、固定金物からは水位を3.0mまで上昇させても漏水は確認されなかった。

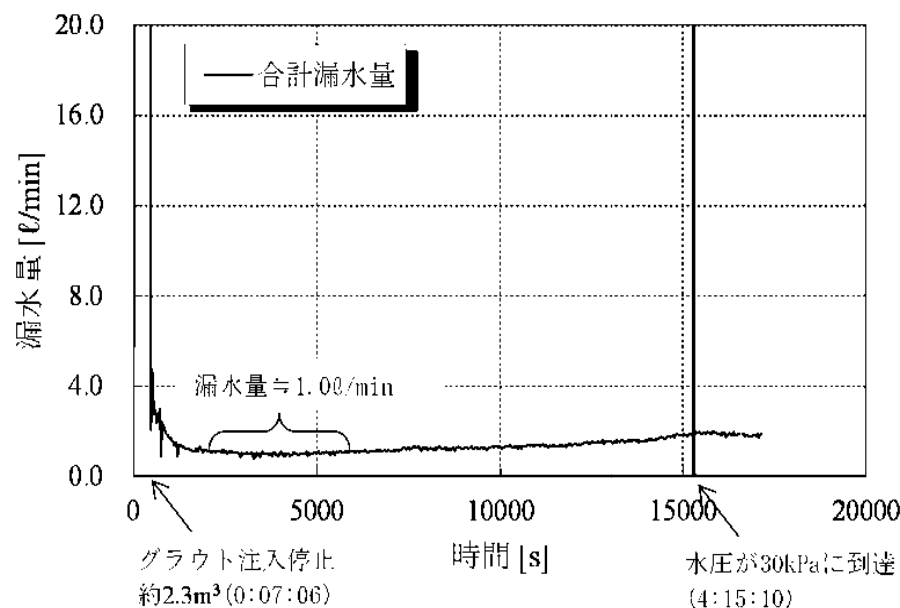


図7-1 合計漏水量

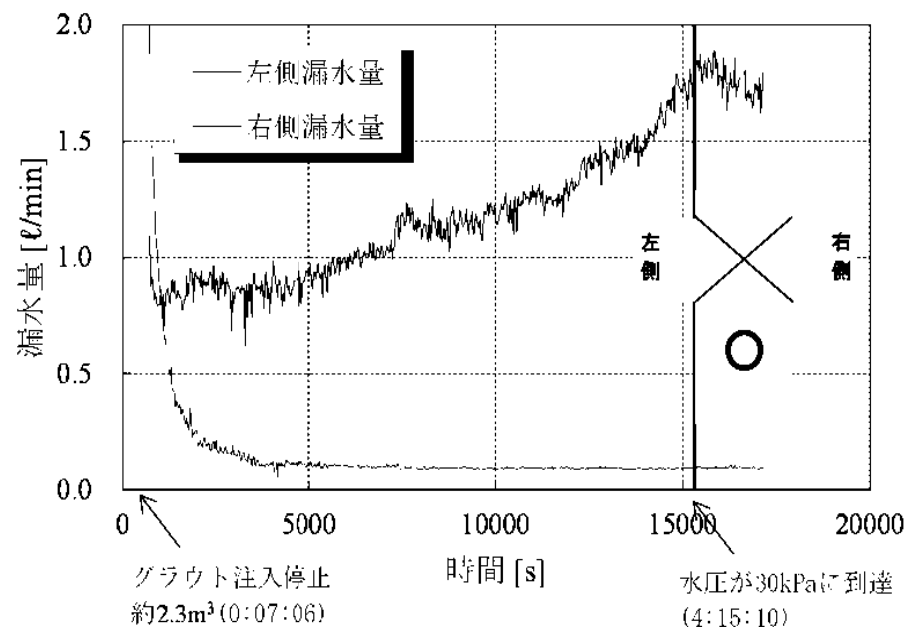


図7-2 ベントヘッダーからの漏水量

閉止補助材と止水材の組合せ試験 止水材試験結果(3)

可塑性グラウトの耐水圧試験

ベント管試験体内に設置されたインフレイタブルシール(充填モルタルの材齢:27日)および、可塑性グラウト(材齢:20日)が、冠水時の水圧約400kPaに対し破壊(材料の圧縮破壊、流出)することなく、所定の漏水量(暫定目標値:1ℓ/min以下)を維持できるか確認した。

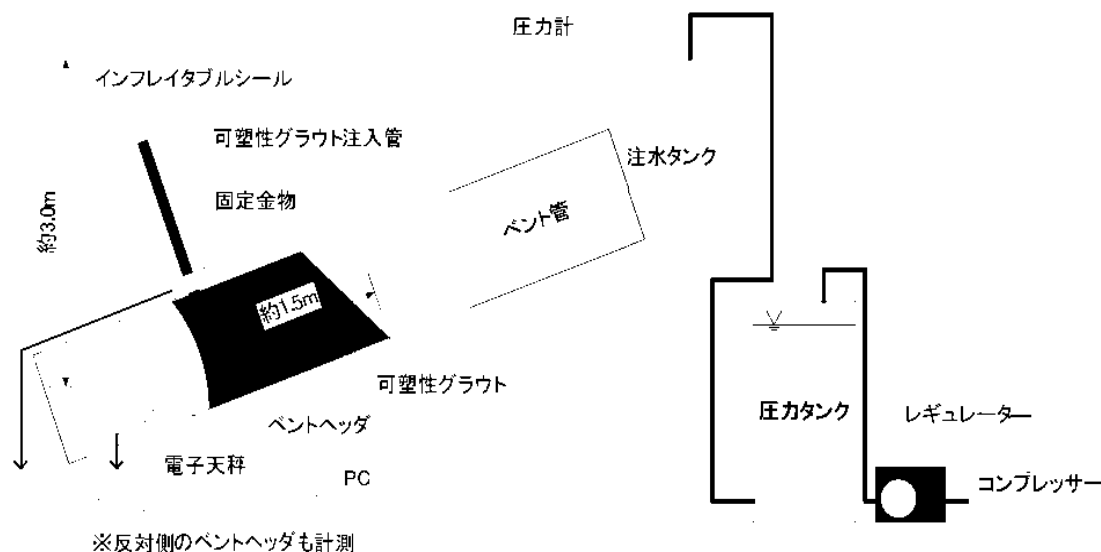


図8-1 試験装置(400kPa耐水压)

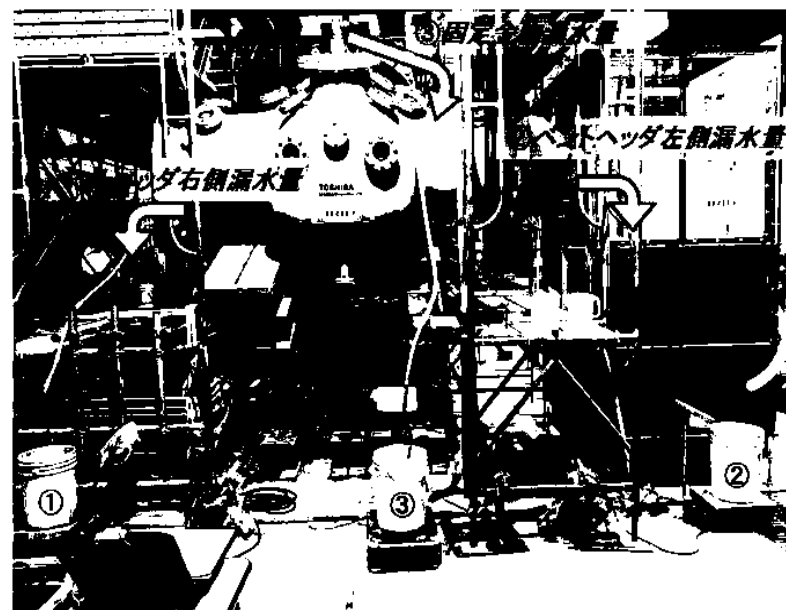


写真8-1 漏水量計測項目(400kPa耐水压)

閉止補助材と止水材の組合せ試験 止水材試験結果(4)

耐圧試験結果

①水圧上昇による漏水量の変化

図9-1、9-2に漏水量と作用水圧の関係を示す。水圧の上昇に伴い漏水量が増加し、約120kPaまでは目標漏水量である1ℓ/min以下を達成できたが、130kPa以上では、満足できなかった。特に、ベントヘッダ右側(干渉物無し側)については、250kPa付近までは漏水量と水圧がほぼ線形関係を保持したが、それ以上の水圧の作用下では線形関係を保持できず、漏水量がより増加した。一方、固定金物および注入管からの漏水は見られなかった。

また、作用する水圧を一旦降下させた後に、再度上昇させた場合(図9-1、9-2中の再加圧のプロット参照)、1回目の水圧上昇過程よりも漏水量が増加する結果が得られた。これは、1回目に上昇させた水圧により、水みちが生じ(拡大)したためだと考えられる。

目標としていた400kPa耐圧時での漏水量は目標値を満足できなかったが、止水材は破壊・流出することなく留まり、形状を保持していたため、止水材としての適性を有していると判断でき、今後更に漏水量の低減対策を行うとともに、漏水する水の処理の方法についても検討していく。

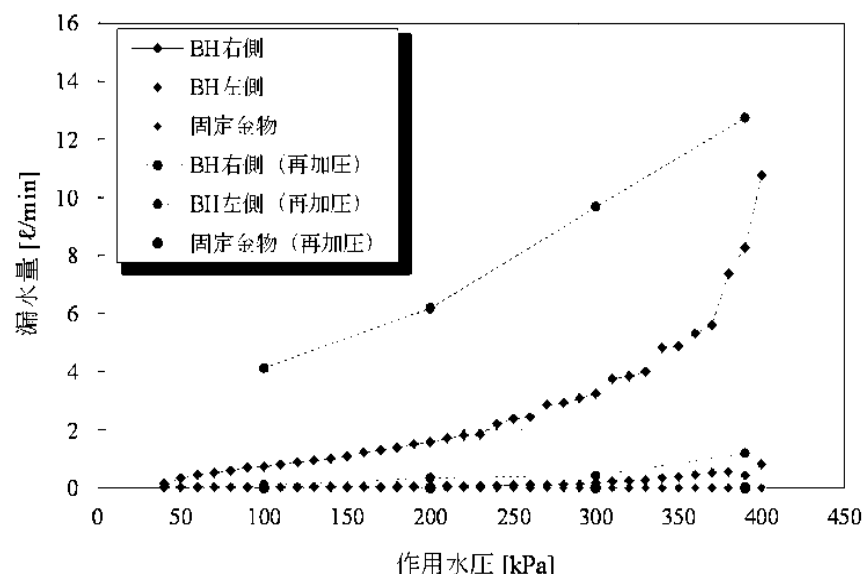


図9-1 漏水量－水圧関係(計測項目別)

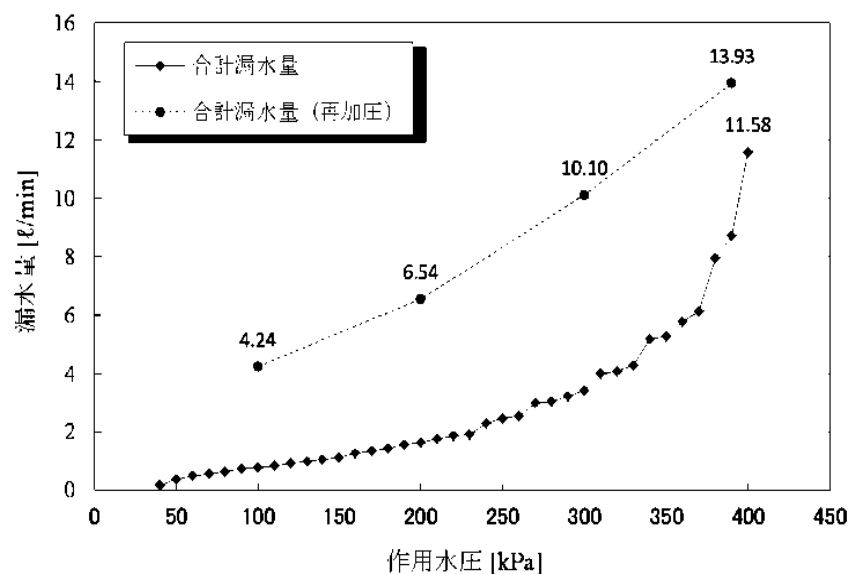
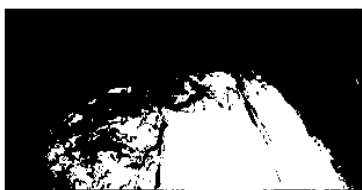


図9-2 漏水量－水圧関係(合計)

閉止補助材と止水材の組合せ試験 止水材試験結果(5)

試験体解体時の写真

①最上流端
(積上がり先端)



②最上流端から
約900mm



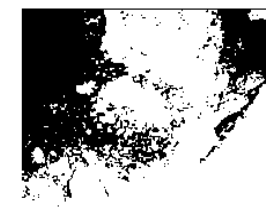
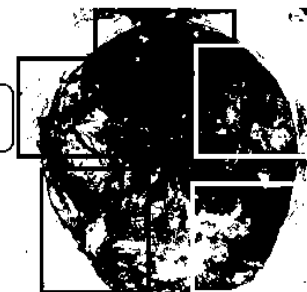
さび汁の付着
→水みちとなった可能性あり



さび汁の付着
→水みちとなった可能性あり



断面下部はベント管と止水材の付着が良好



③最上流端から
約1400mm



約40mmの隙間



基準容器周りは良好に充填



約20mmの隙間

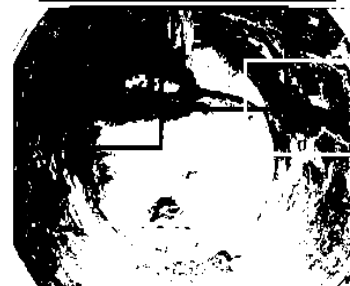


断面下部はベント管と止水材の付着が良好

④最上流端から
約1700mm



グラウトが付着していない部分は水みちになった可能性



固定金物は良好に充填



グラウトが付着していない部分は水みちになった可能性

閉止補助材と止水材の組合せ試験 止水材試験結果(6)

水圧上昇による水みち形成の推定

図11-1に示すように、250kPa付近までは漏水量と水圧がほぼ線形関係を保持したが、それ以上の水圧の作用下では線形関係を保持できず、漏水量がより増加した。また、約350kPa以上では、さらに著しく漏水量が増加している。

このことから、250kPa付近において水みちが生じ始め、350kPa付近で、水みちが貫通したと考えられる。漏水経路の変化の推定図を図11-2に示す。

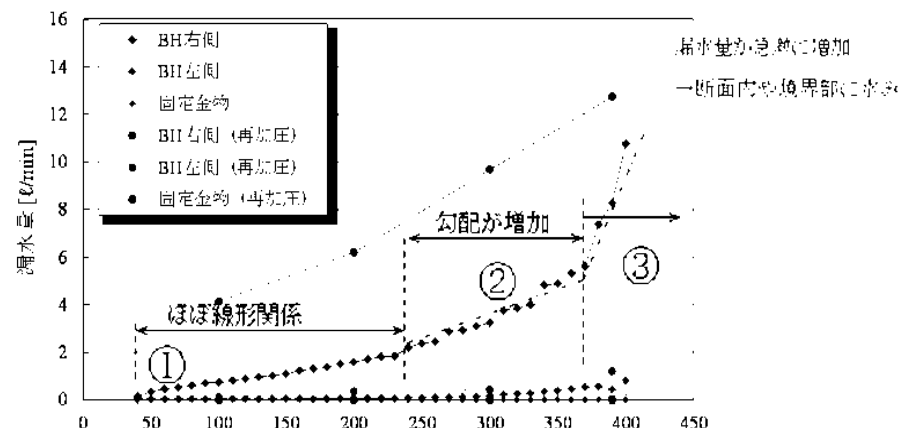


図11-1 漏水量-水圧関係

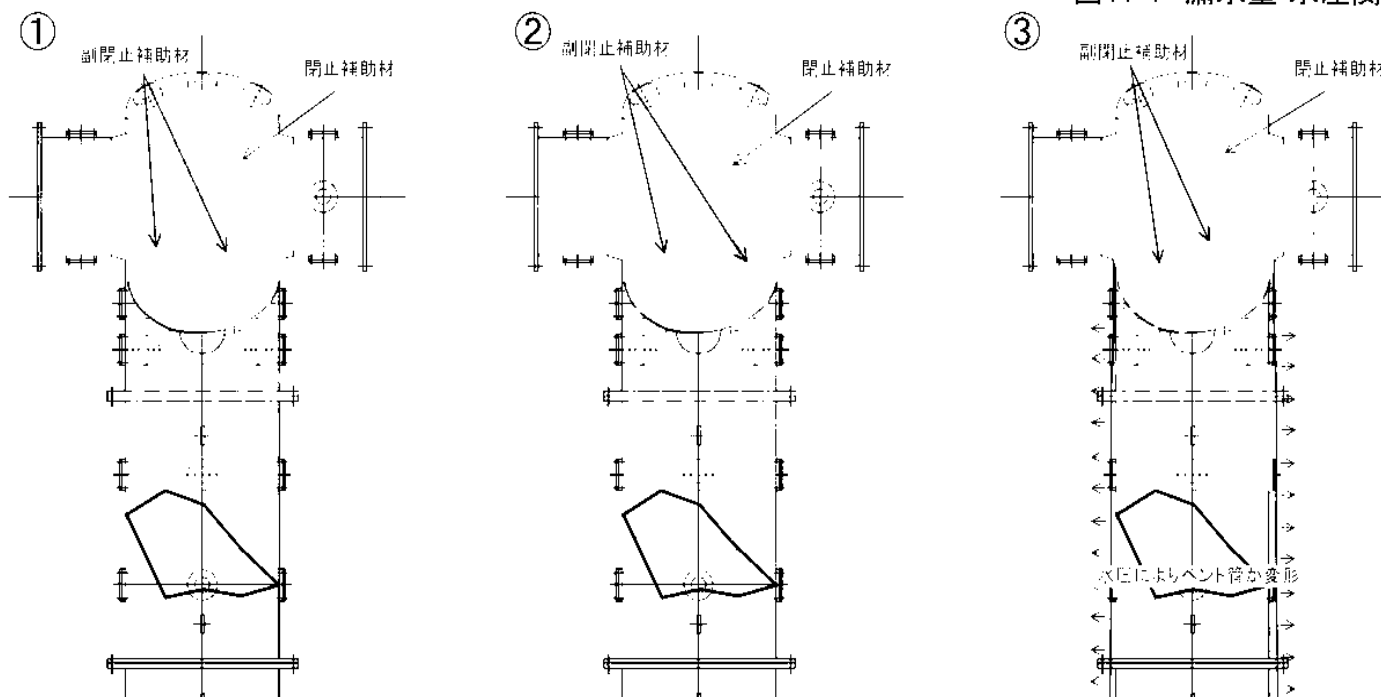


図11-2 漏水量経路の変化の推定

「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術開発」

上部PCV (小部屋) 及びS/C補修技術の 開発状況について

平成26年5月29日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

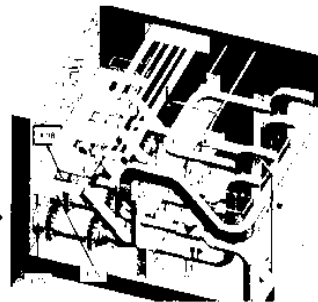
1. 上部PCV（小部屋）補修技術の開発

■実施概要

- 1～3号機原子炉建屋の上部PCV（ドライウェル）を対象に、想定漏えい箇所の補修方法に関する技術開発を実施。
- 線量環境等の現場環境から、補修対象箇所を小部屋内と開放部に大別。それぞれの環境に合わせた補修技術を開発。
- 小部屋内の補修では、セメント系材料による埋設工法を念頭に、施工上必要となる補修装置、及び補修材料の開発を実施。



原子炉建屋断面



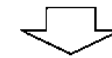
MSトンネル室概要

想定損傷箇所

- 地震や海水による損傷
- 配管ベローズ
- 電気ペネ
- 機器ハッチ
- 閉止フランジ

現場環境の特徴

- 気中環境での補修
- 高線量
- 狭隘、設備の密集



補修概念

- 耐久性に優れたセメント系材料による埋設
- 遠隔補修装置による材料の打設

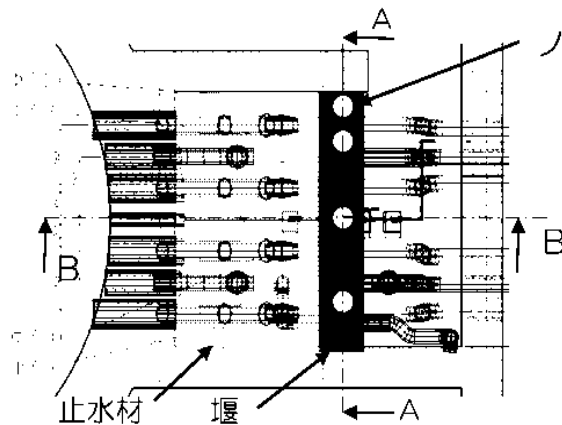
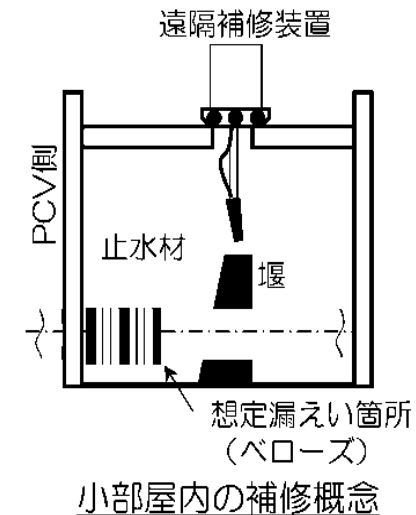
1. 上部PCV（小部屋）補修技術の開発

■ 工法概念

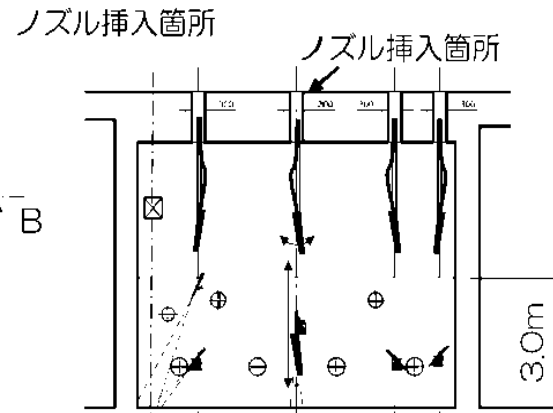
- ・ 配管ベローズや電気ペネ等の想定漏えい箇所を確実に埋設するため、止水材（セメント系材料）は高い流動性を持つものを開発。
- ・ 埋設する範囲を最小化するため、部分的に堰を構築。
- ・ 堰の構築は、遠隔補修装置の適用や狭隘部での施工環境を考慮し、吹付けモルタルを選定。

■ 施工計画の検討

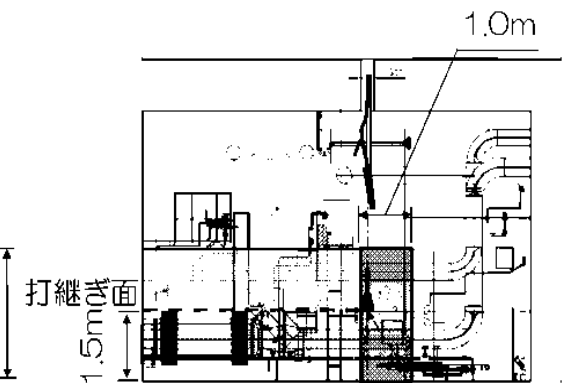
- ・ 想定される現場状況に応じて、施工対象の部屋ごとに具体的な施工計画の作成を実施。



MSトンネル室(O.P.10200)



A-A断面



B-B断面

1. 上部PCV（小部屋）補修技術の開発

■ 遠隔補修装置の仕様と要素試作

現場環境 ,及び施工計画に基づき遠隔補修装置の仕様策定と要素試作を実施

1) 環境条件

温度 :最高 40℃ ,最低 0℃

湿度 :最大 80%程度

瞬間線量率 :3Sv/h (数分間程度の短時間)

集積線量 :200Sv (耐放射線性の劣る部品は ,定期交換で対応するものとする)

2) 装置構成

止水材を注入するためのノズルを小部屋内に挿入する打設装置(1番機)と,ホースを引き回すホース巻取り装置(2番機)で構成される。

3) 軸構成

下表参照。

表 遠隔補修装置の軸構成

No.	軸	ストローク
1	ノズル昇降	6600mm
2	ノズル回転前後 (1番機の進行方向が前)	前 :+ 75° 後 :- 60°
3	ノズル回転左右 (1番機の進行方向に対して右側に回転)	0 ~ 30°

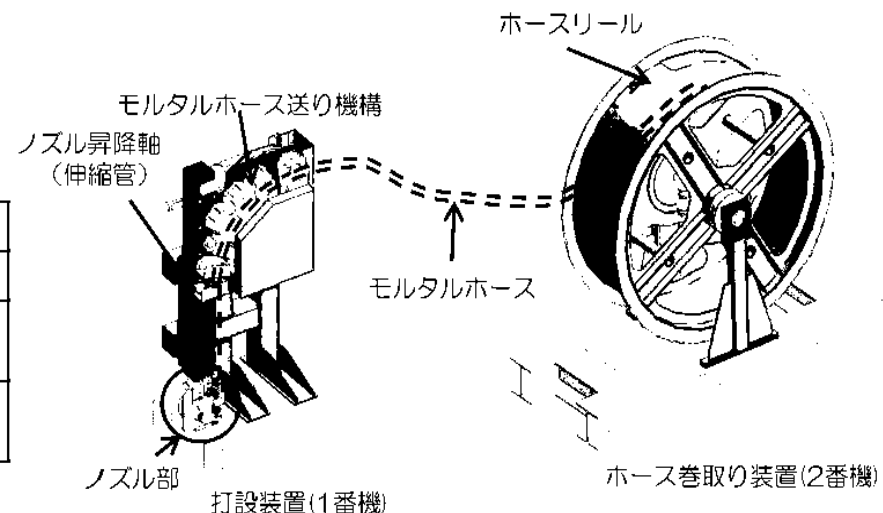


図 遠隔補修装置要素試作品の概要

1. 上部PCV（小部屋）補修技術の開発

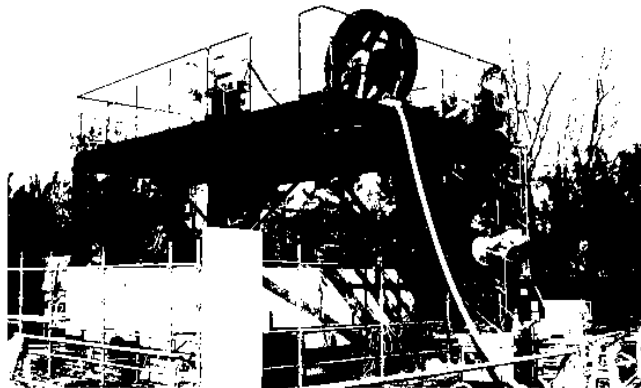
■実機適用性試験の概要

下記の検証を目的に、実機環境を模擬した試験設備、及び遠隔補修装置の要素試作品による施工試験を実施。

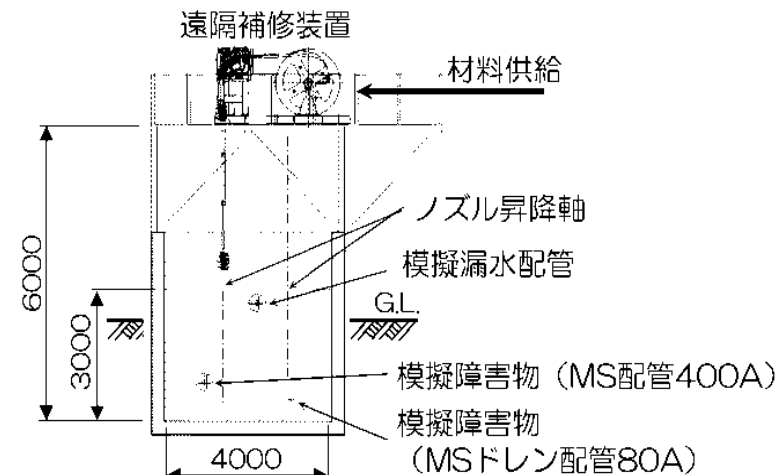
- 堰施工技術の成立性
- 遠隔補修装置の成立性
- 止水材の耐圧性能

■試験条件

- 実機施工規模の模擬
- 施工計画にて設定した堰（ $h=3.0\text{m}$ ， $w=1.2\text{m}$ ）の構築
- 施工計画から抽出した障害物（MS配管等）と、ノズル昇降軸の配置
- 模擬漏水配管から300kPaの加圧



試験体全景



試験体断面図

1. 上部PCV（小部屋）補修技術の開発

■試験結果

- ・遠隔補修装置により、計画通りの堰を成形、また止水材の打設を完了。
- ・止水材打設時に堰からの止水材流出、及び堰の変位や転倒は無く、堰としての機能を果たしていることを確認した。
- ・止水材の耐圧性能試験では水圧による止水材の破壊や目視可能な漏えいは無かった。
（但し漏水箇所付近のひび割れを通じた止水材内部への浸透が観測された。）

堰施工技術の成立性、遠隔補修装置の成立性、止水材の耐圧性を確認できた

■今後の課題

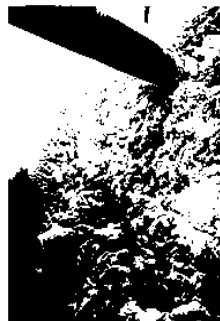
- ・実機施工時に、ノズル揺動（ハンドリング）のために必要となる視機能（モニタリング装置、センサー類）の検討が必要。
- ・止水材打設時のひび割れ抑制策検討。
- ・施工箇所、及び施工箇所上部の実地調査と施工計画への反映。



配管周囲の堰構築



堰一般部の構築



堰の構築完了



止水材の打設



止水材の打設完了

2. 1 S/C補強に向けた技術開発

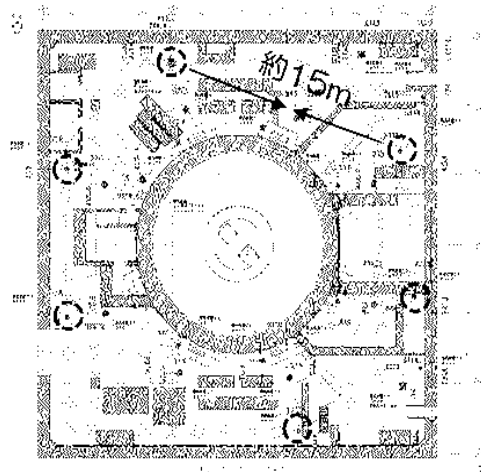
■サプレッション・チェンバ（S/C）の補強に向けた技術開発

S/Cの耐震性の強化、将来的な腐食への対応として、S/Cの補強方法を検討。

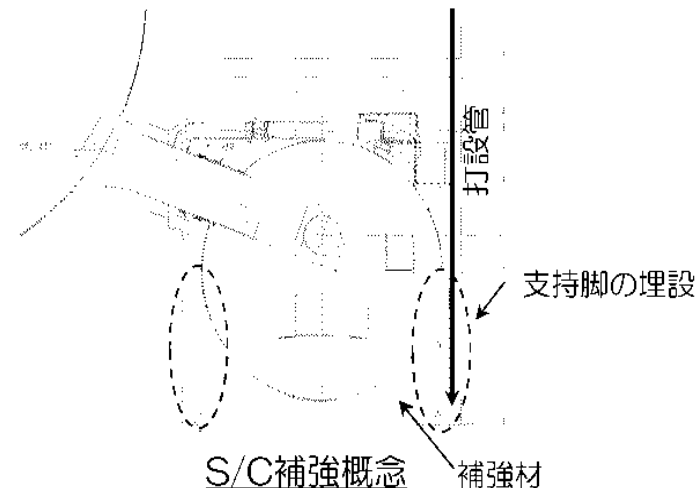
工法の概要

- 1階床面から高い流動性を持つ補強材（水中不分離モルタル）を打設、支持脚を含むS/C下部を埋設して補強。
- 既存設備の干渉から打設可能な箇所が限定される。
- 補強材はS/Cの片側から打設し、S/C下部を経て反対側に立ち上がる必要がある。また平面的に最大15m程度の流動が必要。

○ 想定打設箇所（案）



1F平面図 (O.P.10200)



2. 1 S/C補強に向けた技術開発

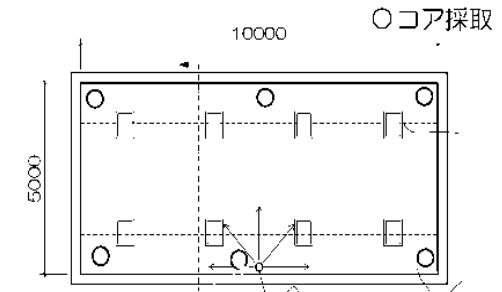
■長距離流動性確認試験の概要

S/Cを1/2スケールで部分的に模擬した試験体に補強材を打設。

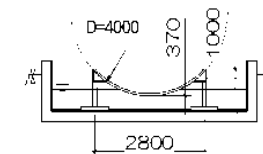
- ・ 広大な空間での補強材の流動状況、立ち上がり状況
- ・ 補強材硬化後の材料品質（圧縮強度）の分布
- ・ S/C支持脚周囲への補強材充填状況

■長距離流動性確認試験の成果と今後の課題

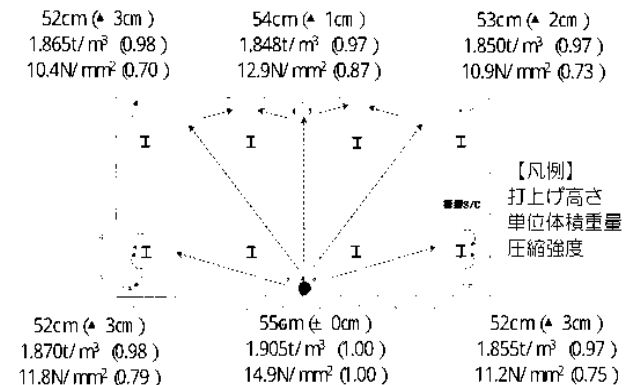
- ・ S/C下部や支持脚周囲に密実に充填できたことを確認。
- ・ 補強材天端はほぼフラット（1/167～1/500）に仕上がることを確認。
- ・ 単位体積質量，圧縮強度から流動後の材料品質のばらつきが小さいことが確認できた。
- ・ 今後，S/Cの健全性評価と合わせて材料の必要強度や打設範囲の見極めが必要。



打設点 試験体平面図



試験体断面図



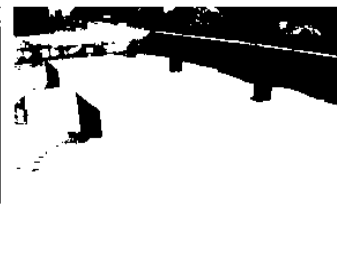
補強材の品質分布



試験装置全景



支持脚周囲の充填



S/C下部の充填

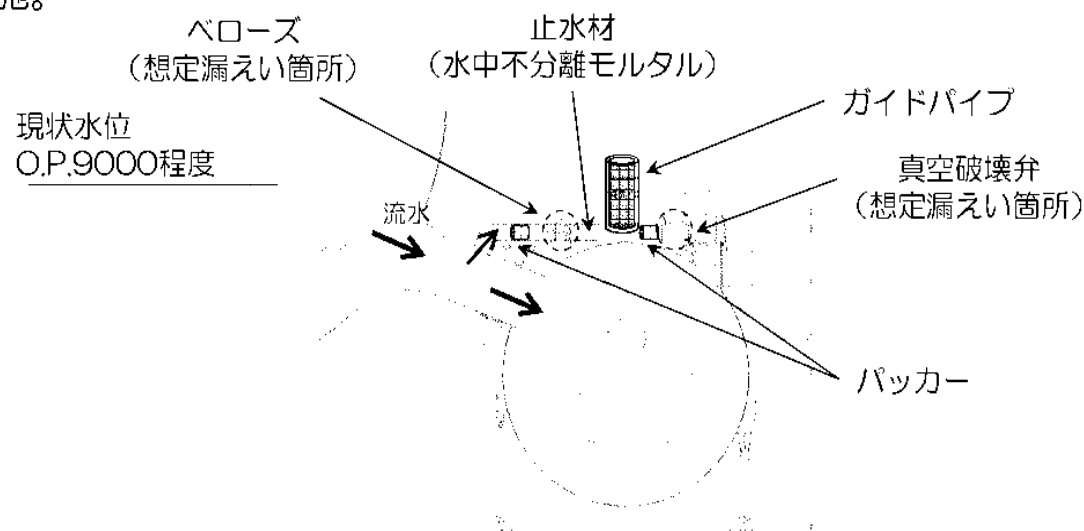
2. 2 真空破壊装置補修技術の開発

■ 真空破壊装置の補修技術開発

- 1号機の固有設備である真空破壊装置について、想定漏えい箇所であるベローズ及び真空破壊弁からの漏えいを防止する工法を検討。

工法の概要

- 1階床面から真空破壊装置を削孔しパッカーを挿入して仮止水。その後止水材（水中不分離モルタル）にて管内を充填。
- 真空破壊装置内が満水の場合、削孔時にPCV保有水の漏えいが考えられるため、事前にガイドパイプの設置しその中で削孔する概念を考案。ガイドパイプの概念検討を合わせて実施。

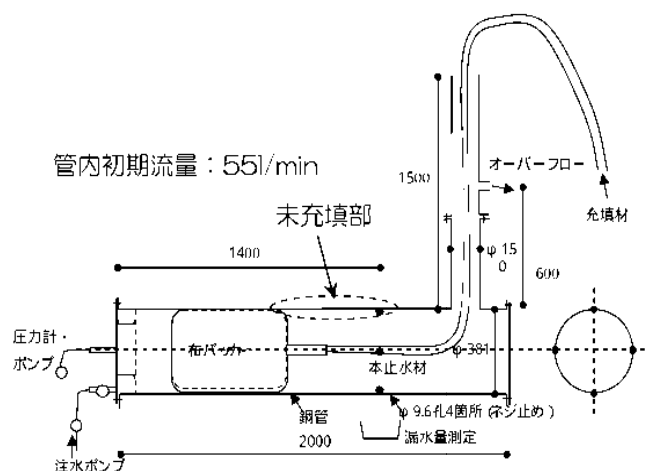


2. 2 真空破壊装置補修技術の開発

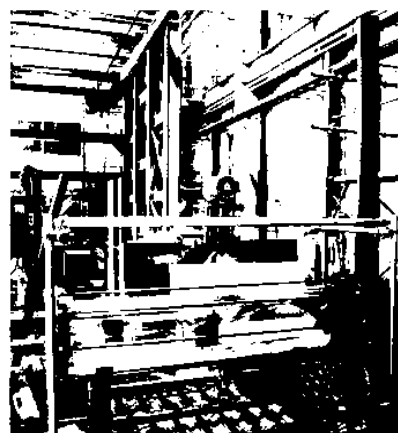
■ 真空破壊装置閉止試験の概要と実施結果

真空破壊装置を模擬（径はフルスケール）した試験体にて、パッカーによる仮止水性の検証、及びその後本止水材打設による止水効果の検証を実施。

- ・ 実機での施工を模擬し、模擬試験体の上部からパッカーを挿入。その後パッカー展開のための水中不分離モルタルの打設を実施。
- ・ 布パッカーは流水中で展開すると、管内で滑ることがあった。
- ・ 布パッカーの展開により、上流からの流水量は大幅（55l/min→0.67l/min）に低下。その後本止水材の打設を実施した。
- ・ 本止水材の硬化後、管内最上部に空隙が残り完全な止水性を得ることができなかった。これは布パッカーからのわずかな漏水が管内に滞留し、管上部まで本止水材を充填することができなかったためと考えられる。
- ・ 今後、布パッカーのすべりを抑え、仮止水性を高める構造の検討が必要。



試験装置概要

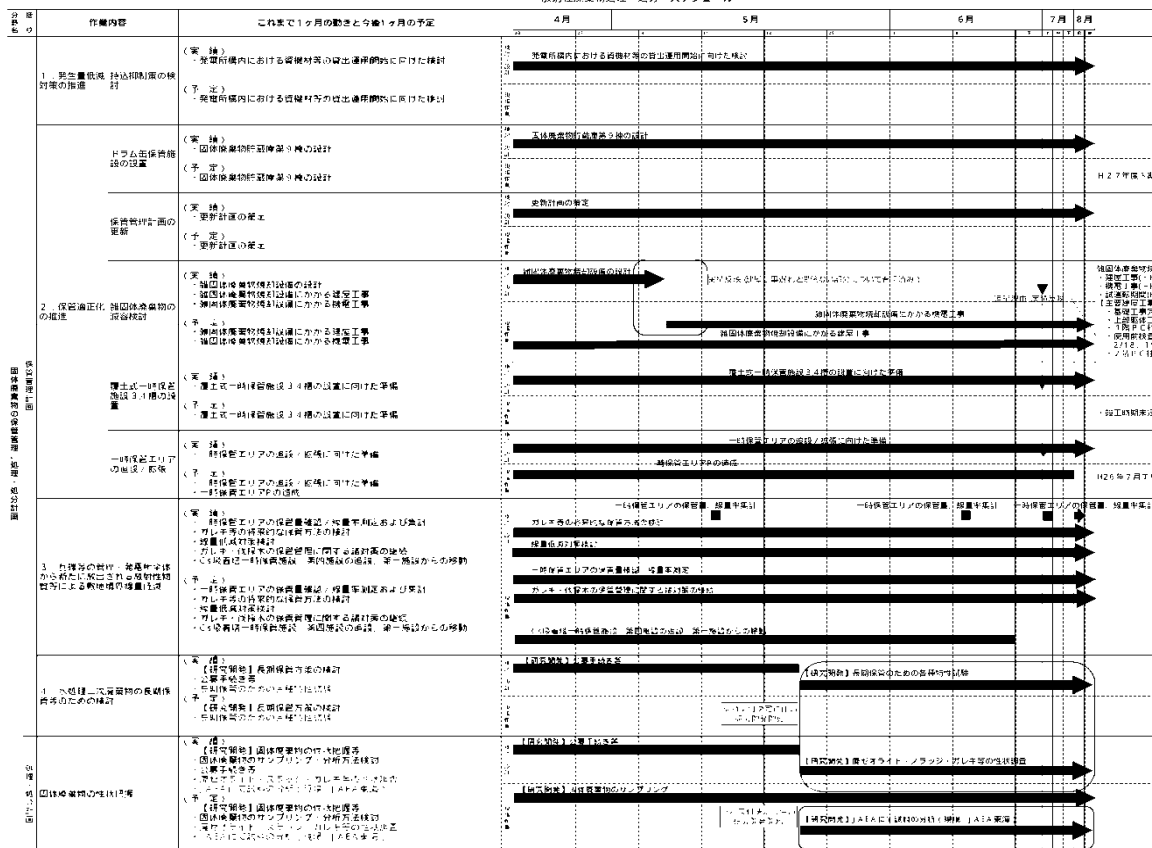


試験装置組立て状況



布パッカー概要

放射性廃棄物処理・処分 スケジュール



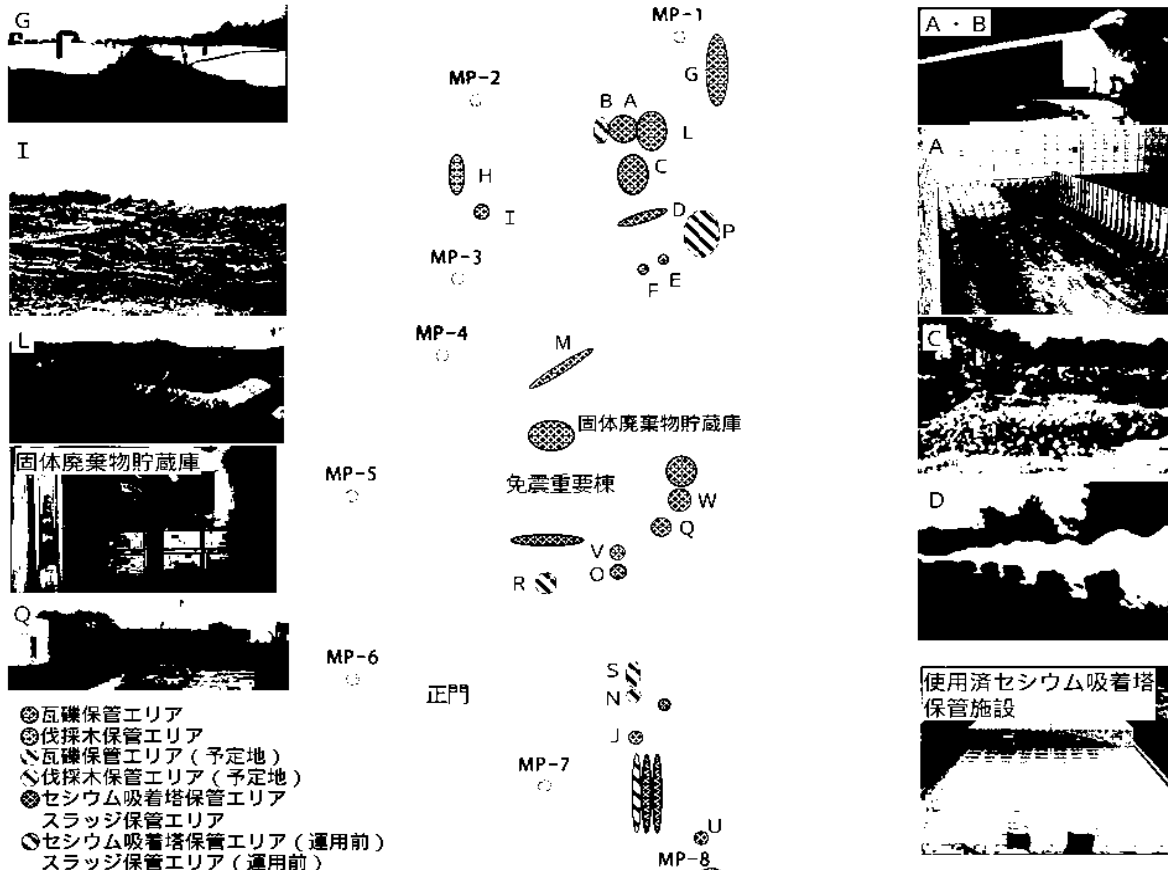
ガレキ 伐採木の管理状況 (2014. 4.30時点)

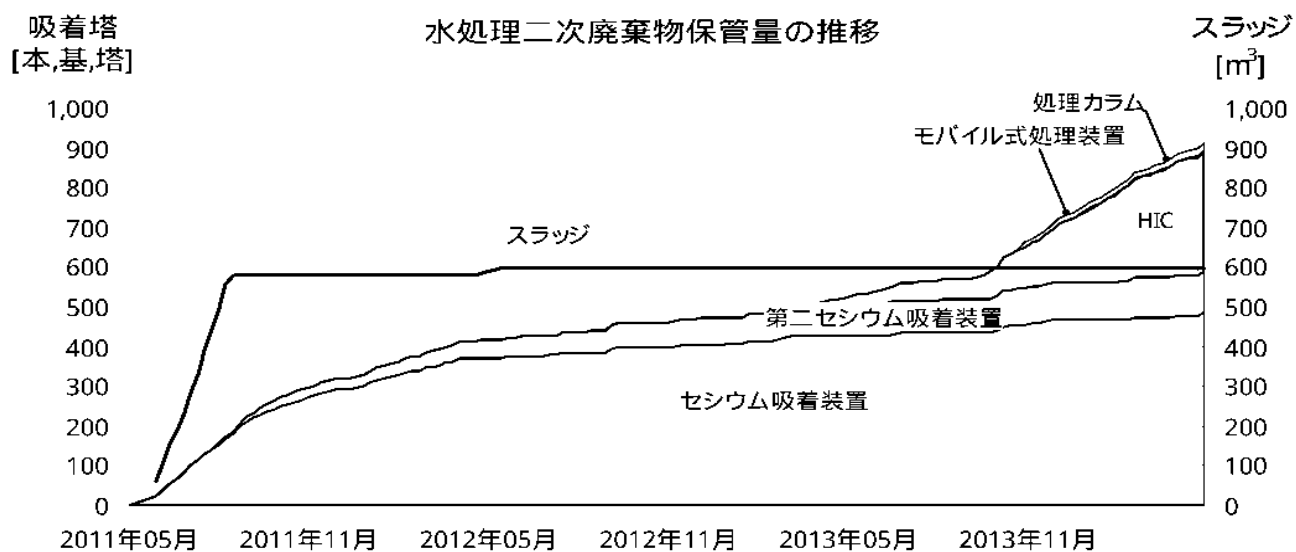
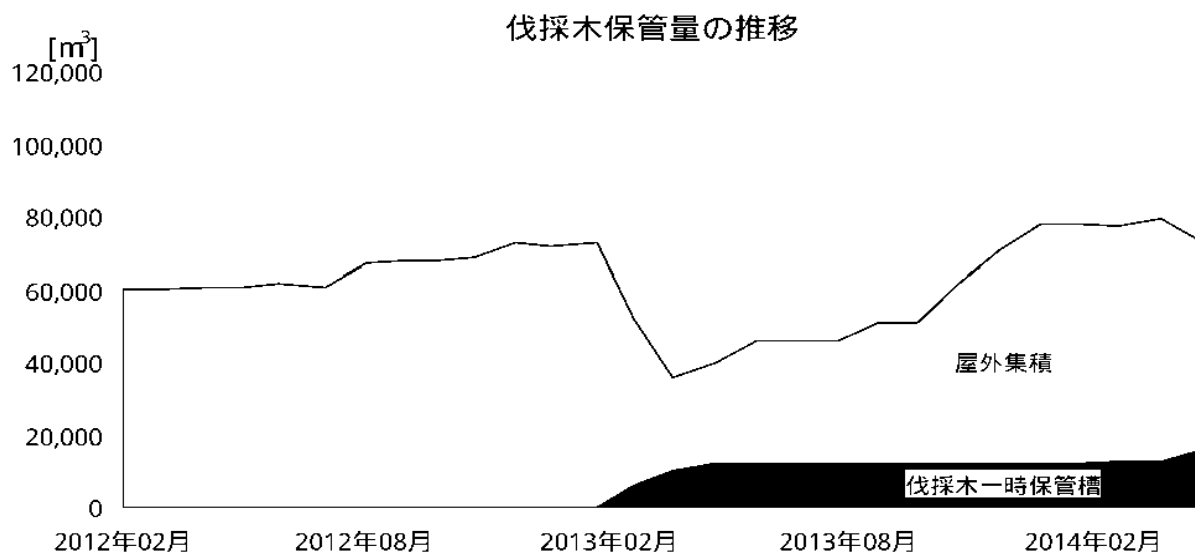
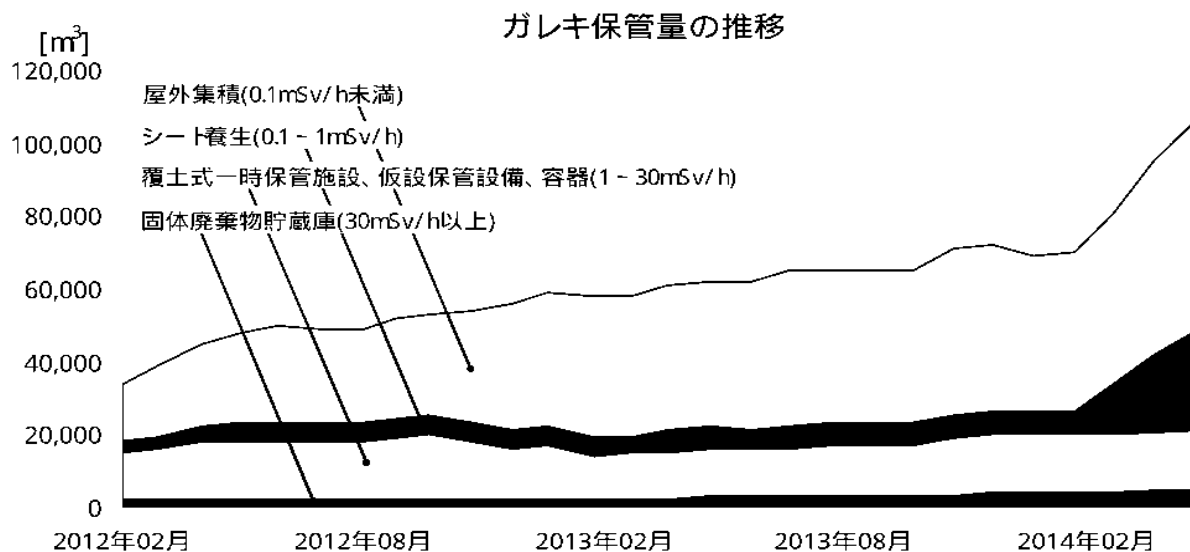
保管場所	エリア境界 空間線量率 (mSv/h)	種類	保管方法	保管量 ¹	前回報告比 ² (2014.3.31)	変動 ³ 理由	エリア 占有率
固体廃棄物貯蔵庫	0.03	ガレキ	容器	4,400 m ³	微増	m ³	36 %
A : 敷地北側	0.50	ガレキ	仮設保管設備	2,400 m ³	微減	m ³	33 %
C : 敷地北側	0.01	ガレキ	屋外集積	37,800 m ³	+1,700	m ³	①② 94 %
D : 敷地北側	0.01	ガレキ	シート養生	2,600 m ³	0	m ³	88 %
E : 敷地北側	0.02	ガレキ	シート養生	3,600 m ³	0	m ³	89 %
F : 敷地北側	0.01	ガレキ	容器	600 m ³	0	m ³	99 %
J : 敷地南側	0.03	ガレキ	屋外集積	4,600 m ³	+2,000	m ³	96 %
L : 敷地北側	0.01未満	ガレキ	覆土式一時保管施設	8,000 m ³	0	m ³	100 %
O : 敷地南西側	0.03	ガレキ	屋外集積	14,600 m ³	+900	m ³	88 %
Q : 敷地西側	0.15	ガレキ	容器	5,600 m ³	微増	m ³	92 %
U : 敷地南側	0.01未満	ガレキ	屋外集積	700 m ³	0	m ³	100 %
W : 敷地西側	0.04	ガレキ	シート養生	20,500 m ³	+5,500	m ³	70 %
合計(ガレキ)				105,300 m ³	+10,000	m ³	78 %
G : 敷地北側	0.01未満	伐採木	伐採木一時保管槽	7,300 m ³	0	m ³	27 %
H : 敷地北側	0.01	伐採木	屋外集積	13,300 m ³	+200	m ³	75 %
I : 敷地北側	0.02	伐採木	屋外集積	10,500 m ³	0	m ³	100 %
M : 敷地西側	0.01	伐採木	屋外集積	31,900 m ³	0	m ³	91 %
T : 敷地南側	0.01	伐採木	伐採木一時保管槽	8,300 m ³	+3,100	m ³	36 %
V : 敷地西側	0.03	伐採木	屋外集積	1,900 m ³	-9,400	m ³	13 %
合計(伐採木)				73,100 m ³	-6,200	m ³	57 %

- ※ 1 端数処理で100m³未満を四捨五入しているため、合計値が合わないことがある。
 ※ 2 100m³未満を端数処理しており、微増・微減とは100m³未満の増減を示す。
 ※ 3 主な変動理由：①多核種除去設備増設関連工事 ②タンク設置関連工事 ③タンク設置に伴う廃棄物等の撤去
 ④1F構内フェーシング工事 ⑤チップ化した枝葉の搬入 ⑥伐採木一時保管槽へ移動(エリアT)

水処理二次廃棄物の管理状況 (2014. 5.27時点)

保管場所	種類	保管量	前月からの増減 (2014.4.22)	保管量/保管容量
使用済セシウム吸着塔 保管施設	セシウム吸着装置使用済ベッセル	486 本	+12 本	36 %
	第二セシウム吸着装置使用済ベッセル	100 本	0 本	
	多核種除去設備保管容器	303 基	+25 基	
	多核種除去設備処理カラム	3 塔	+2 塔	
	モバイル式処理装置使用済ベッセル	18 本	+1 本	
廃スラッジ貯蔵施設	廃スラッジ	597 m ³	0 m ³	85 %





平成25年度実績概要

固体廃棄物の処理・処分に係る 研究開発

平成26年5月29日

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発

HP SW-1 廃棄物処理処分に係る基本的考え方の提示(2017年)
～廃棄物発生から処理処分までの廃棄物ストリーム候補の提示～

廃棄物管理戦略の検討

【目標】 廃棄物の発生、保管から処理・処分までの一連の取り扱い(廃棄物ストリーム)の候補を論拠とともに提示

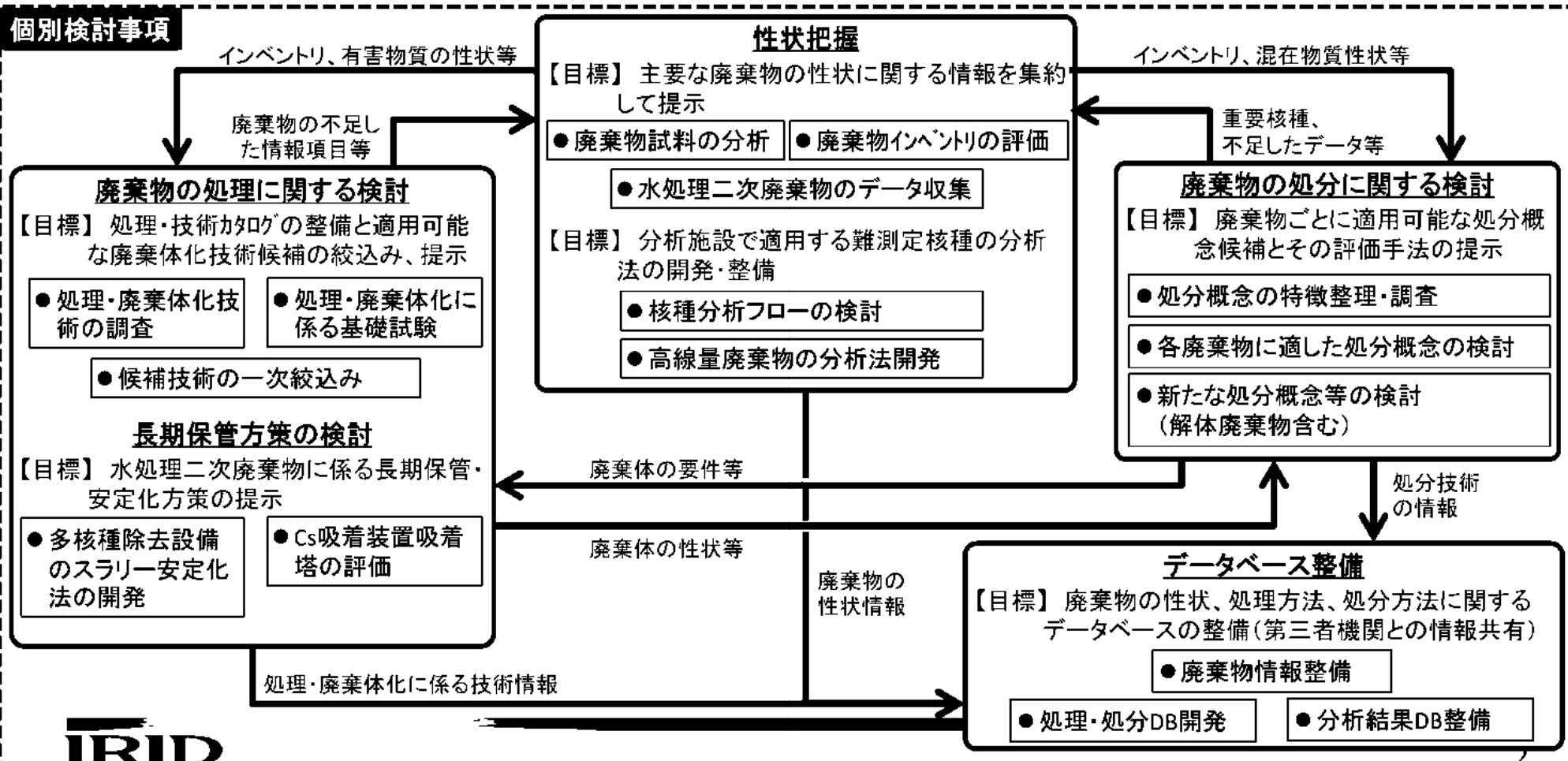
● 廃棄物ストリームの検討方針立案

● 個別検討における関連事項の抽出

● 廃棄物ストリーム候補の検討

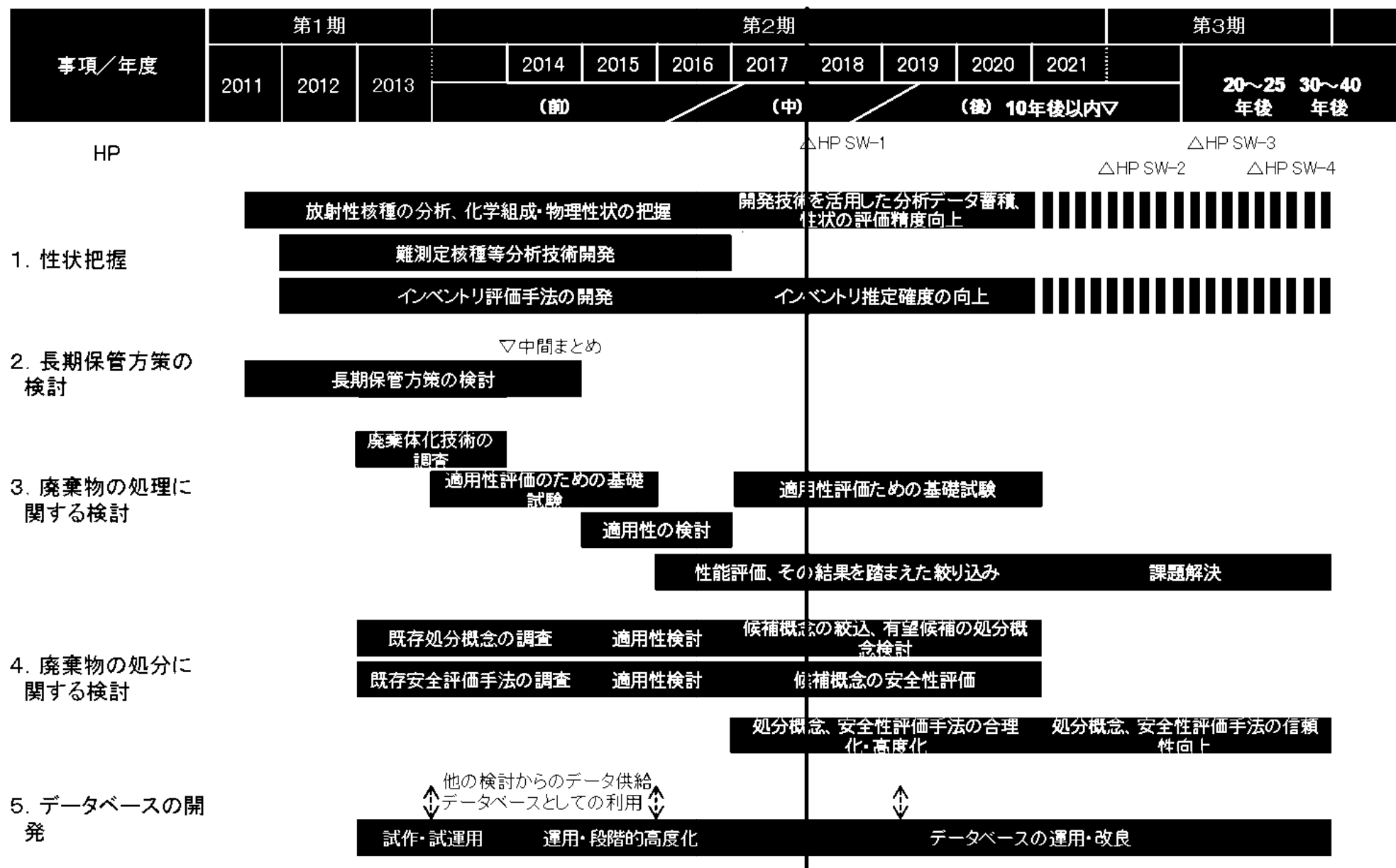
廃棄物情報、各種技術情報、技術絞込み・処分概念等に係る前提及び考え方、課題等

個別検討事項



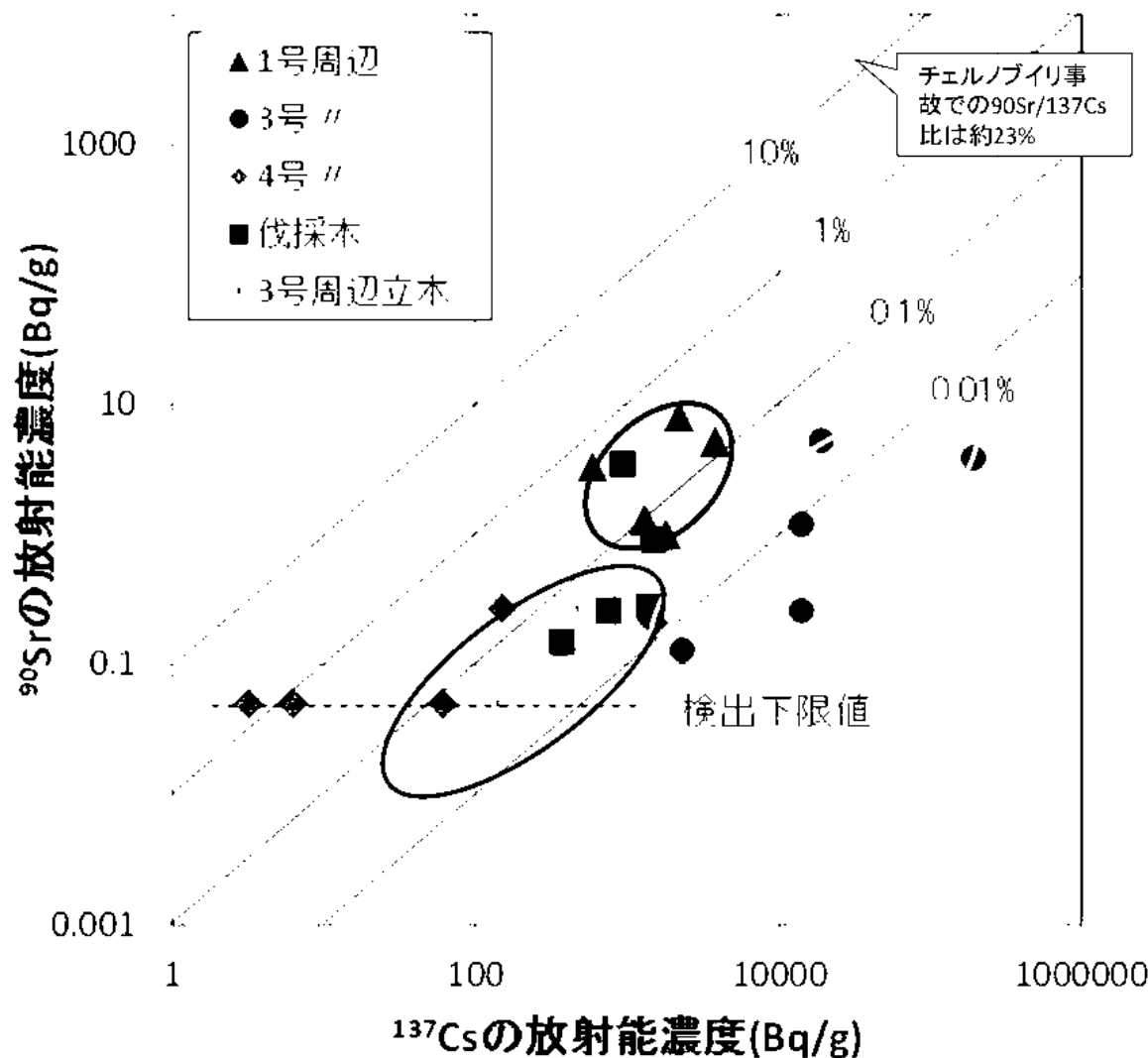
固体廃棄物の処理・処分に係る研究開発

中長期ロードマップ



性状把握

廃棄物のインベントリ評価：瓦礫等における ^{137}Cs と ^{90}Sr 放射能濃度の関係

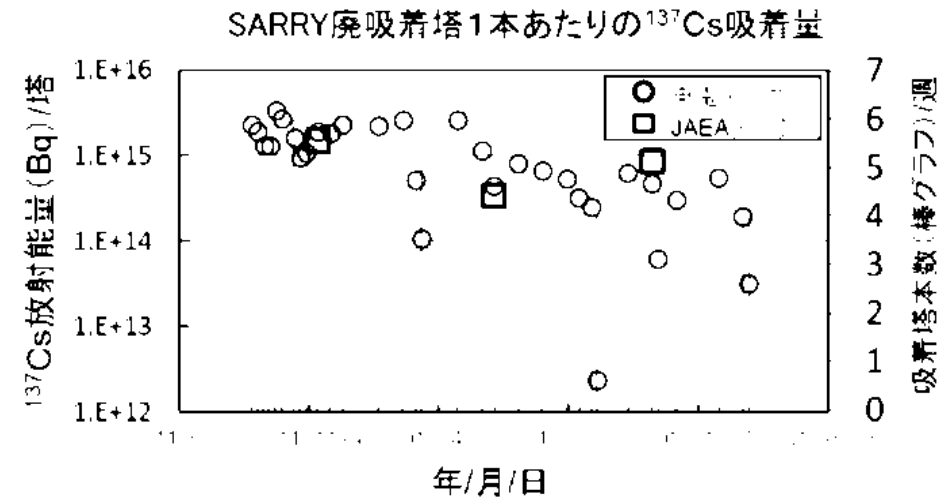
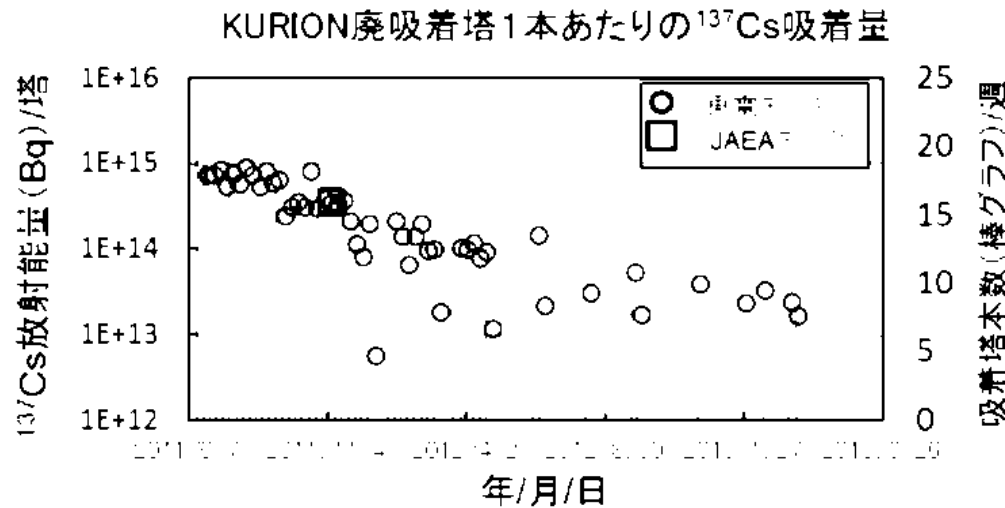


- 汚染水、伐採木、ガレキ等51試料の放射能等を分析
- $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比は、ガレキと伐採木において、大きな差がなく、0.002~0.62%の範囲であった。
- ガレキ・伐採木の ^{137}Cs 濃度と ^{90}Sr 濃度の間には比例関係の傾向が見られる。
- ガレキは採取場所や試料で傾向が異なる。現時点ではデータ数が少ないため、今後、データの蓄積を継続して双方の相関の精度を向上する。
- チェルノブイリ事故で発生した廃棄物 $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$ 比(約23%)は燃料中の組成に近い比であり、事故進展の違いが廃棄物中の ^{137}Cs と ^{90}Sr の比に反映されていると考えられる。

性状把握

廃棄物のインベントリ評価：セシウム吸着塔のインベントリ評価

JAEA及び東京電力が分析したデータをもとに2011/6/19～2013/4/2の間に発生したセシウム吸着塔を対象に1本当たりの ^{137}Cs 吸着量と吸着量レベルの分布を評価



セシウム吸着塔の ^{137}Cs 吸着量

	KURION	SARRY
総吸着量(Bq)	1.68×10^{17}	7.95×10^{16}
一本当たり平均(Bq/本)	3.96×10^{14}	1.02×10^{15}

吸着量レベルの分布

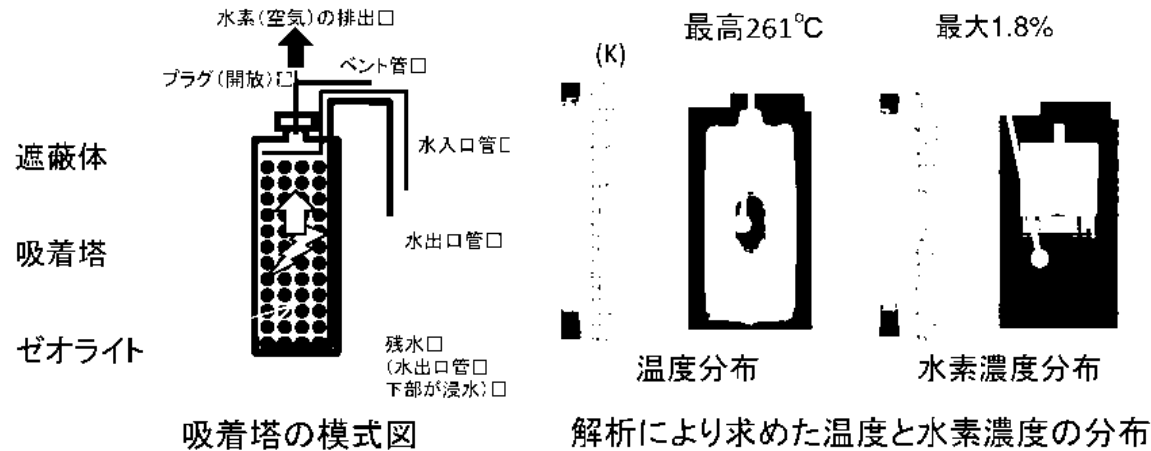
吸着量レベル Bq	KURION吸着塔 (本)	SARRY吸着塔 (本)
10^{15} 以上 10^{16} 未満	0	34
10^{14} 以上 10^{15} 未満	319	34
10^{13} 以上 10^{14} 未満	103	6
10^{12} 以上 10^{13} 未満	2	4
合 計	424	78

- ピット処分濃度上限(推奨値)を超える可能性
⇒減容処理による濃縮効果及び廃棄体化時の充てん量等を考慮した処理方法の検討が必要

長期保管方策の検討

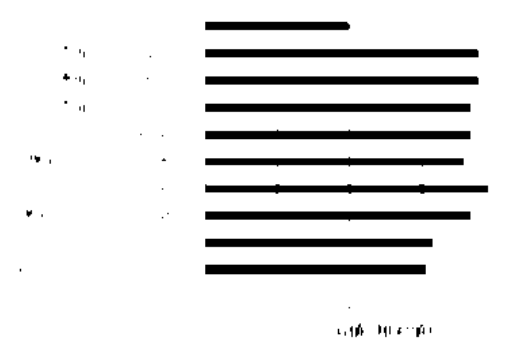
セシウム吸着塔とスラッジの保管における安全に関する検討

セシウム吸着塔での水素生成、材料の腐食



- 吸着塔内のセシウム分布、水分量等を設定し水素濃度を評価した結果、水素濃度は爆発下限に至らないものと評価された。
- 材料(ステンレス鋼)の腐食に関しては、ゼオライトが共存することにより局部腐食のリスクが大幅に低下することが判明した。
- H26年度以降、上記のリスク低減機構の解明など局部腐食に関する詳細なリスク評価を実施し、長期保管の安全性について確認する。

スラッジ保管容器の水素等生成、材料の腐食



種々の条件について求めた
水素生成の収率(相対的なG値)



γ線照射試験の様子
(HCNの生成に関し6 MGyを照射)

- 水素の生成は、スラッジの共存により増加する傾向があるが、換気により爆発下限値(4%)以下となり、安全対策に問題はない。
- シアン化水素(HCN)は10年間保管相当(6MGy)の照射でも気相中に検出されず。
- 攪拌が停止した場合でも、約50日後に外気温に対して+20°Cで平衡となり、フェロシアン化物の分解温度(250~280°C)には達しない。
- 得られた腐食速度は設計と同じオーダーの範囲であった*。

* 海水飛沫帯の50°Cで想定される腐食速度0.25mm/yを考慮して容器厚さは2.5cmと設定されている(福島第一原子力発電所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別紙)

廃棄物の処理に関する検討

処理・廃棄体化基礎試験(例:スラッジ)

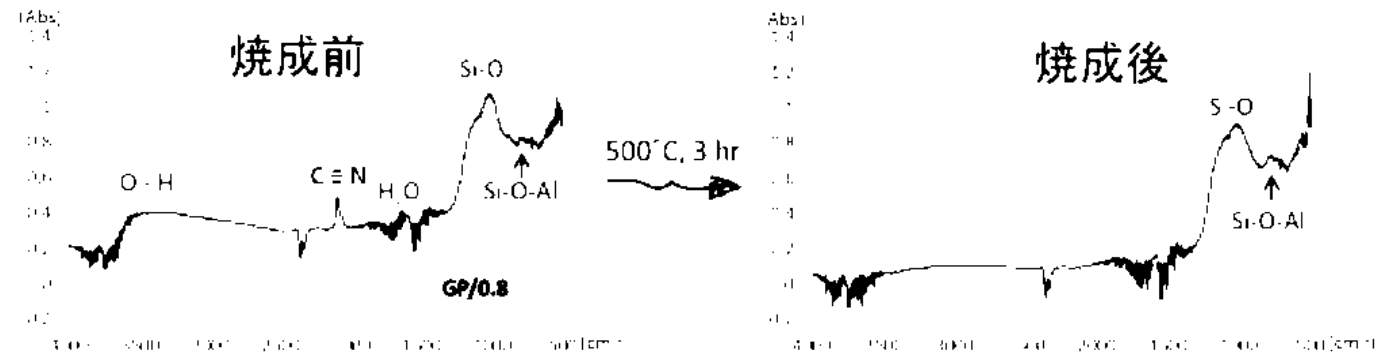
水処理二次廃棄物に含まれるフェロシアン化物は、無害化、安定化が必要である一方で、分解に伴い遊離するセシウムを固定化することも満足する処理方法を検討する必要がある。

シアンが無害化、セシウムの不溶化・不揮発化、といった観点からジオポリマーを用いた処理方法に着目。

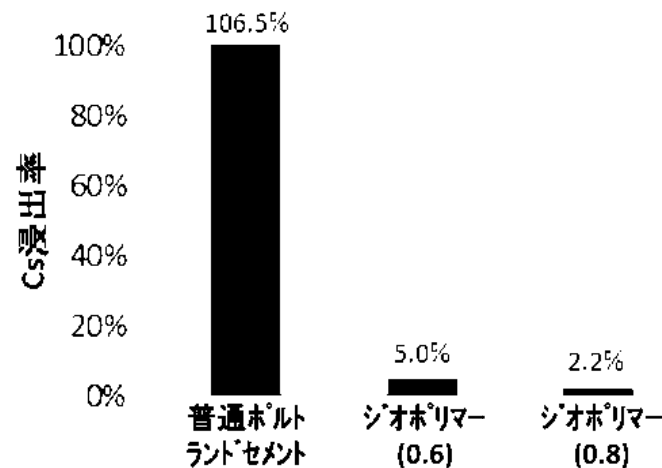
FT-IR分析結果より、焼成により、フェロシアン化物はほぼ完全に分解した。

ジオポリマー

- 主にアルミニウムとケイ素で構成されるアモルファス状の無機系材料
- フィラー(フライアッシュ(FA)等)とアルカリ活性剤(水ガラス、水酸化ナトリウム等)を混練・養生することで作製する



焼成後試料のセシウム浸出率



焼成後の固化物中のセシウム残存量を測定した結果、セシウム量は焼成前後でほぼ同量であり、セシウムが固化物中に留まっている。

セシウムを吸着したフェロシアン化物の処理技術にジオポリマーを適用することは高い有用性を持つことが示された。

廃棄物の処分に関する検討

各廃棄物に適した処分概念の検討：処分システムの応答特性の把握（燃料デブリ地層処分）

地層処分システムの応答特性に基づく主要な影響因子の抽出とその影響の把握（解析解による予察）

- ① 人工バリアの安全評価に影響を与える主たる因子
⇒地下水流量, (インベントリ・溶解度), 拡散性, 収着性

- ② 各因子変動による安全評価結果（線量）への影響の予察

【条件例】

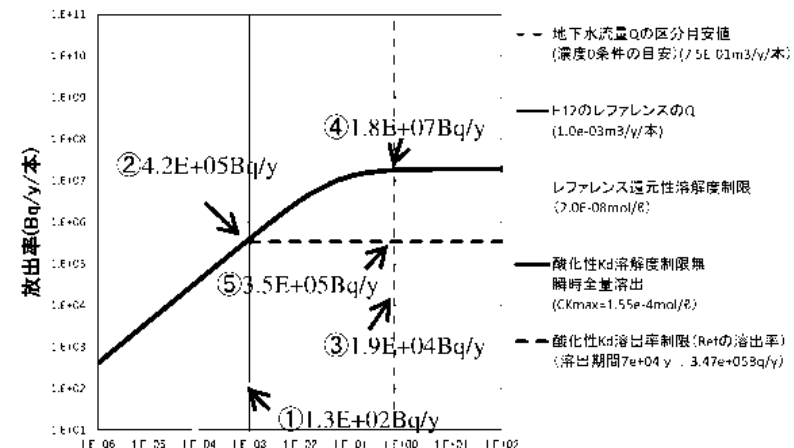
対象核種：Np-237（酸化還元に鋭敏、線量への影響が大きい核種）

設定した因子の変動範囲

- ・地下環境条件：地層及び余裕深度処分を包含
- ・廃棄体条件：ガラス固化体～瞬時溶出

【結果例（HLW地層処分システムとの比較）】

- 酸化・還元条件の変動による核種放出率は最大約3000倍（②/①）増加
- 地下水流速条件の変動による核種放出率は最大約150倍（③/①）増加（流速は天然バリア中での核種滞在時間にも影響）・・・など



地下水流量(Q: m³/y/本)
地層処分システムの応答特性評価例
(Np-237の地下水流速に対する核種放出率)

予察結果から、数値解析コードによる評価ケース(36ケース)を設定

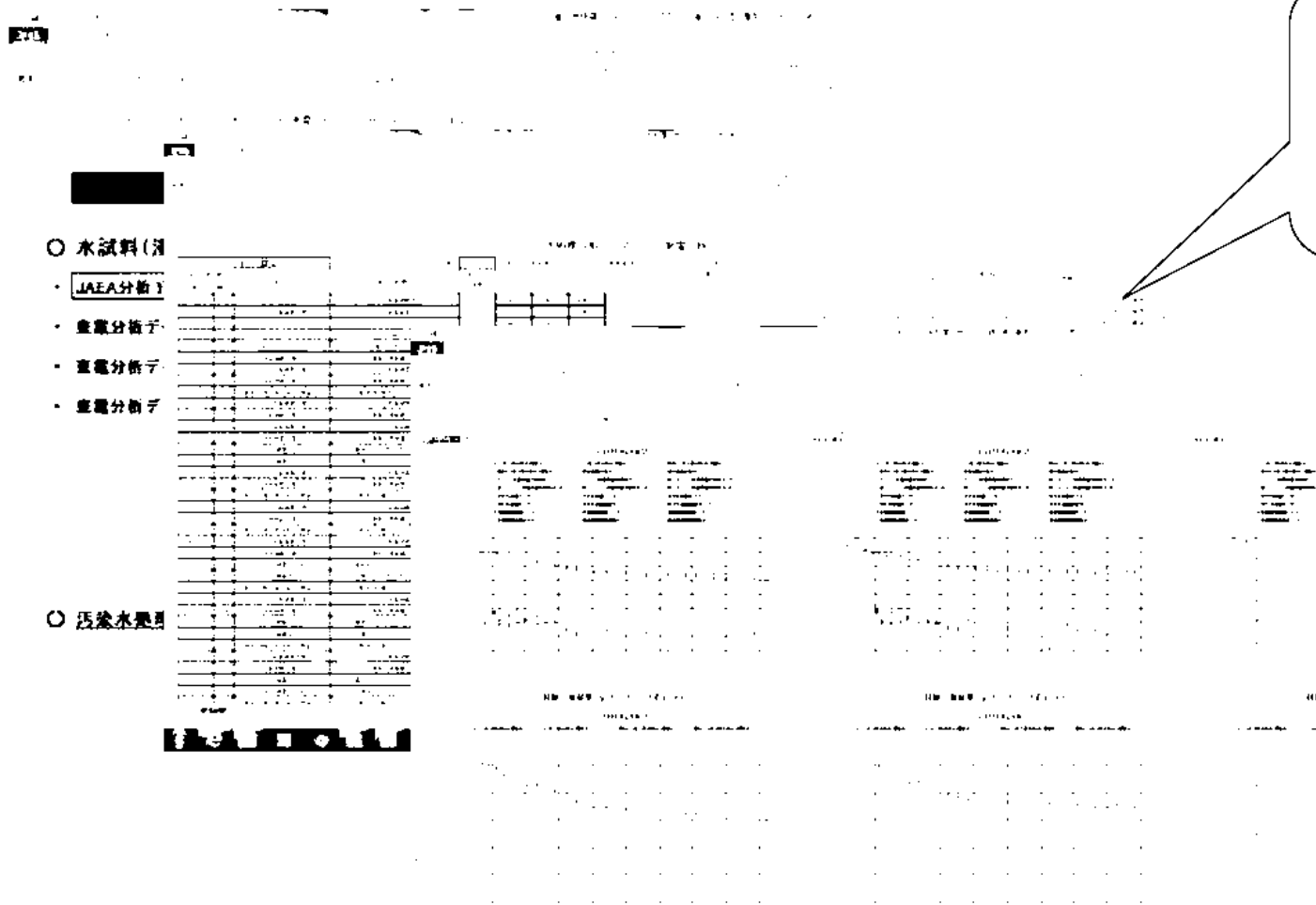
因子変動による安全性への影響と支配核種の変化の確認（数値解析コードによる評価）

燃料デブリを地層処分した場合の感度解析の結果		最大線量(μ Sv/y)	支配核種
ケース 1-1	レファレンス条件(低透水性環境, 還元性環境)	5.7×10^{-5}	I-129, Cs-135, Th-229
ケース 4-1	最悪条件(高透水性環境, 酸化性環境)	1.2×10^1	Pu-239, Pu-240, Pu-242
ケース 3-1-2	中間条件	1.9×10^{-2}	I-129, C-14, Se-79

- 想定される処分システム（処分深度、バリア性能等）により、線量の幅は5～6桁で変動
- 各因子を保守的な仮定を最大限組み合わせたケース(4-1)であっても、最大線量は 10μ Sv/y程度
- 比較的半減期が短いTRU核種ほど、高透水性で酸化性の環境になるほど、安全性に大きな影響を与える
⇒支配核種のインベントリの高精度な把握、因子に影響を与える共存物質の混在状況の把握が重要

データベースの開発

関係者間での情報共有を目的とし、廃棄物の処理・処分検討の基盤となる廃棄物の性状分析に関わる情報やデータ(性状の把握やインベントリ評価等)に必要な実試料の分析に係る情報やデータを整備



試料ID	分析日	分析項目	分析結果
1001	2023-01-15	水試料(別)	...
1002	2023-01-16	汚染水異質	...
1003	2023-01-17	水試料(別)	...
1004	2023-01-18	汚染水異質	...
1005	2023-01-19	水試料(別)	...
1006	2023-01-20	汚染水異質	...
1007	2023-01-21	水試料(別)	...
1008	2023-01-22	汚染水異質	...
1009	2023-01-23	水試料(別)	...
1010	2023-01-24	汚染水異質	...

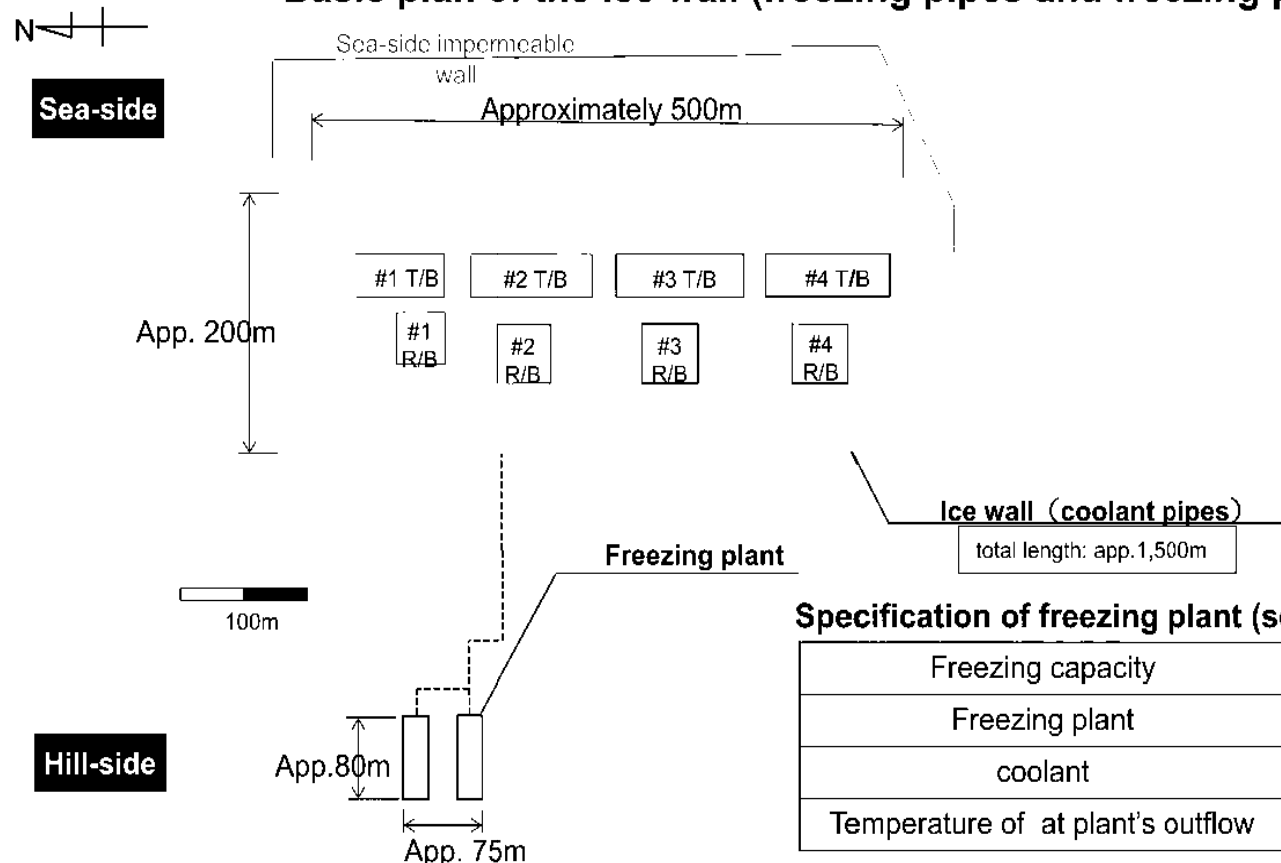
- データが比較的揃っている水分析の結果を対象としたデータベース(水分析結果データベース)を構築し、試運用を開始(関係者にCD配布)
- 分析データのトレンドグラフも格納
- 参照データ元のシートも格納

Start of the Ice Wall Construction

<reference>
May, 30 2014
Tokyo Electric Power Company

Installing casings of boring (outer pipe) and implanting freezing pipes to places excluding underground piping penetrating areas, part of the construction of the ice wall, has been started on June 2, 2014.

Basic plan of the ice wall (freezing pipes and freezing plant)

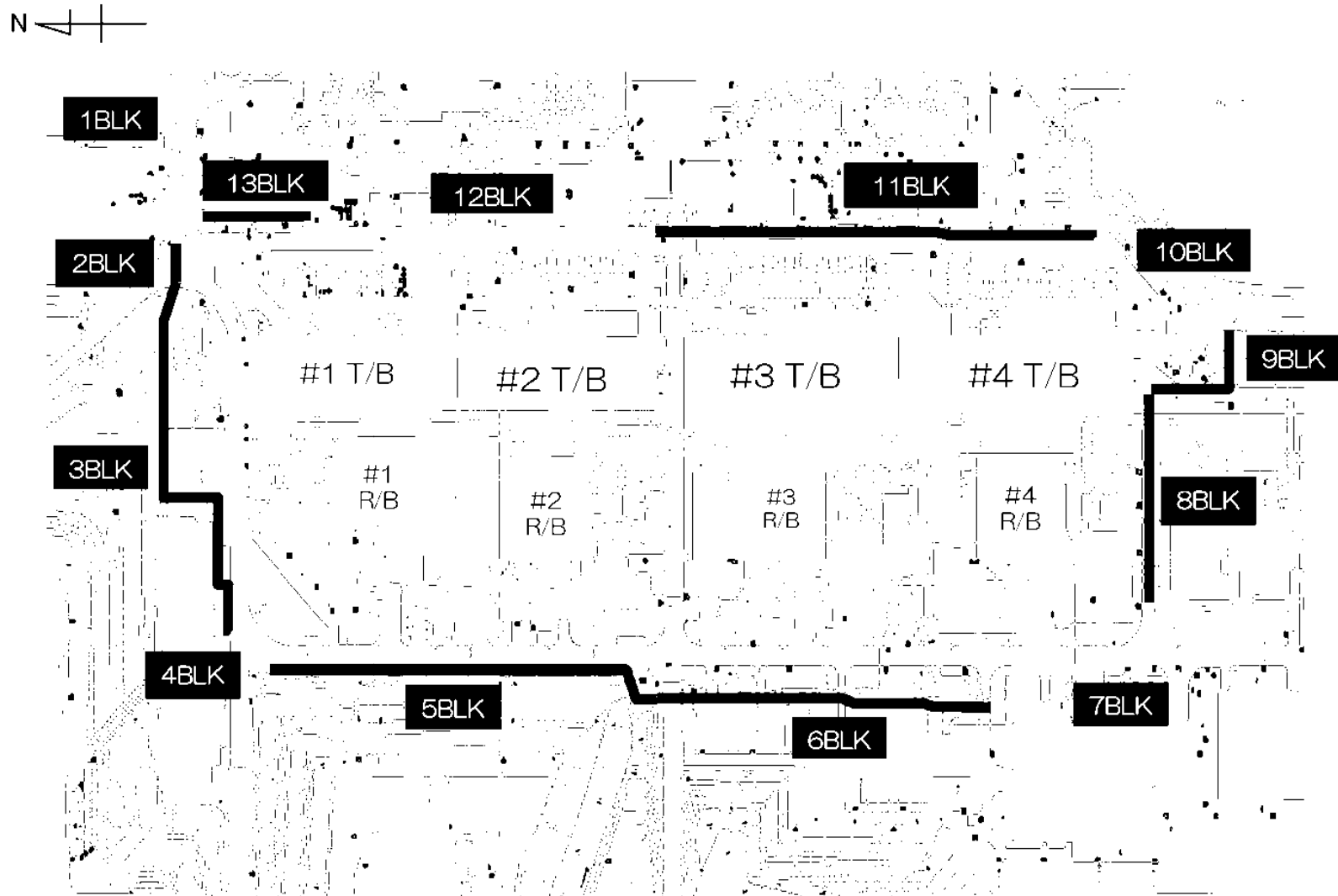


Specification of freezing plant (set on O. P. +35m base)

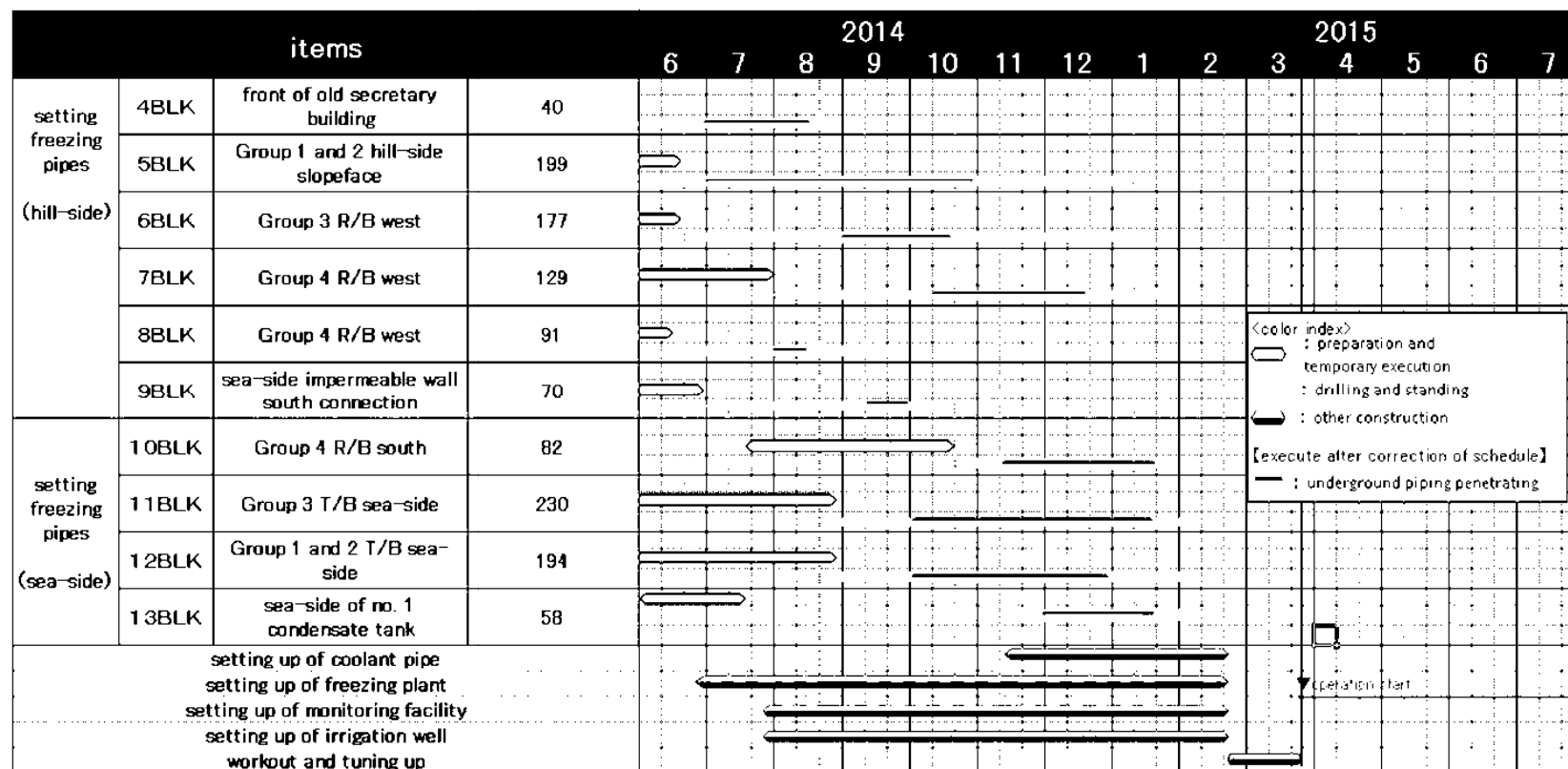
Freezing capacity	261kW/plant
Freezing plant	30 plants
coolant	Calcium chloride solution
Temperature of at plant's outflow	App. -30°C

We cool coolant to about -30C in freezing plant, which runs into every freezing pipe through coolant pipes, and make the ice wall. After circulation, return warm coolant to freezing plant and cool again.

Drawing of the Frozen wall blocks



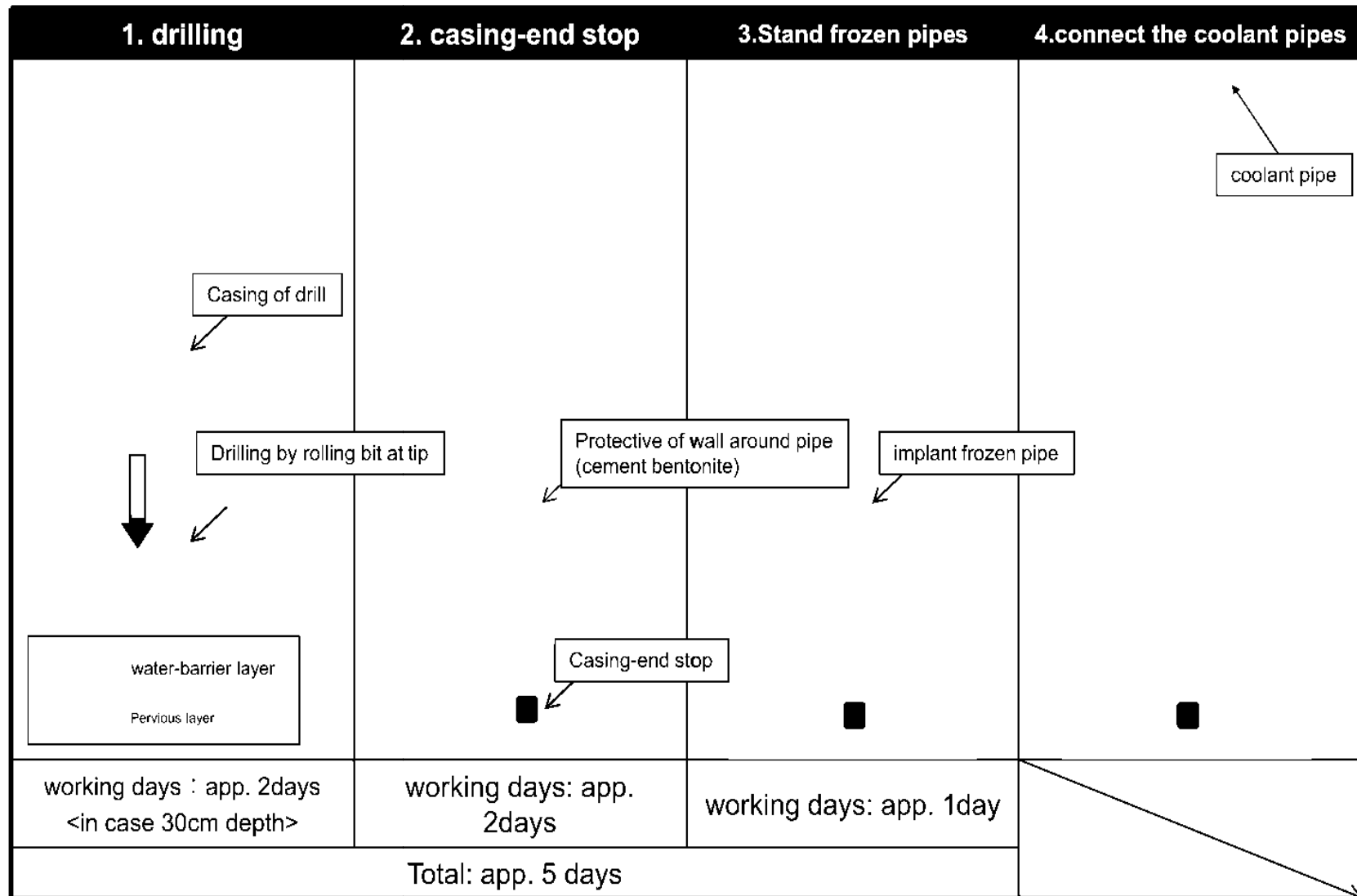
Building Process of Ice Wall



*The number of pipe is temporary, and may be subject to change depend on the environment.

Building process of Frozen pipes

- Set frozen pipes in the ground, and connect coolant pipe circulating coolant about -30 °C.



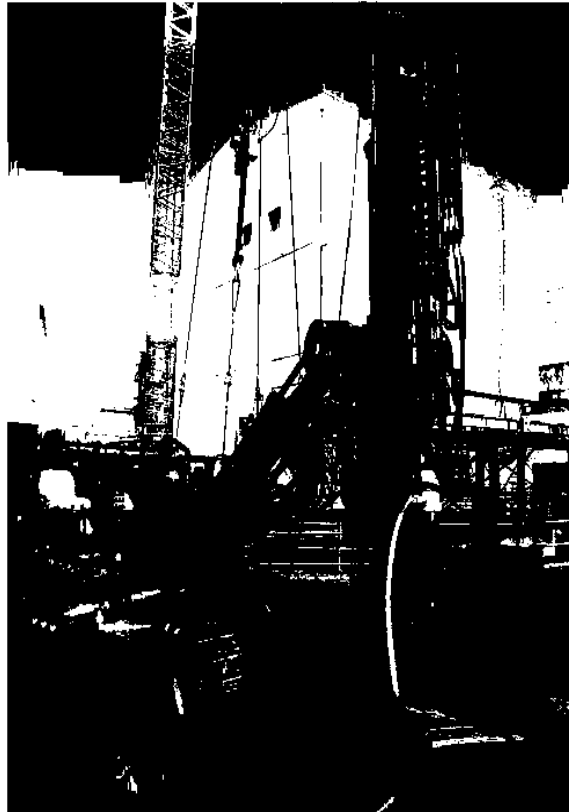
Started building of frozen wall

<Reference>

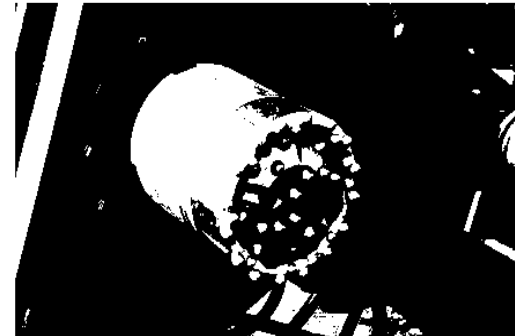
June 2, 2014

Tokyo Electric Power Company

On frozen wall construction, we had started drilling to set freezing pipes at 4:43 pm on June 2, 2014.



State of construction



Drill part

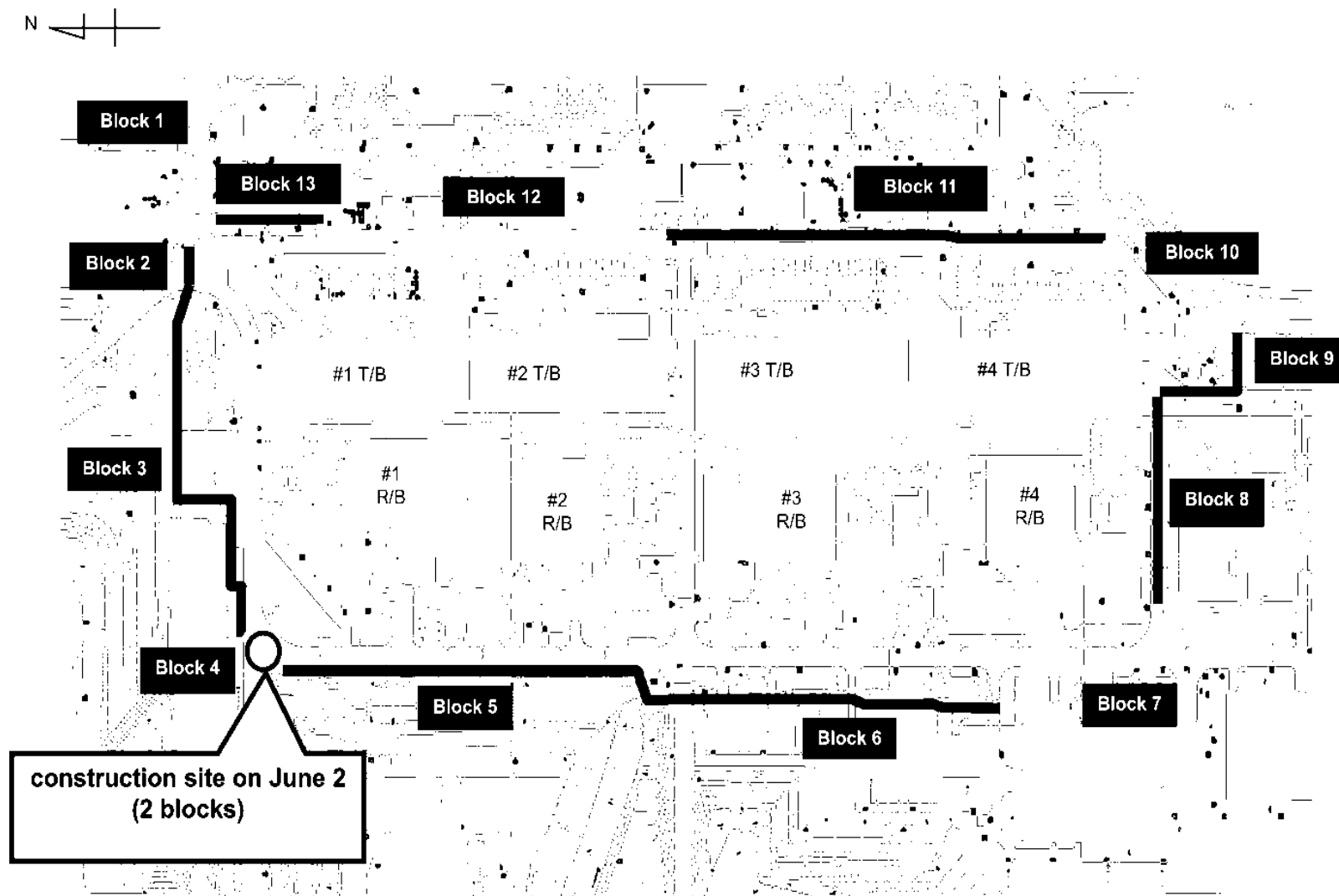


On drilling

Photo: June 2, 2014

Credit: Tokyo Electric Power Company

<reference> Drawing of the frozen wall blocks



概要

4,000トンノッチタンク群には汚染水タンクエリア堰内に溜まった雨水を仮貯留してきており、1,000トンのノッチタンク群と3,000トンのノッチタンク群に分かれている。

4,000トンノッチタンク群のうち、1,000トンのノッチタンク群に含まれる、No1-3およびNo1-5タンクの側面上部のボルト付近から、貯留していた汚染水タンクエリア堰内雨水の漏えいが発生した。

1,000トンのノッチタンク群については平成25年10月以降、汚染水タンクエリア堰内雨水の受け入れを行っていない。

時系列

6月2日午後3時頃、1,000トンのノッチタンク群における2つのタンクの側面上部のボルト付近から水が漏れていることを、パトロール中の原子力規制庁保安検査官が発見。

その後、当社社員が現場確認を行うとともに、ノッチタンク間の連結弁を閉止し、応急処置（ビニール袋にて養生）を実施。

同日午後7時40分頃、当該ノッチタンク群の水を3,000トンのノッチタンク群に移送し水位を低下させたことにより、漏えいが停止したことを確認。

6月3日、漏えいのあったノッチタンク周辺堰内雨水について回収を実施。

■漏えいの状況

漏えい量　：調査中

漏えい範囲：調査中（堰外含む）

※当該ノッチタンク群は、汚染水タンクエリア堰内雨水を一時的に貯留するものであったことから、当該ノッチタンク群の堰については管理対象外としていた。

漏えい水　：汚染水タンクエリア堰内雨水

漏えい水の分析結果（平成26年6月2日　採取・分析）

	ノッチタンク内の水	ノッチタンク群周辺の 堰内溜まり水
Cs-134	ND（13Bq/L）	ND（12Bq/L）
Cs-137	ND（18Bq/L）	ND（17Bq/L）
全 β	72,000Bq/L	9,800Bq/L

※NDは検出限界値未満であることを表す。

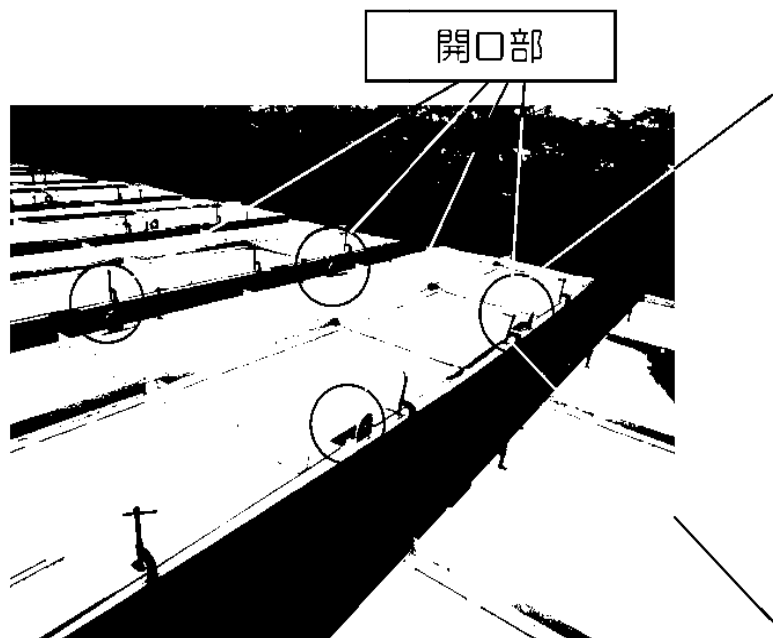
■推定原因

平成25年10月頃、4,000トンノッチタンク群のうち、1,000トンのノッチタンク群に汚染水タンクエリア堰内雨水（平成25年8月に漏えいが発生したH4エリアの堰内雨水を含む）の移送を実施。その際、ノッチタンク天板からの水位が20～30cmで移送を終了したことを確認。

その後、1,000トンのノッチタンク群への汚染水タンクエリア堰内雨水の移送は実施していない。

しかし、タンク天板の開口部から雨水が浸入し、タンク水位が徐々に上昇。タンク天板上部から11cmにあるボルト穴から滴下に至ったものと推定。

また当該タンクは、パトロールを実施する対象としていなかったため、漏えいを早期に発見することができなかった。



■対応状況

漏えいのあったノッチタンク周辺堰内に溜まった水（約4m³）について回収を実施（6月3日）。

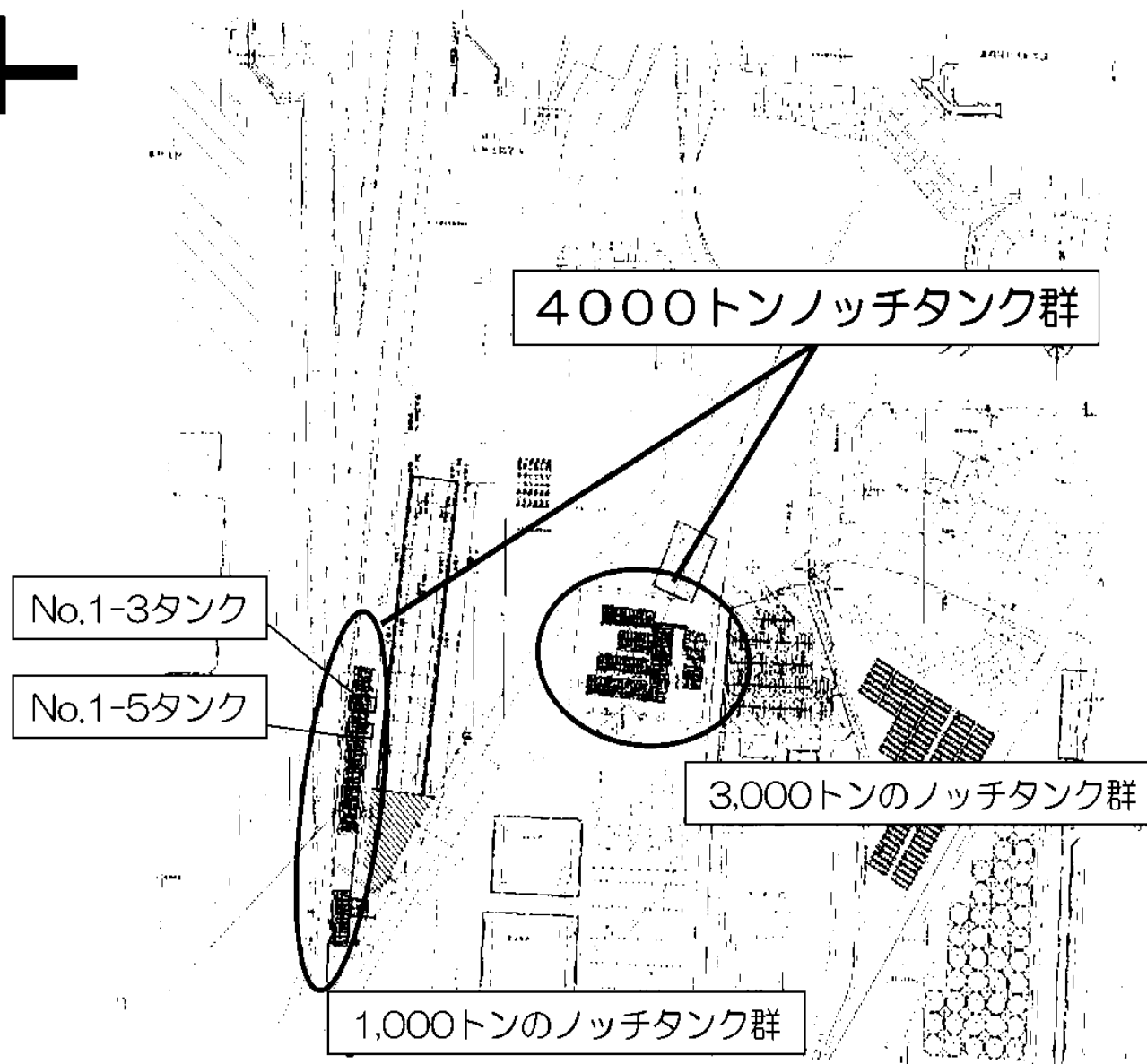
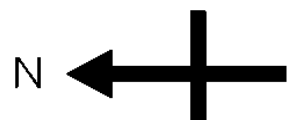
1,000トンのノッチタンク群の堰に設置している排水弁を閉とした。

堰内雨水を貯留している4,000トンノッチタンク群についてパトロールを実施（6月4日～）。

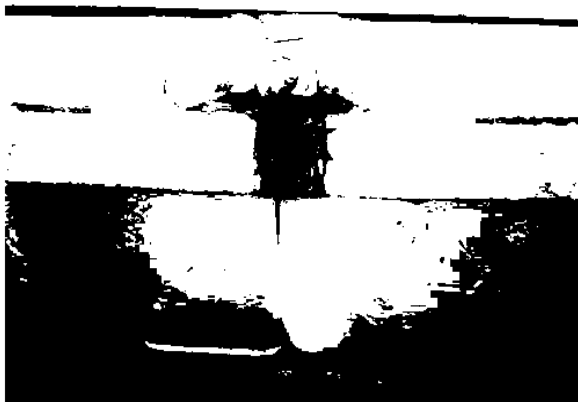
4,000トンノッチタンク群全てについて上部からの雨水侵入箇所について、雨水の侵入防止対策を実施（6月4日～）。

今後、1,000トンのノッチタンク群に貯留している汚染水タンクエリア堰内雨水について、速やかに移送していく。

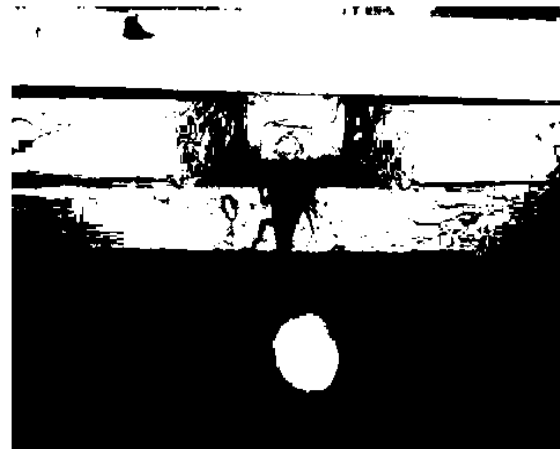
(参考) 発生位置



(参考) 現場状況写真



漏えい箇所 (No1-3)



漏えい箇所 (No1-5)



排水弁の状況



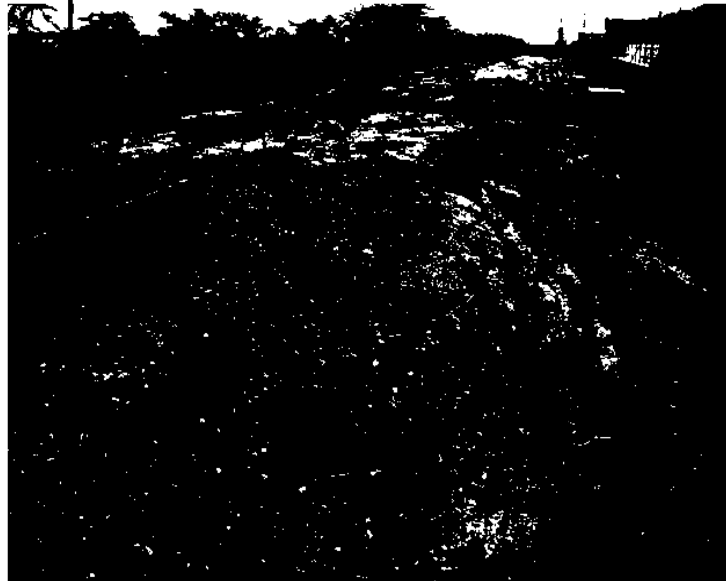
ノッチタンク堰内の状況

撮影日：平成26年6月3日

提 供：東京電力株式会社

(参考) ノッチタンク群堰外側の線量測定結果

BG測定箇所
 γ 線による1cm線量当量率:0.002mSv/h
 β 線による70 μ m線量当量率:0mSv/h



測定日：平成26年6月3日
 単位：mSv/h

タンク1-1 付近

測定箇所		γ 線による 1cm 線量当量率	β 線による 70 μ m 線量当量率
①	ドレン弁表面	0.002	0.008
②	砂利表面	0.003	0.057
③	砂利表面	0.004	0.021
④	砂利表面	0.009	0.006
⑤	土表面	0.009	0.006
⑥	砂利表面	0.008	0.000
⑦	砂利表面	0.005	0.000
⑧	砂利表面	0.010	0.000
⑨	砂利表面	0.010	0.018
⑩	砂利表面	0.010	0.015
⑪	砂利表面	0.010	0.000
⑫	砂利表面	0.008	0.000
⑬	砂利表面	0.010	0.000
⑭	砂利表面	0.010	0.000
⑮	土表面	0.010	0.000
⑯	砂利表面	0.010	0.000
⑰	砂利表面	0.010	0.000
⑱	砂利表面	0.010	0.012
⑲	砂利表面	0.010	0.015
⑳	砂利表面	0.010	0.010

凍土方式遮水壁の設置工事における 地下埋設物等への考慮について

平成26年6月6日

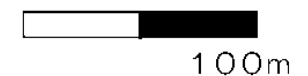
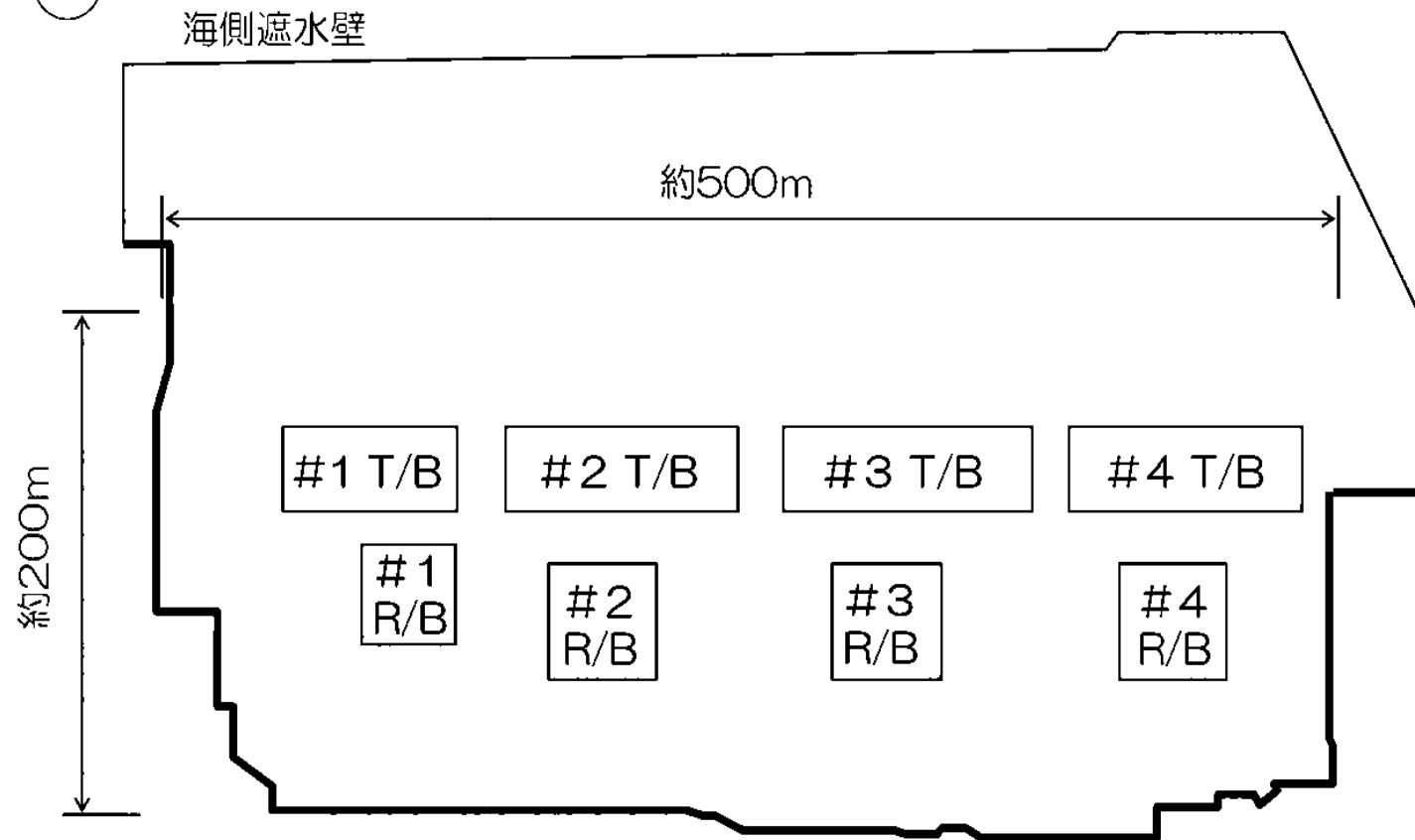
東京電力株式会社
鹿島建設株式会社

-
1. 全体計画と埋設物横断箇所施工方法
 2. 貫通施工方法
 3. 山側横断箇所の施工計画
 4. 凍土壁工事 工事進捗状況他

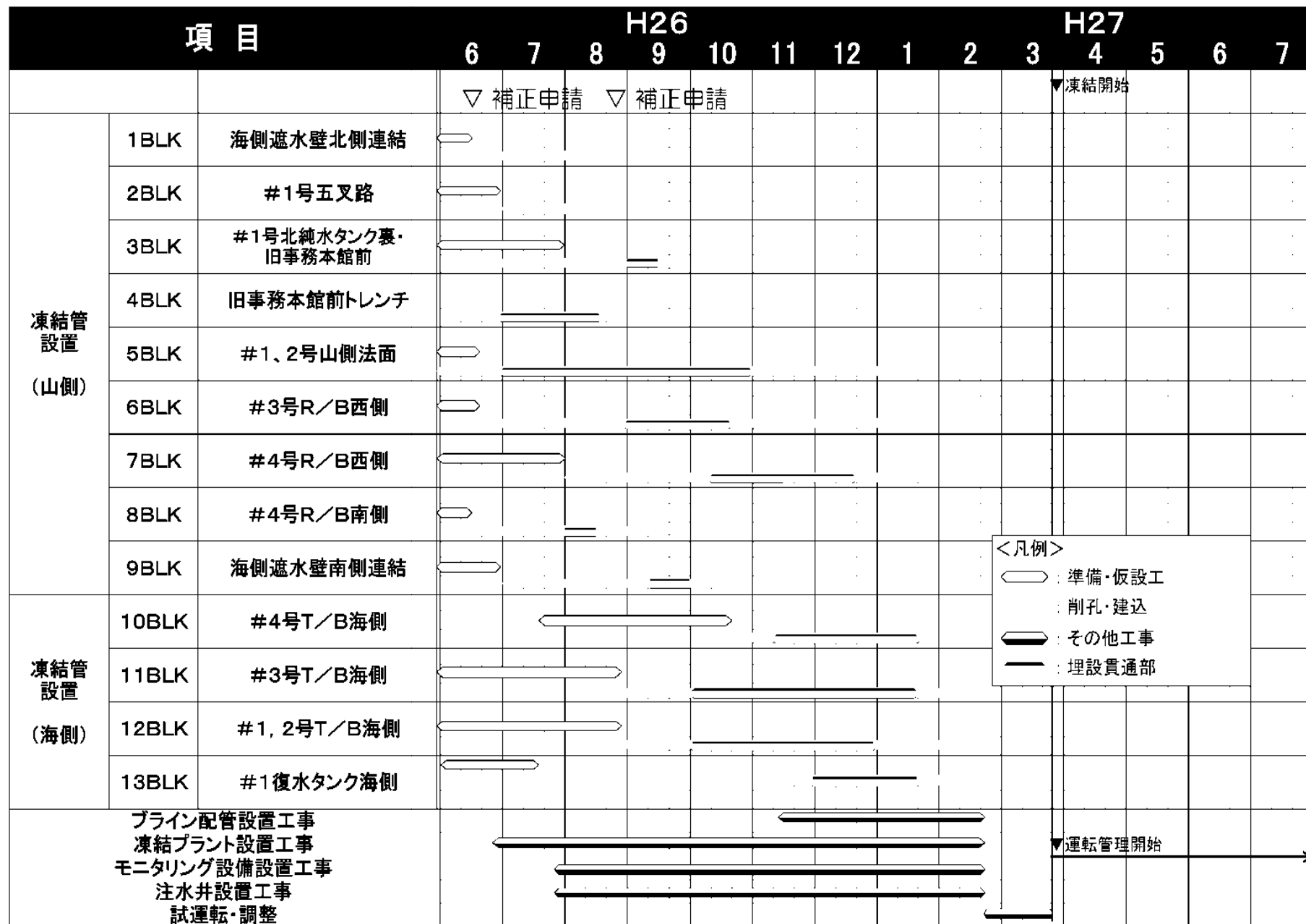
1. 全体計画と埋設物横断箇所施工方法

- 1.1 凍土壁計画ライン
- 1.2 凍土壁工事 工事工程
- 1.3 埋設物横断箇所
- 1.4 埋設物横断箇所リスト（山側横断箇所）
- 1.5 凍土壁施工手順
- 1.6 埋設物の種類
- 1.7 埋設物横断箇所の施工方法
- 1.8 埋設物横断箇所の施工方法の分類
- 1.9 埋設物横断箇所の施工方法の選定フロー
- 1.10 貫通施工時の留意事項

1.1 凍土壁計画ライン



1.2 凍土壁工事 工事工程



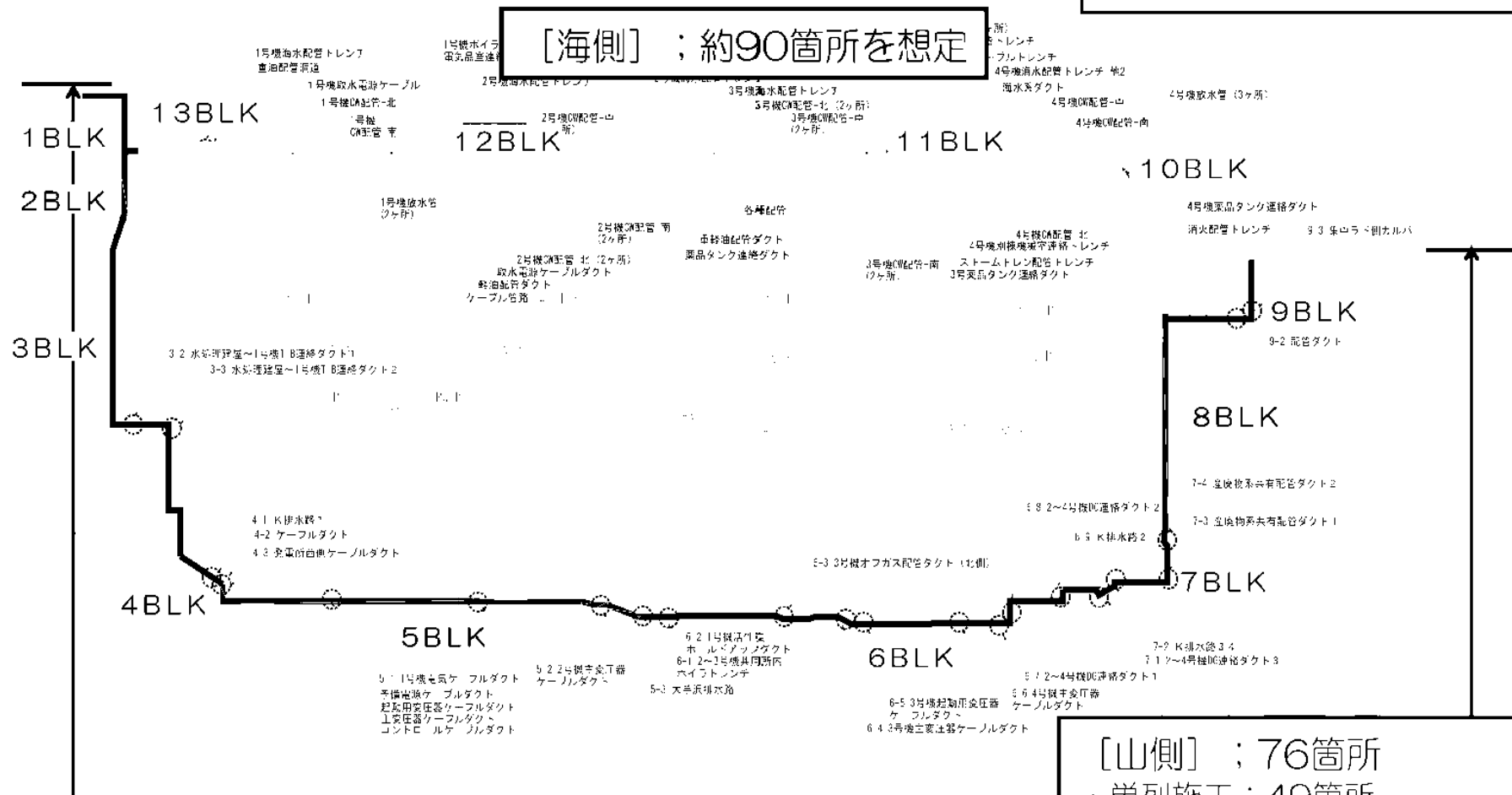
1.3 埋設物横断箇所

凍土壁ラインの埋設物横断箇所：約170箇所



[海側] ; 約90箇所を想定

山側横断箇所 { ○ 貫通施工
複列施工

海側横断箇所 

[山側] ; 76箇所

- ・単列施工：49箇所
- ・複列施工：4箇所
- ・貫通施工（2工法）：23箇所

1.4 埋設物横断箇所リスト（山側横断箇所）①

埋設物幅や機能に応じて施工方法を選定

□；複列施工
□；貫通施工（頂版単純貫通・底版マルチステップ）
□； // （頂版・底版マルチステップ）

		構造物名	断面形状	幅員 径(mm)	標高※2 OP(mm)	地下水位 OP(m)	溜り水	施工パターン
3BLK	3-1	排水ヒューム管①φ1200-S-HP	円形	1,200	+7,295T	8.0	調査予定	複 列
	3-2	水処理建屋～1号機T/B連絡ダクト①	矩形	1,200	+9,200T		10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:単純貫通 底版:マルチ
	3-3	水処理建屋～1号機T/B連絡ダクト②	矩形	2,000	+9,200T		10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:単純貫通 底版:マルチ
4BLK	4-1	K排水路①	矩形	2,000	+9,790T	8.9	調査予定	頂版:単純貫通 底版:マルチ
	4-2	ケーブルダクト	矩形	2,000	+10,000T		溜り水なし	頂版:蓋撤去 底版:マルチ
	4-3	発電所西側ケーブルダクト	矩形	2,000	+10,000T		溜り水なし	頂版:蓋撤去 底版:マルチ
5BLK	5-1	ケーブル1号機予備電源ケーブルダクト	矩形	8,250	+11,800T		溜り水なし	頂版:単純貫通 底版:マルチ
		1号機起動用変圧器ケーブルダクト						
		1号機主変圧器ケーブルダクト						
		1号機コントロールケーブルダクト						
	5-2	2号機主変圧器ケーブルダクト	矩形	3,700	+11,800T		溜り水なし	頂版:単純貫通 底版:マルチ
	5-3	大芋沢排水路	矩形	4,340	+11,800T		－（流水あり）	頂版:単純貫通 底版:マルチ
6BLK	6-1	2～3号機共用所内ボイラトレンチ	矩形	1,950	+10,000T		溜り水なし	頂版:単純貫通 底版:マルチ
	6-2	1号機活性炭ホールドアップダクト	矩形	3,050	+10,000T		10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:マルチ 底版:マルチ
	6-3	3号機オフガス配管ダクト(北側)	矩形	1,650	+5,800T以深		調査予定	頂版:マルチ 底版:マルチ
	6-4	3号機主変圧器ケーブルダクト	矩形	3,400	+6,350T		10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:マルチ 底版:マルチ
	6-5	3号機起動用変圧器ケーブルダクト	矩形	2,500	+7,070T		10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:マルチ 底版:マルチ
	6-6	4号機主変圧器ケーブルダクト	矩形	2,600	+6,400T		10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:マルチ 底版:マルチ
	6-7	2～4号機DG連絡ダクト①	矩形	3,300	+8,500T(要確認)		10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:マルチ 底版:マルチ
	6-8	2～4号機DG連絡ダクト②	円形	2,800	+2,000T		10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:マルチ 底版:マルチ
	6-9	K排水路②	円形	2,700	+9,004T		－（流水あり）	頂版:単純貫通 底版:マルチ

※1 上表には単列施工は含まない

※2 「T」：頂版の上端レベル、「B」：底版の下端レベルを示す。

1.4 埋設物横断箇所リスト（山側横断箇所）②

埋設物幅や機能に応じて施工方法を選定

□；複列施工
□；貫通施工（頂版単純貫通・底版マルチステップ）
□； // （頂版・底版マルチステップ）

	構造物名	断面形状	幅員 径(mm)	標高※2 OP(mm)	地下水位 OP(m)	溜り水	施工パターン
7BLK	7-1 2～4号機DG連絡ダクト③	円形	2,800	+2,000T	8.9	10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:マルチ 底版:マルチ
	7-2 K排水路③④	円形	2,700	+8,942T		-（流水あり）	頂版:単純貫通 底版:マルチ
	7-3 廃棄物系共通配管ダクト①	矩形	2,700	+9,427T		10 ⁻¹ Bq/cm ³ レベル以下	頂版:単純貫通 底版:マルチ
	7-4 廃棄物系共通配管ダクト②	矩形	2,200	+9,100T		溜り水なし	頂版:単純貫通 底版:マルチ
8BLK	8-1 滞留水移送管	矩形	2,100	+10,000B	6.9	調査予定	複 列
	8-2 排水ヒューム管②φ700-S-HP	円形	1,150	+8,628T		調査予定	複 列
9BLK	9-1 排水ヒューム管③φ700-S-HP	円形	1,500	+8,600T		調査予定	複 列
	9-2 配管ダクト(φ100-E-ACP, φ200×4-E-ACP)	矩形	1,700	+9,240T		調査予定	頂版:単純貫通 底版:マルチ
	9-3 集中ラド側カルバート	矩形	6,150	+9,500T		調査予定	頂版:単純貫通 底版:マルチ

※1 上表には単列施工は含まない

※2 「T；頂版の上端レベル」、「B；底版の下端レベル」を示す。

【マルチステップ（多段式）ボーリング工法】

埋設物内部の溜り水と地下水の連通を防止するため、頂版・底版の貫通時に外ケーシングで切削を行い、先端部に固化材を充填した後、内ケーシングで貫通切削を行う工法（詳細は後述）

1.5 凍土壁施工手順

凍結管を地盤中に1m間隔で設置

凍結管内にブライン（冷却材、 -30°C ）を循環させ凍結管まわりに凍土壁を造成

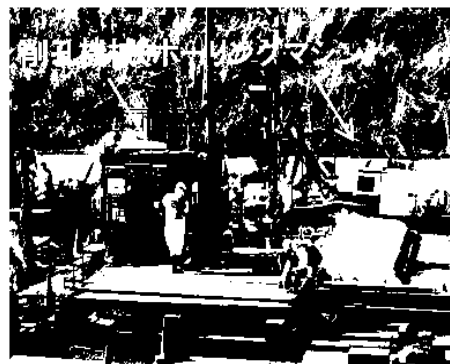
①試掘

地表付近の埋設物の確認
（出典：FS事業※）



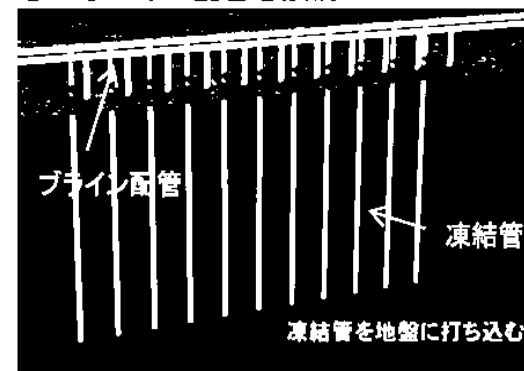
②削孔

凍結管を建て込むための縦穴の施工
（出典：FS事業）

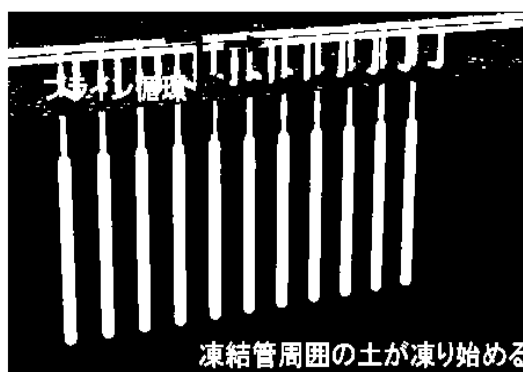


③凍結管建込・ブライン配管接続

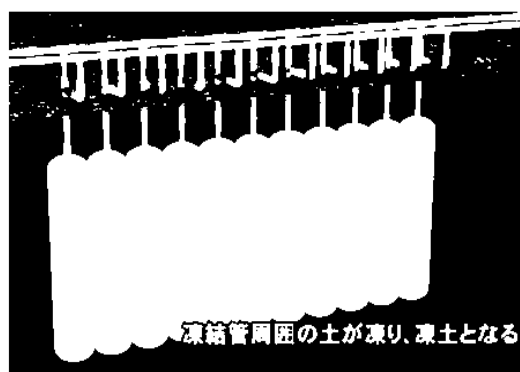
凍結管を地中に建込、ブラインを循環させるための配管を接続



④ブライン循環



⑤凍土壁造成



凍土のイメージ

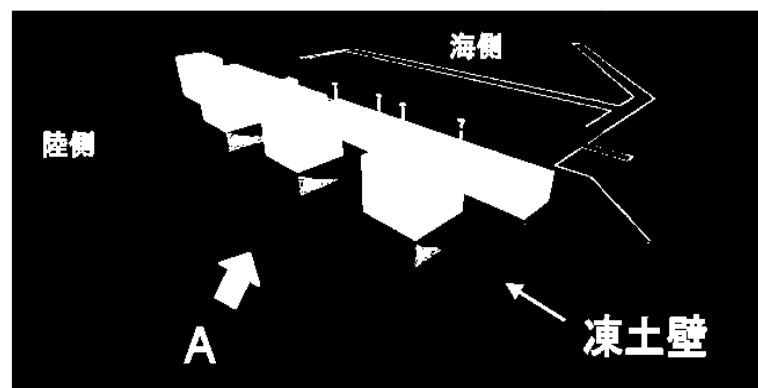


※ 平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業（地下水の流入抑制のための凍土方式による遮水技術に関するフィージビリティ・スタディ事業）、以下「FS事業」

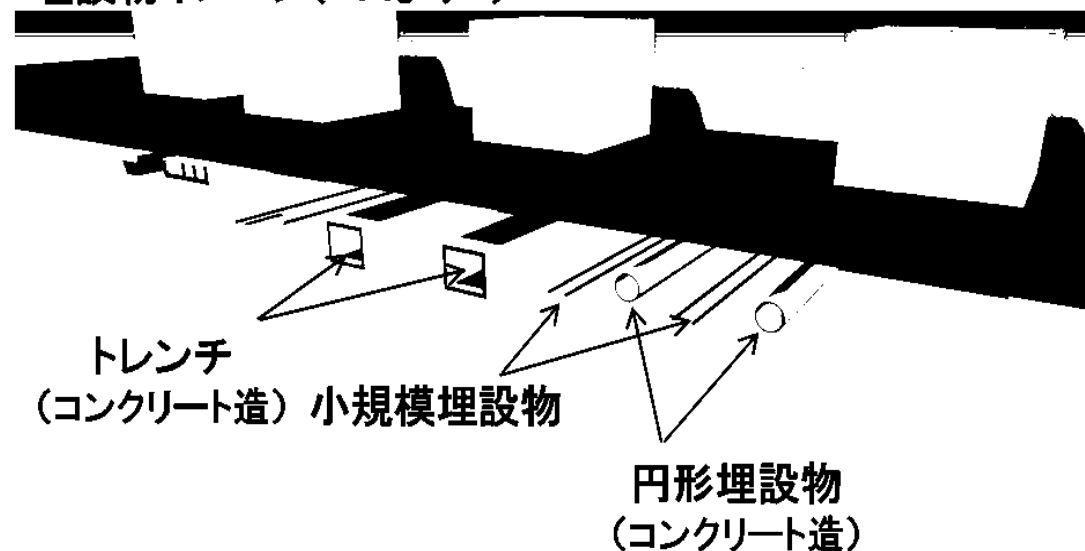
地盤中にできた凍土を周囲地盤を掘り返し確認できるようにした事例（出典：鹿島）

1.6 埋設物の種類

凍土壁ライン上の埋設物を図面・試掘・現地調査で確認し、構造形式、内容物、埋設物内部の状況を整理して、施工計画を立案する。



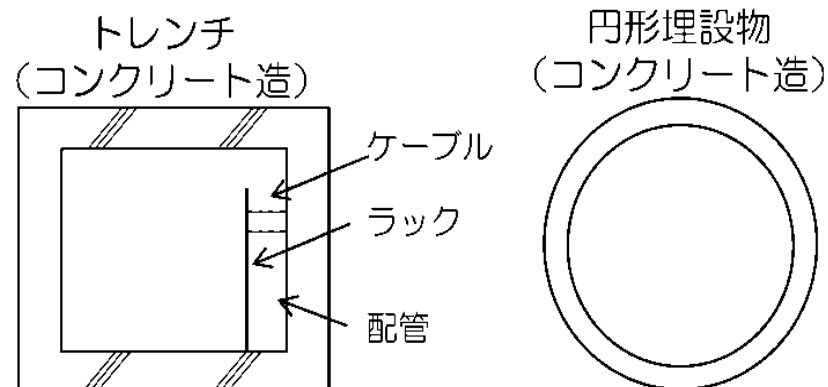
埋設物イメージ(Aより)



山側	76箇所※
海側	約90箇所※
合計	約170箇所※

※ 今後変更の可能性あり

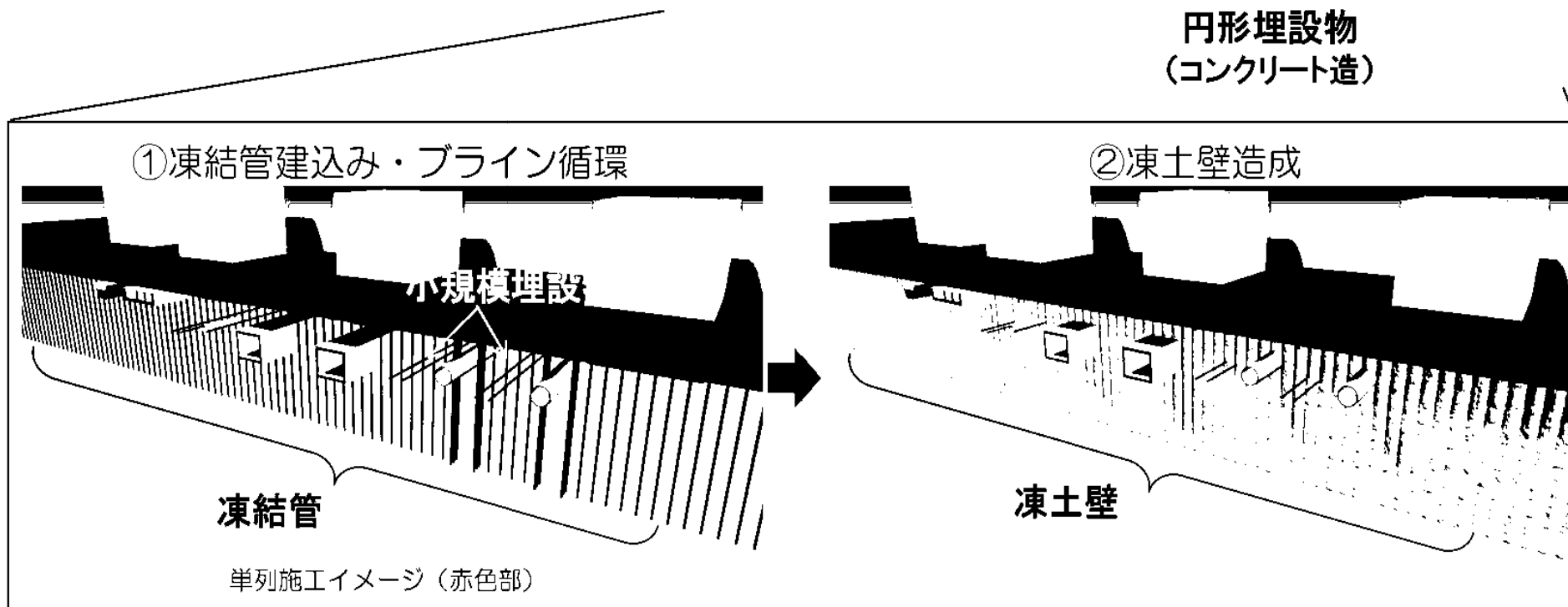
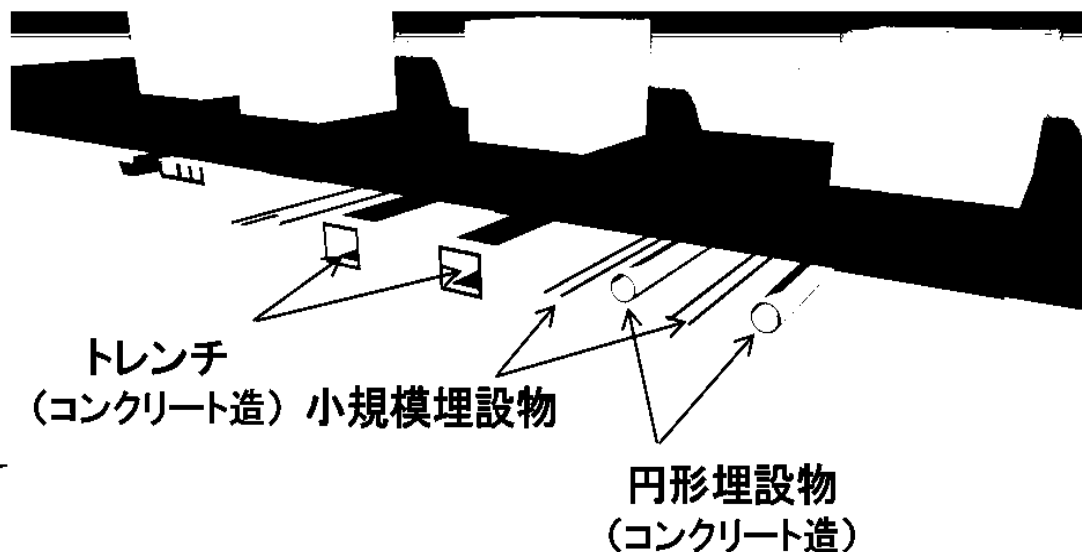
構造形式：トレンチ、円形埋設物等
内容物：電気・通信ケーブル、配管等



1.7 埋設物横断箇所での施工方法①

①単列施工

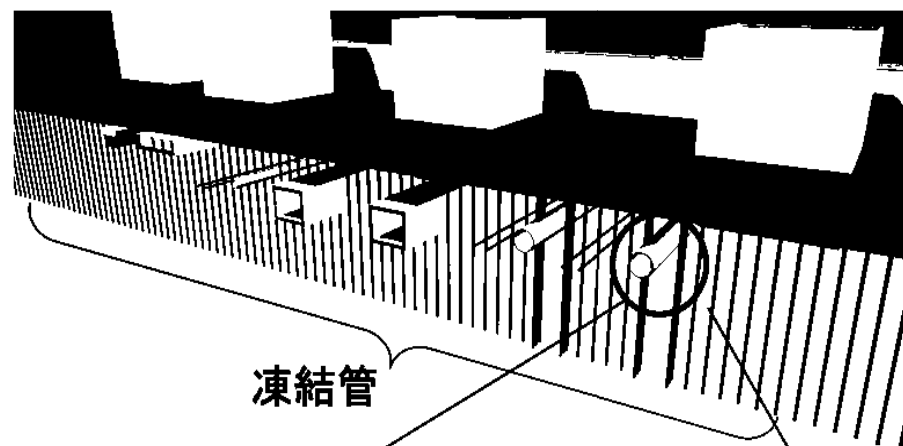
- ・一般部と同様に所定間隔（基本1 m ピッチ）で凍結管を設置
- ・埋設物の上下の地盤を巻き込み凍土壁を造成



1.7 埋設物横断箇所での施工方法②

②複列施工

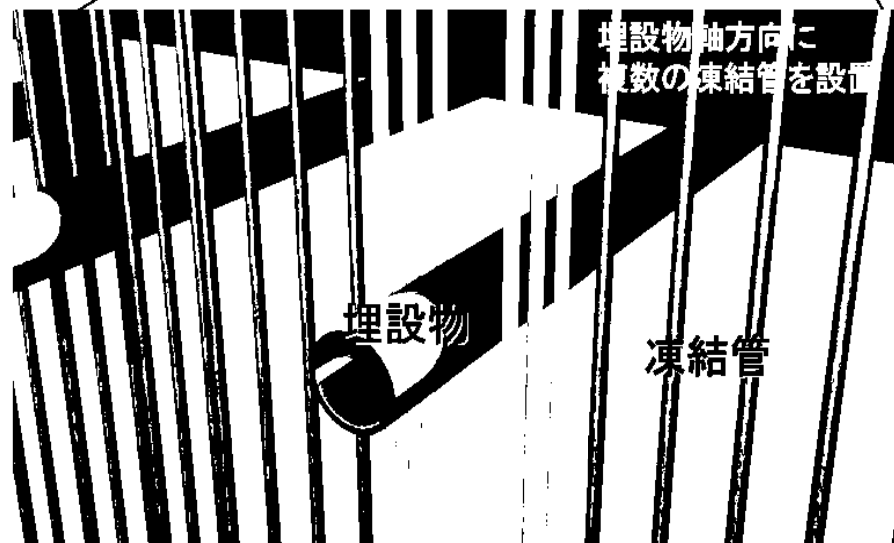
- ・埋設物の軸方向に複数の凍結管を設置
- ・埋設物上下の地盤を巻き込み凍土壁を造成



凍結管

複列施工イメージ（赤色部）

①凍結管建込み・ブライン循環



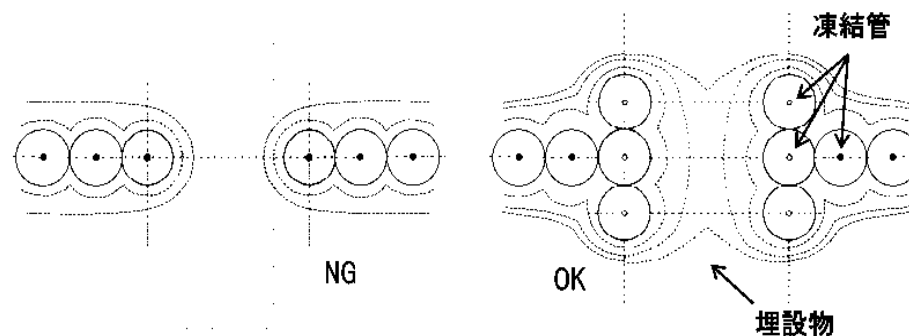
埋設物軸方向に
複数の凍結管を設置

埋設物

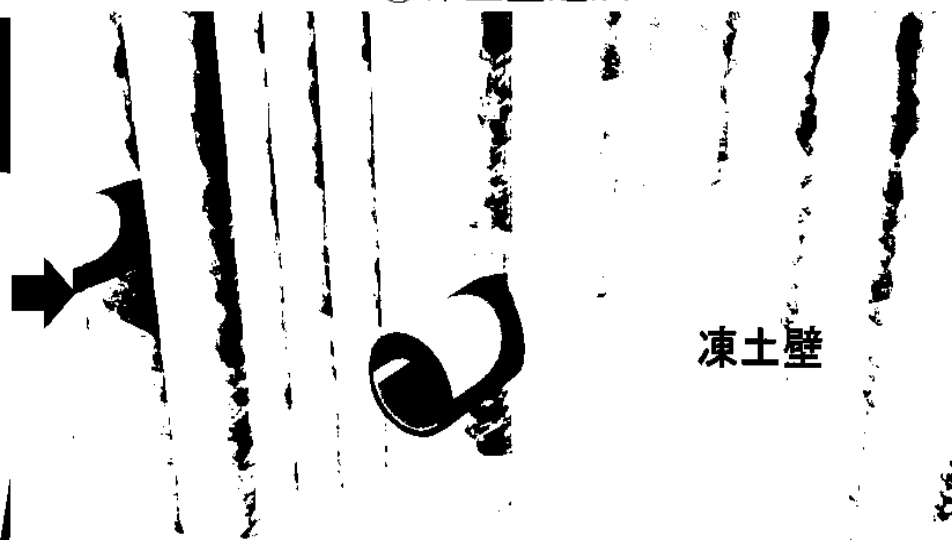
凍結管

単列施工

複列施工



②凍土壁造成

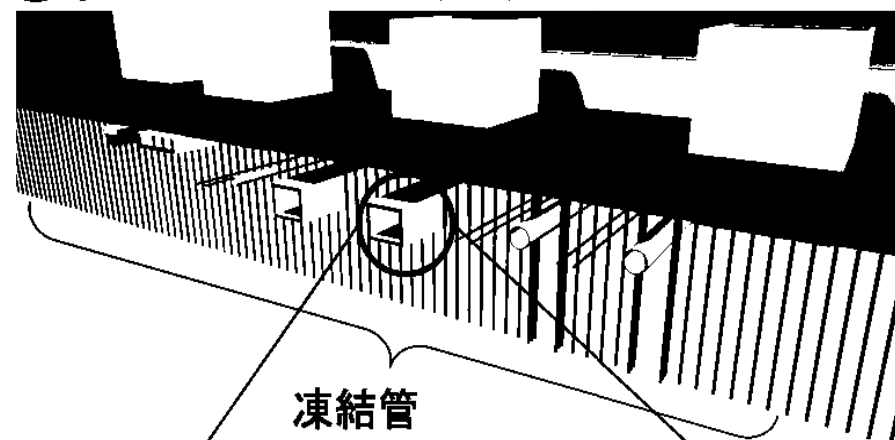


凍土壁

※複列施工の成立性については参考資料参照

1.7 埋設物横断箇所での施工方法③

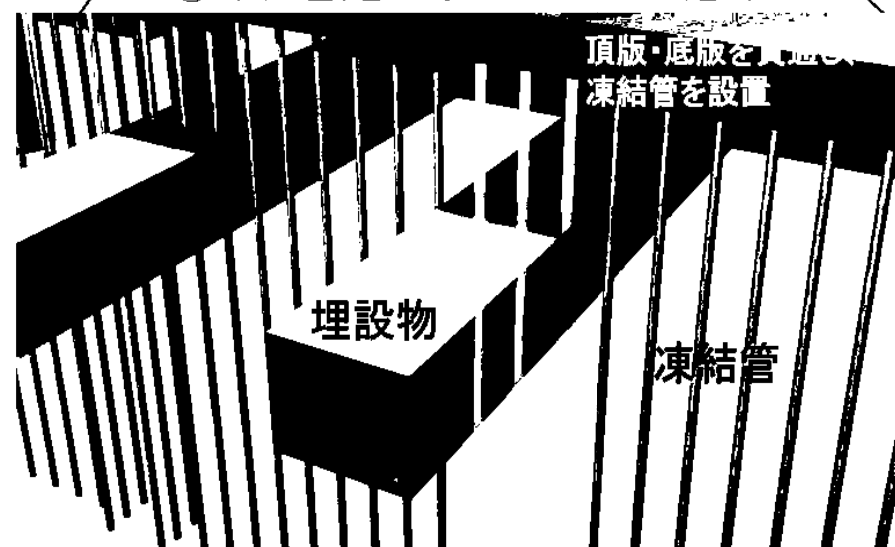
③貫通施工（１）



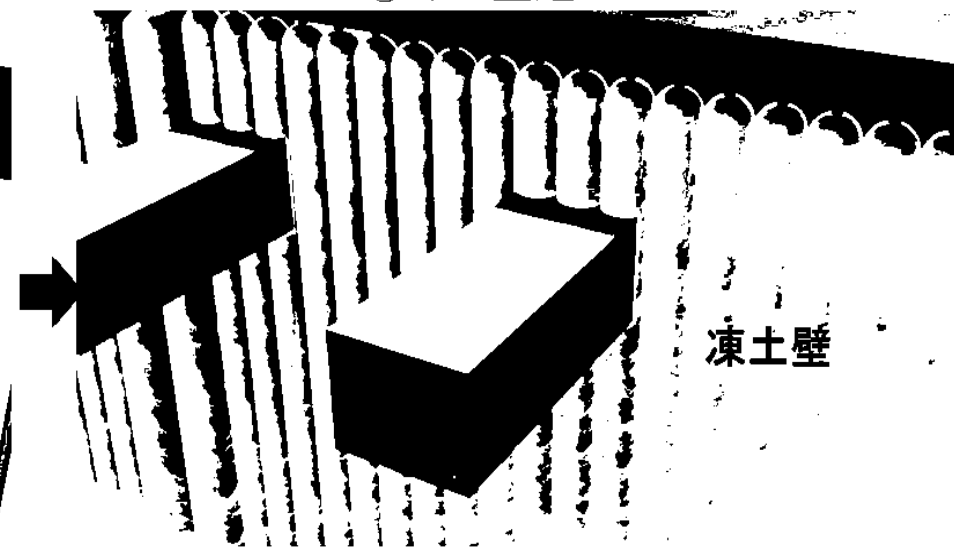
貫通施工イメージ（赤色部）

- ・ 頂版・底版を貫通し、凍結管を設置
- ・ 埋設物上下の地盤に凍土壁を造成

①凍結管建込み・ブライン循環



②凍土壁造成



1.8 埋設物横断箇所での施工方法の分類

埋設物の幅・機能に応じた施工方法（凍結管配置）の分類

① 単列施工：凍結管を1列に配置

- ・埋設物のない箇所
- ・小規模埋設物敷設箇所

② 複列施工：凍結管を埋設物軸方向に複数本配置

- ・貫通施工した際、必要な通水断面が確保できない箇所；滞留水移送管、排水管

③ 貫通施工：凍結管を埋設物に貫通して配置

- ・上記①、②以外の箇所

③-1 頂版単純貫通・底版マルチステップ

- ・埋設物が地下水レベル以浅、かつ、溜り水の被圧がない箇所

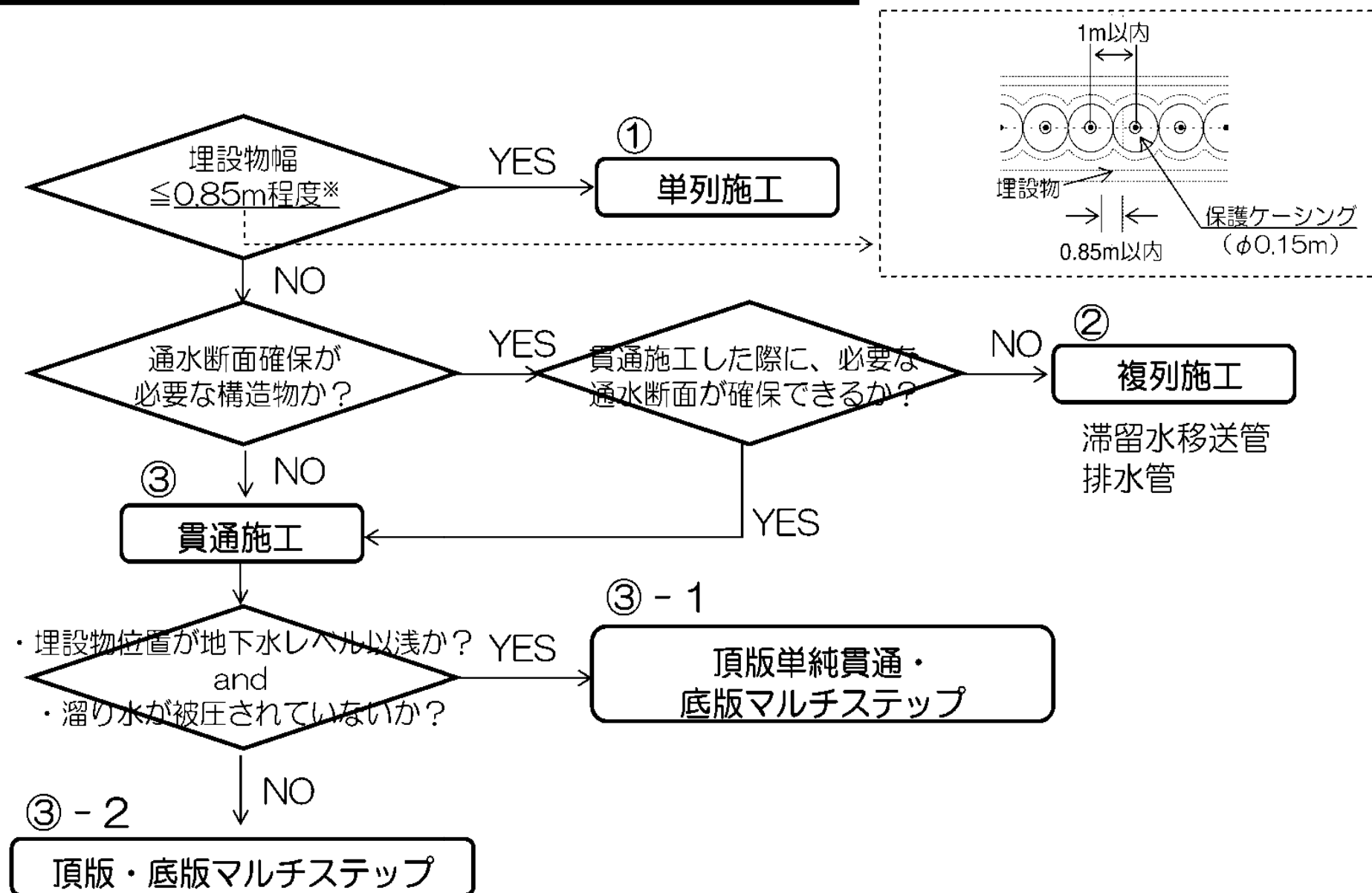
③-2 頂版・底版マルチステップ

- ・埋設物が地下水レベル以深、または、溜り水の被圧がある箇所

※ 埋設物は図面・試掘等により確認。

図面がない不明な埋設物が確認された場合は削孔を中断し、内容物の確認等を行った上で、適切な施工方法を選定、または、施工位置の移動等を行う（詳細は参考資料参照）。

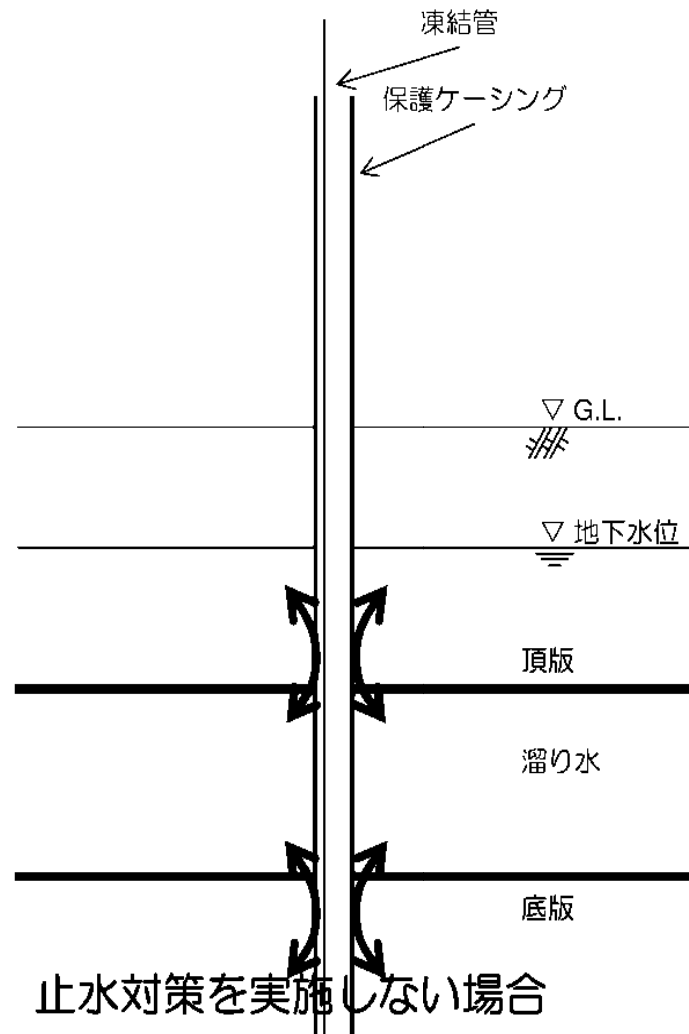
1.9 埋設物横断箇所での施工方法の選定フロー



1.10 貫通施工時の留意事項

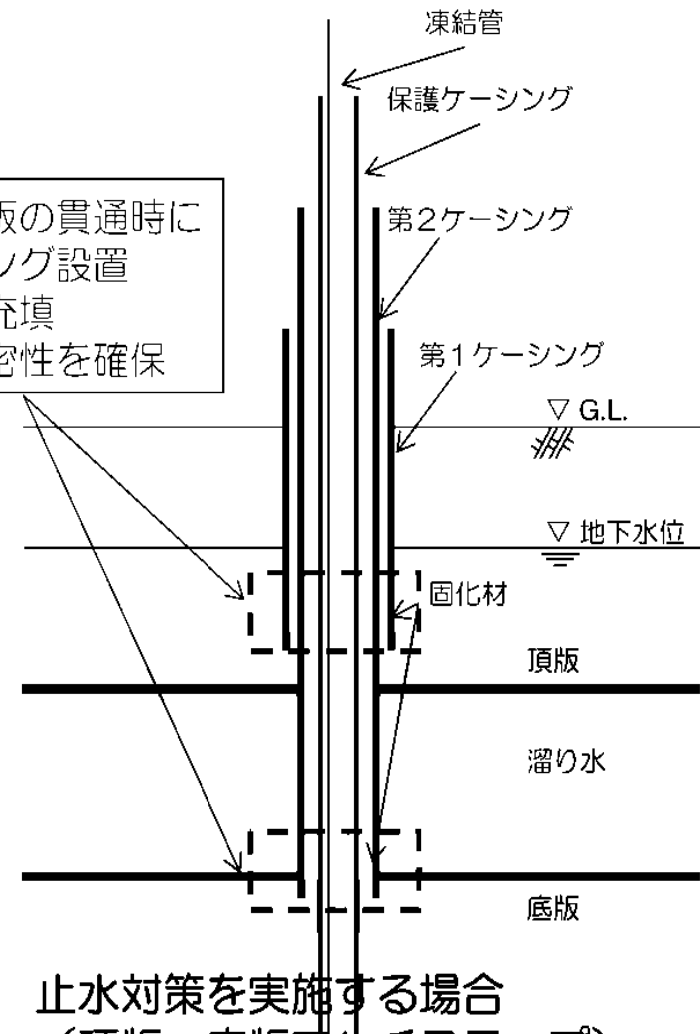
貫通施工を行う際には以下について留意する必要がある。

- ・埋設物内の溜り水と地下水の連通を防止する（水密性の確保）。
- ・OFケーブル（Oil Filled、ケーブル油含む）や現状使用している通信・制御ケーブルの損傷を防止する。
 - OFケーブル；トレンチ内での確認・移動
 - 通信・制御ケーブル；図面・現地確認により使用状況を確認、必要に応じて移動



止水対策を実施しない場合

頂版・底版の貫通時に
・ケーシング設置
・固化材充填
により水密性を確保



止水対策を実施する場合
(頂版・底版マルチステップ)

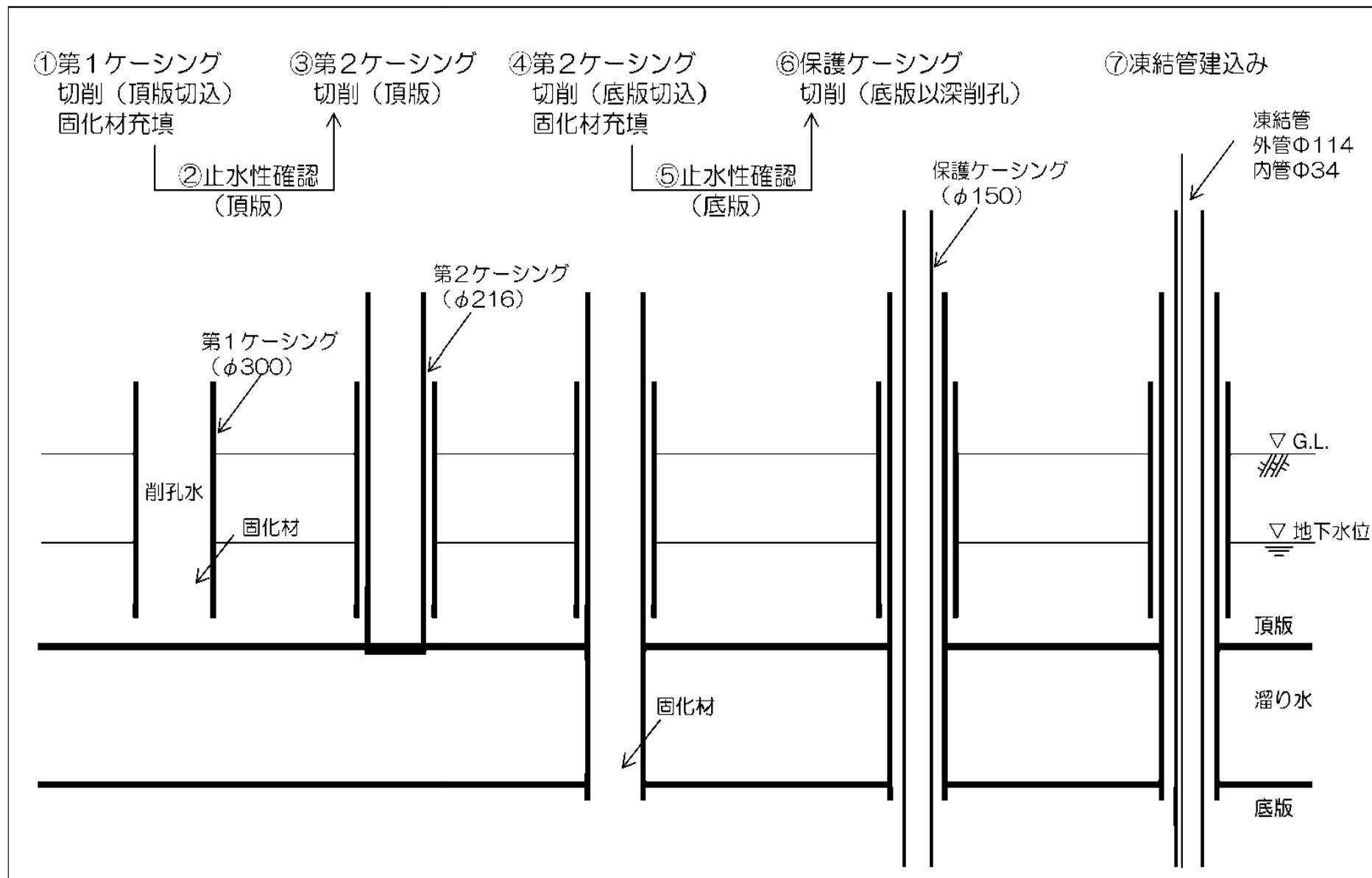
2. 貫通施工方法

2.1 貫通施工部の施工手順

2.2 FS事業における貫通施工成立性確認

2.1 貫通施工部の施工手順①

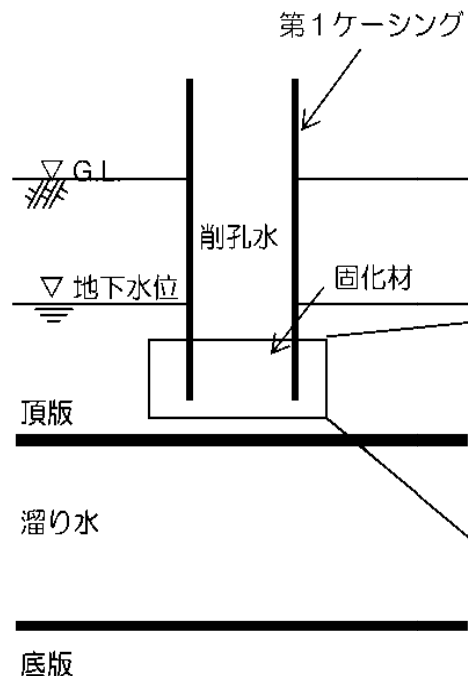
頂版・底版マルチステップ※ 施工フロー



※ 「頂版単純貫通・底版マルチステップ」について、頂版は固化材による止水処理等は実施しない

2.1 貫通施工部の施工手順②

①第1ケーシング 切削（頂版切込） 固化材充填



第1ケーシング切削（頂版切込、その1）

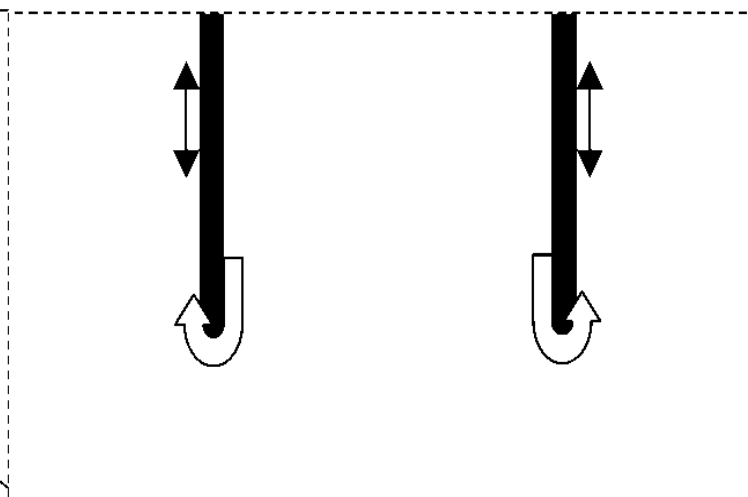
- ・ケーシング先端が頂版に約6cm入るまで切削（切込残長約2cm）

固化材充填

- ・頂版上に残滓等がないかを水中カメラにて確認・清掃
- ・ケーシング内部に固化材を注入し、ケーシング先端が切込深度に収まる範囲でケーシングを上下させ、切込溝内部で充填する

第1ケーシング切削（頂版切込、その2）

- ・ケーシング先端が頂版に更に約2cm（切込残長）入るまで切削



ケーシング上下動による固化材の充填

2.1 貫通施工部の施工手順③

②止水性確認 (頂版)

※ 止水性が確認できない場合は
固化材又はセメント系止水材
を充填

第2ケーシング切削（頂版切込）

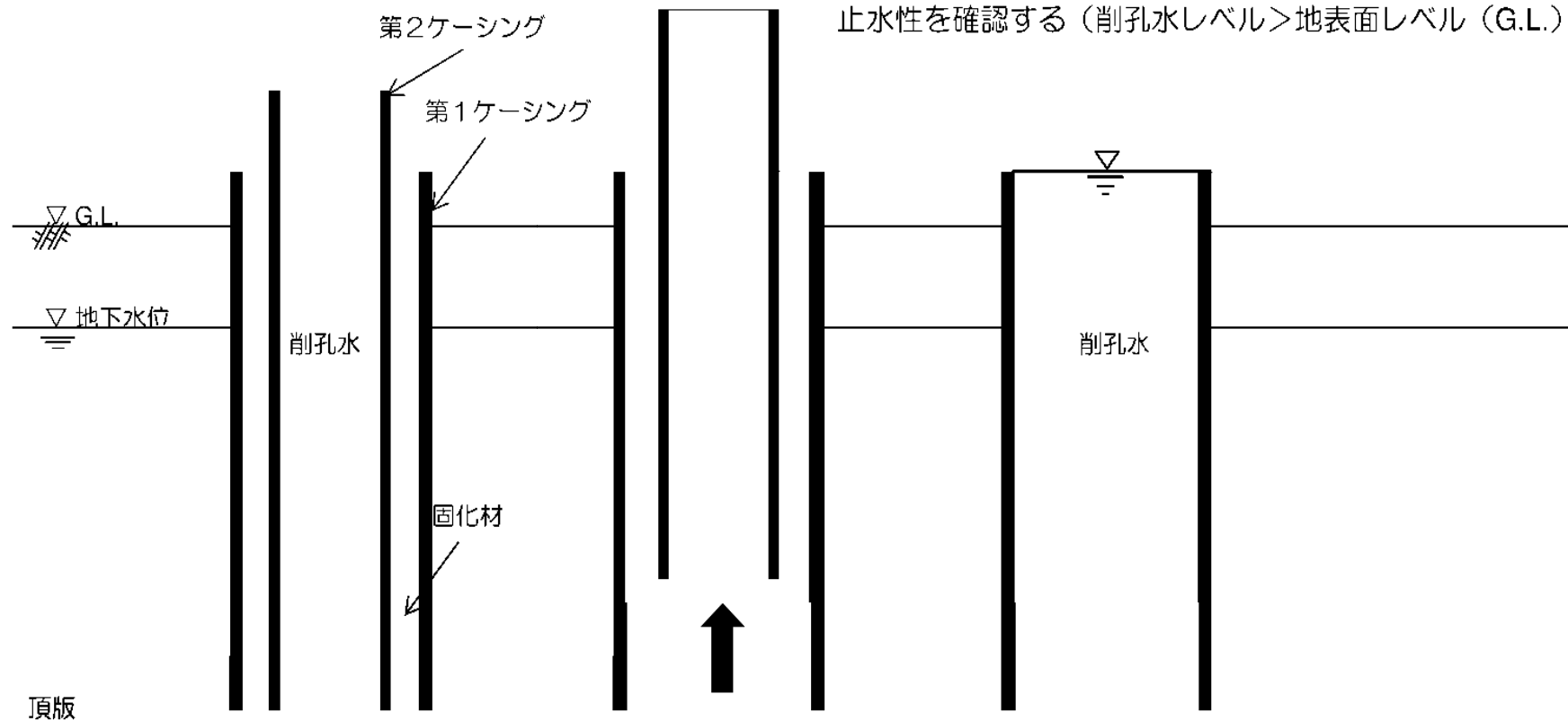
- ・ 固化材硬化後、ケーシング先端が頂版に約8cm入るまで切削
(第1ケーシング切込深度と同一)

第2ケーシング引き上げ

- ・ 第2ケーシング及び充填した固化材及び頂版（上部）を引き上げ

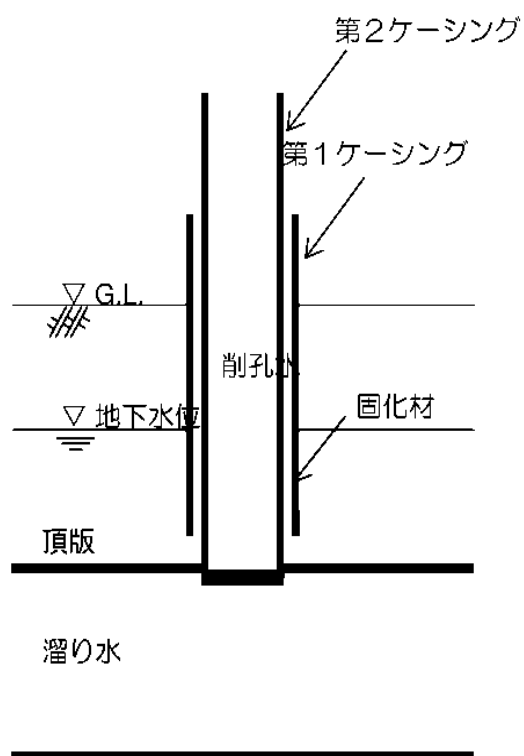
止水性確認（水張り試験）

- ・ 第1ケーシング内を削孔水で満たし、その水位変化を測定し、
止水性を確認する（削孔水レベル＞地表面レベル（G.L.））。



2.1 貫通施工部の施工手順④

③第2ケーシング 切削（頂版）



第2ケーシング切削

- ・止水性確認後、頂版を切削・貫通

内部状況の確認

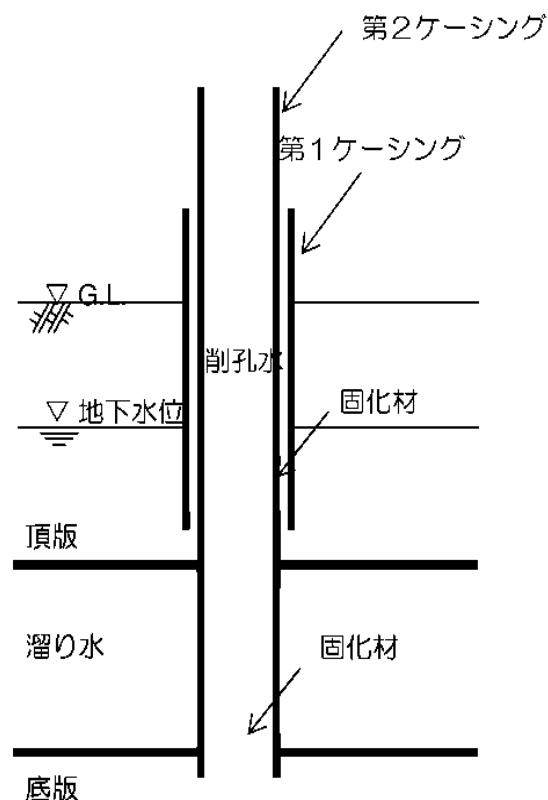
- ・埋設物内部の状況（溜り水の有無、ケーブル・配管等）を水中カメラにて確認
- ・ケーブル・配管等の損傷・切断の可否を確認の上、切削継続、または、切削位置の変更等の対応を行う。



写真 水中カメラ映像
（海水配管トレンチ止水工事）

2.1 貫通施工部の施工手順⑤

④第2ケーシング 切削（底版切込） 固化材充填



第2ケーシング切削（底版切込、その1）

- ・ケーシング先端が底版に約6cm入るまで切削（切込残長約2cm）

固化材充填

- ・底版上にケーブル・配管等の切削残材がないかを水中カメラにて確認・清掃
- ・ケーシング内部に固化材を注入し、ケーシング先端が切込深度に収まる範囲でケーシングを上下させ、切込溝内部で充填する

第2ケーシング切削（底版切込、その2）

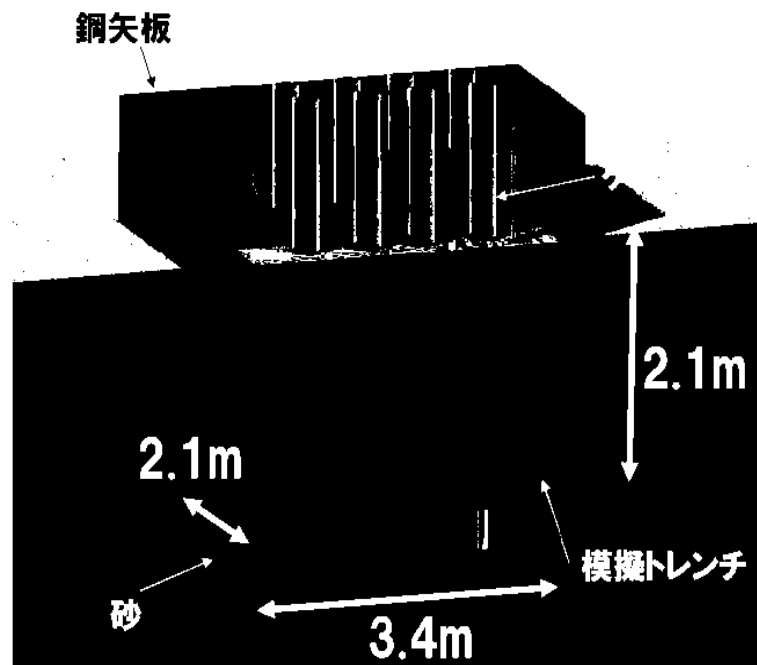
- ・ケーシング先端が底版に更に約2cm（切込残長）入るまで切削

- ・「⑤止水性確認（底版）」は「②止水性確認（頂版）」と同様
- ・「⑥保護ケーシング切削（底版以深）」は通常のボーリング工と同様

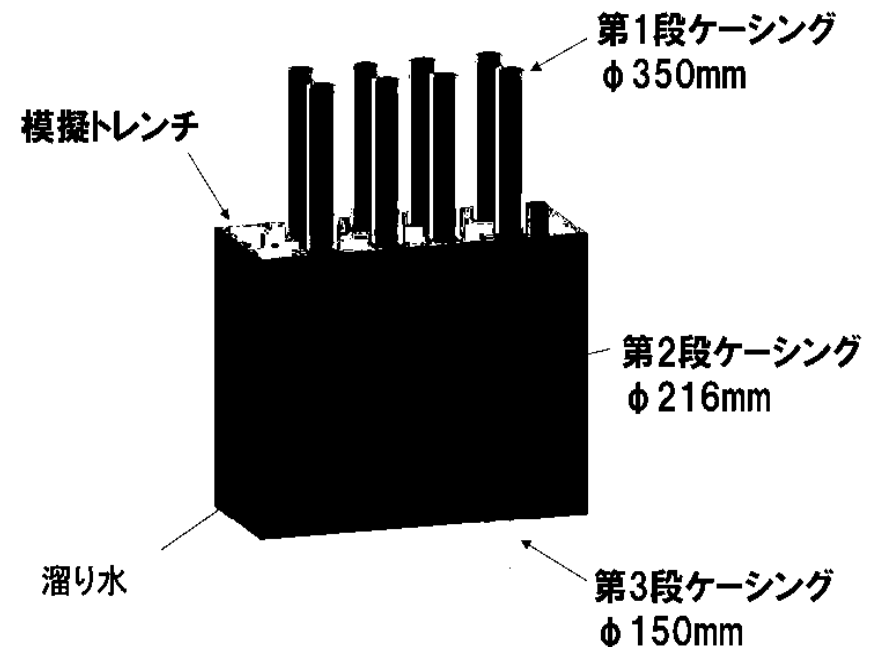
2.2 FS事業における貫通施工成立性確認①

(1) 試験目的

- 埋設物頂版・底版への凍結管の貫通施工時の水密性確保に対する成立性を確認する。



モックアップ試験のイメージ



模擬トレンチ仕様

- ・頂版・底版厚さ 0.3m
- ・鉄筋 D19@250×D13@250
(被り※ d=10cm)

※被り：構造物表面から鉄筋の中心位置までの長さ

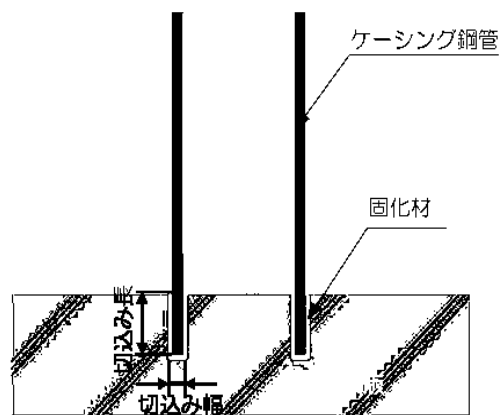
2.2 FS事業における貫通施工成立性確認②

(2) 試験概要①

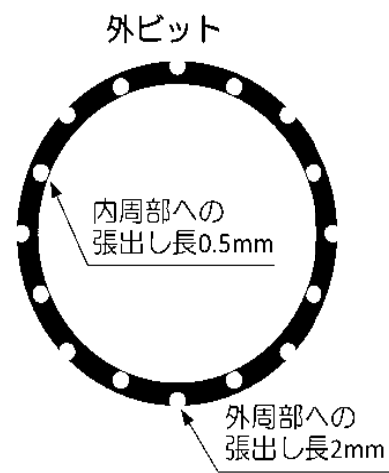
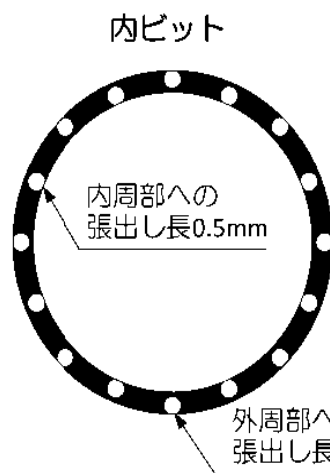
- 水密性の確認に対し、止水性能を構成する3つの要素(切込み長（深さ）・ビット配置形式（切込み幅）・固化材配合)をパラメーターとして試験ケースを設定。

試験ケース一覧表

	CASE1	CASE2	CASE3	CASE4
切込み長（深さ）	8cm		18cm	
ビット配置形式（切込み幅）	内ビット	外ビット	内ビット	外ビット
固化材配合 (セメントミルクW/C)	60%		100%	
底版貫通切削	なし			あり
試験数量	2本	2本	2本	2本



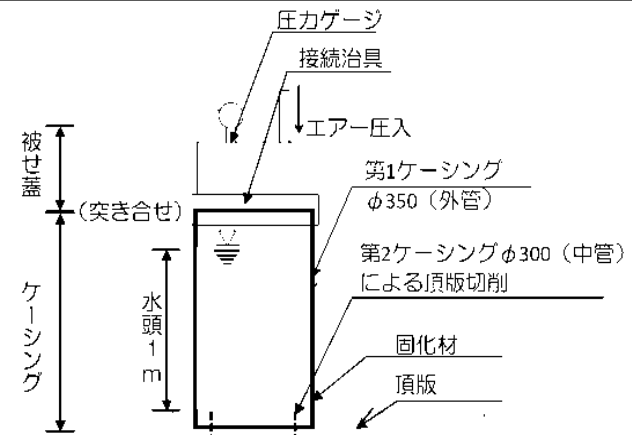
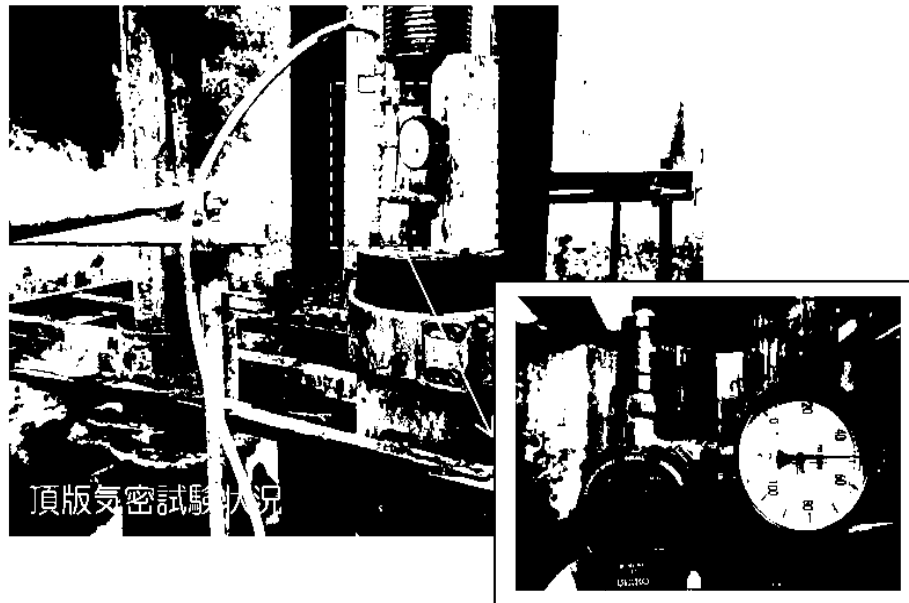
止水処理部の概要



ケーシング先端部
(ビット配置；外ビット)

2.2 FS事業における貫通施工成立性確認③

(2) 試験概要②



試験概要（詳細は参考資料参照）

- ・ 固化材充填・第2ケーシング引上げ後、段階的にエアを圧入（最大60kPa（6m程度の水頭差に相当））
- ・ 目視による漏えい有無および圧力変動（合計30分＝5分間/step×6step）を確認



2.2 FS事業における貫通施工成立性確認④

(3) 試験結果

- 今回の気密試験において、止水性能への影響が最も大きいパラメータは「ビット配置形式（切込み幅）」であり、内ビット形式の試験結果は、設定圧力を全て満足する結果を得ることができた。
- 内ビット形式により、切込み溝の幅を小さくし、固化材のより密実強固な間詰を図ることが水密性確保に有効であることを確認した。

気 密 試 験 結 果（詳細は参考資料参照）

CASE No.		1-1	1-2	2-1	2-2	3-1	3-2	4-1	4-2	4-1'	4-2'
試験 設定 条件		頂版								底版	
	ケーシング径 (mm)	Φ350	Φ350	Φ350	Φ350	Φ350	Φ350	Φ350	Φ350	Φ216	Φ216
	切込み長 (cm)	8	8	8	8	18	18	18	18	18	18
	ビット配置形式 (切込み幅)	内	内	外	外	内	内	外	外	外	外
	固化材配合 (セメントミルクW/C %)	60	60	60	60	100	100	100	100	100	100
	ボーリングマシンの 回転数 (rpm)	30	15	15	15	15	15	15	15	15	15
	試験結果	—※1	○	○	○※2	○	○	×	○	○	○

※1 CASE1-1は気密試験の初期段階で目視による漏えいが確認された。

ボーリングマシンの回転数が影響していると推定し、以降の試験ではボーリングマシンの回転数を落として切削した結果、同様の事象は確認されなかった。

※2 CASE2-2は目視による漏えいは確認されなかったが、気密試験の最終段階（設定圧力60kPa）でゲージ圧の低下が確認された。

2.2 FS事業における貫通施工成立性確認⑤

(4) 実証試験結果より設定した施工条件

評価項目	選定結果
切込み長	約8 cm
ビット配置形式 (切込み幅)	内ビット
固化材配合 (セメントミルクW/C)	100%
ボーリングマシンの回転数	15 rpm

- 切込み長：標準的なかぶり厚（鉄筋とコンクリート表面までの厚さ）である8 cmとすることで、構造物への損傷を少なくする。
- ビット配置形式（切込み幅）：外ビットは内ビットに比べて削孔周が広がるため施工性に富むが、試験結果から気密性が保たれない可能性があることから内ビットを採用する。
- 固化材配合：W/C（水とセメントの配合比）は60%と100%では試験結果に差異は見られないため、一般的なセメントミルク配合の100%を採用する。

3. 山側横断箇所施工計画

- 3.1 山側横断箇所の施工計画（施工方法による分類）
- 3.2 代表的な貫通施工計画
- 3.3 代表的な複列施工計画

3.1 山側横断箇所の施工計画（施工方法による分類）

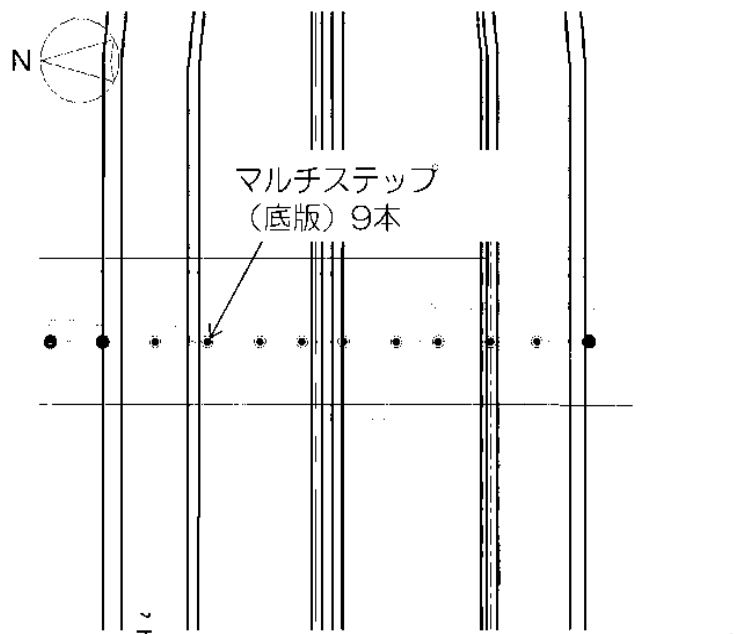
施工方法	断面形状	幅員、径 (m)	標高 (O.P.+m)	地下水位	数量
貫通施工 (頂版単純貫通・底版マルチステップ)	矩形	1.2~8.3	9.1~11.8	6.9~8.9	13
	円形	2.7	8.9、9.0	8.9	2
貫通施工 (頂版・底版マルチステップ)	矩形	1.7~3.4	5.8以深~10.0	8.9	6
	円形	2.8	2.0	8.9	2
複列施工	矩形	2.1	10	6.9	1
	円形	1.2~1.5	7.3~8.6	6.9~8.0	3

貫通箇所 計 23箇所
複列施工箇所 計 4箇所

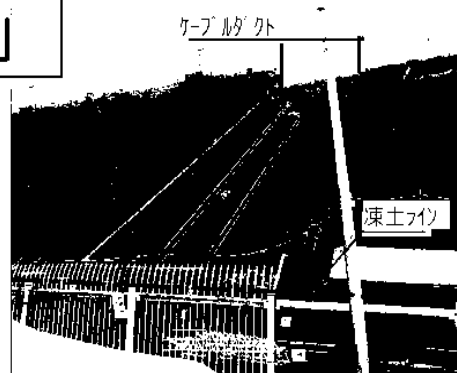
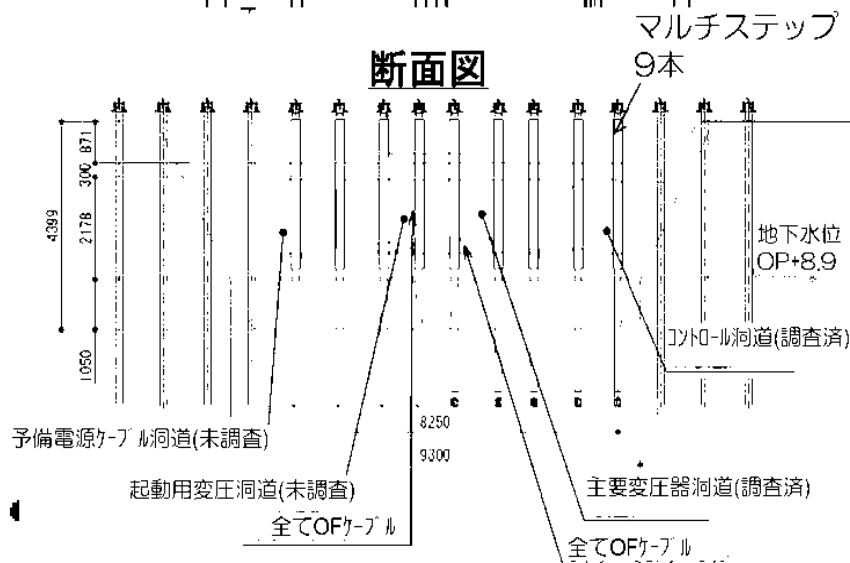
3.2 代表的な貫通施工計画（頂版単純貫通・底版マルチステップ、矩形）

5-1 「1号機電気ケーブルダクト」

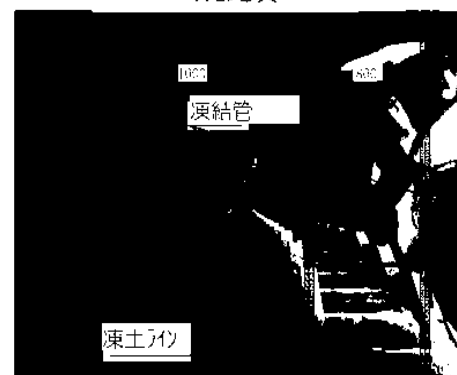
平面図



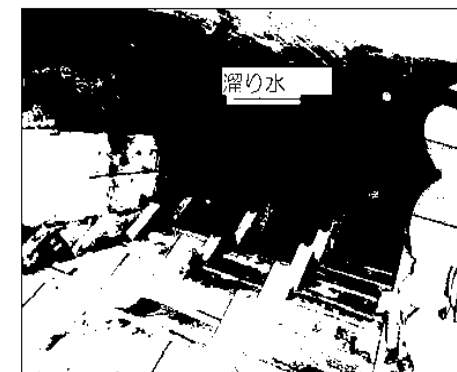
断面図



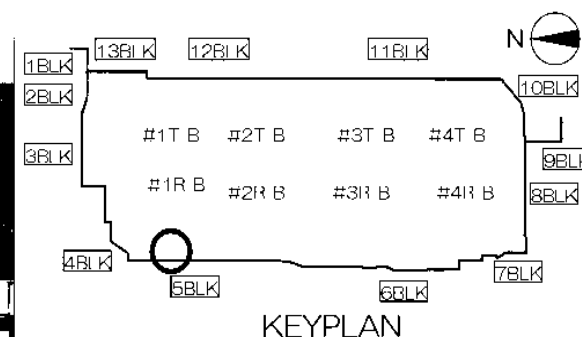
外部写真



内部写真



内部写真（溜り水）



<埋設物情報>

位置：山側 5BLK
 形状：矩形
 寸法：幅8.3m
 標高：OP+11.8m
 溜り水：有
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：電気ケーブル
 （OFケーブル）

<施工パターン>

【頂版】単純貫通
 【底版】マルチステップ
 （OFケーブルは貫通しない）

ケーシング凡例

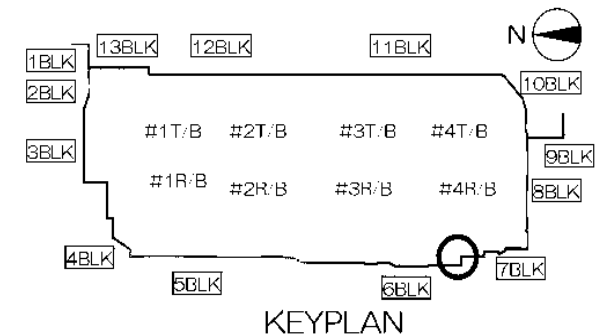
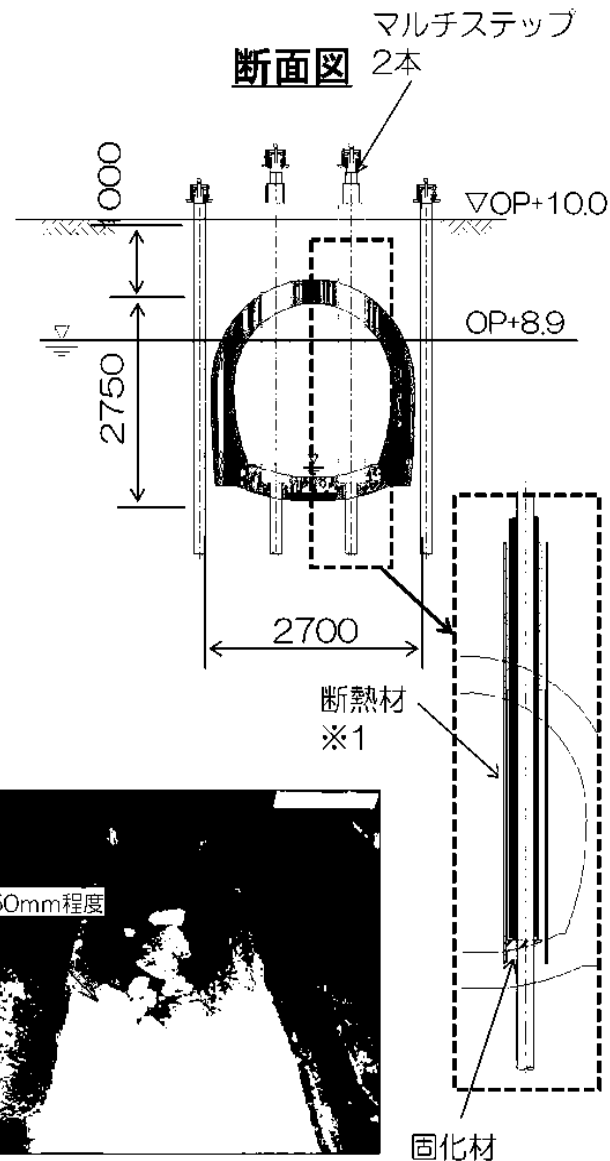
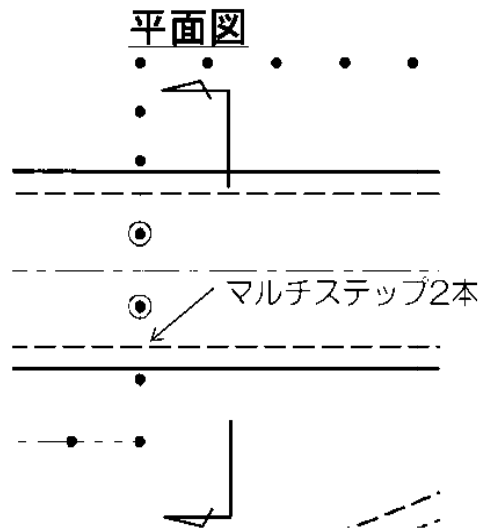
— 第1保護ケーシング
 — 凍結管保護ケーシング

※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社・厚木建設株式会社

3.2 代表的な貫通施工計画（頂版単純貫通・底版マルチステップ、円形）①

6-9「K排水路②」



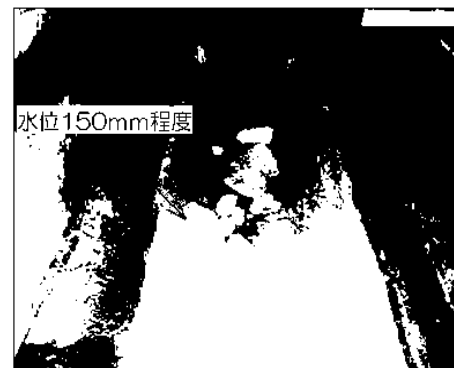
<埋設物情報>

位置：山側 6BLK
 形状：円形
 寸法：幅2.7m
 標高：OP+9.0m
 溜り水：有
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：雨水排水

<施工パターン>

【頂版】単純貫通
 【底版】マルチステップ

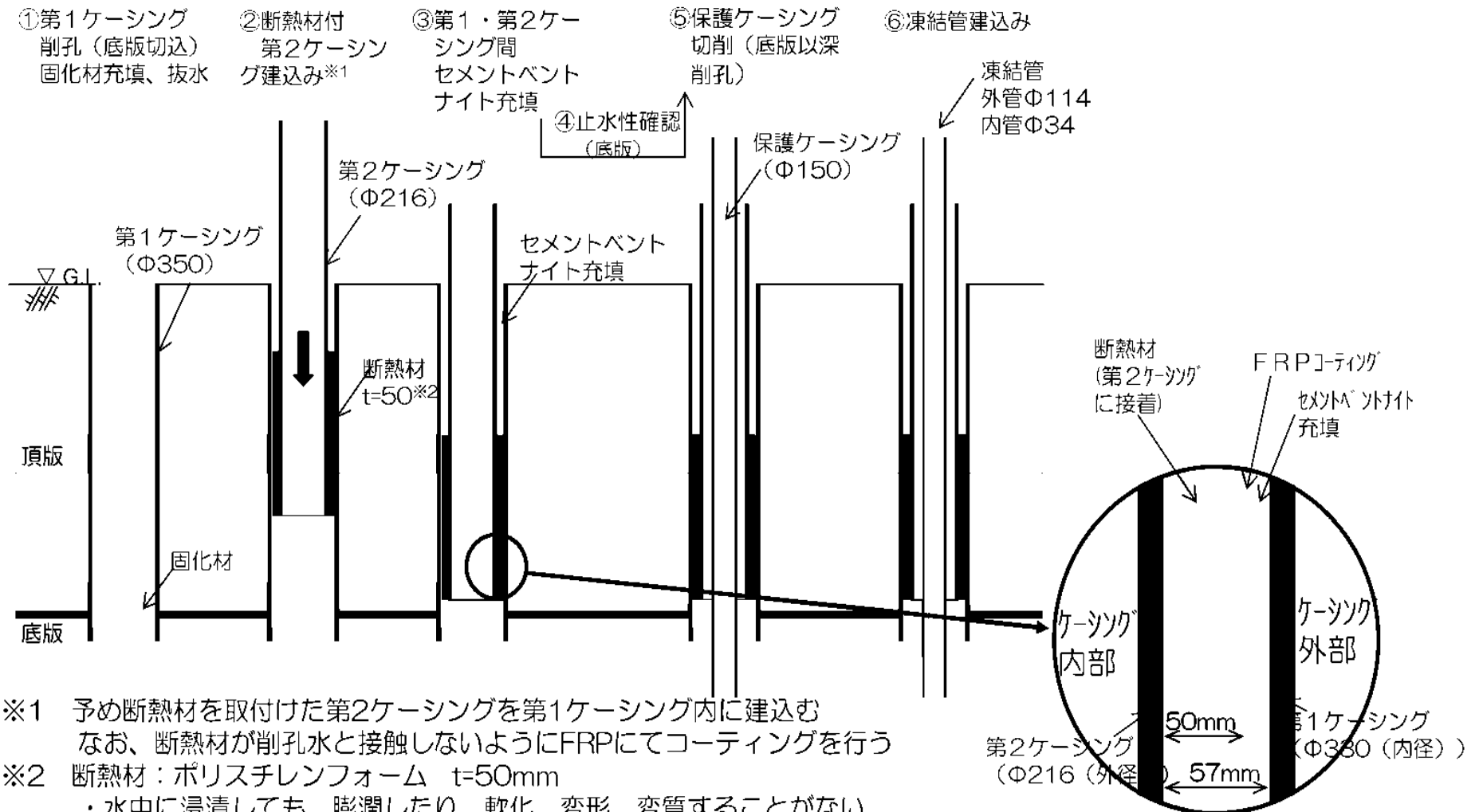
・排水路内部は凍結管に断熱材
 取付け（排水流量は確保）



3.2 代表的な貫通施工計画（頂版単純貫通・底版マルチステップ、円形）②

6-9「K排水路②」

断熱材設置方法 施工フロー



※1 予め断熱材を取付けた第2ケーシングを第1ケーシング内に建込む
なお、断熱材が削孔水と接触しないようにFRPにてコーティングを行う

※2 断熱材：ポリスチレンフォーム t=50mm

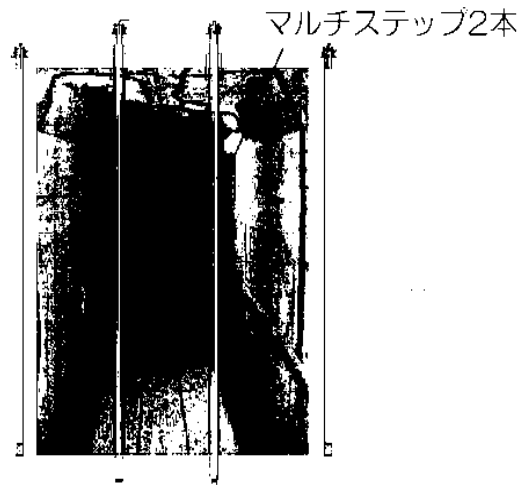
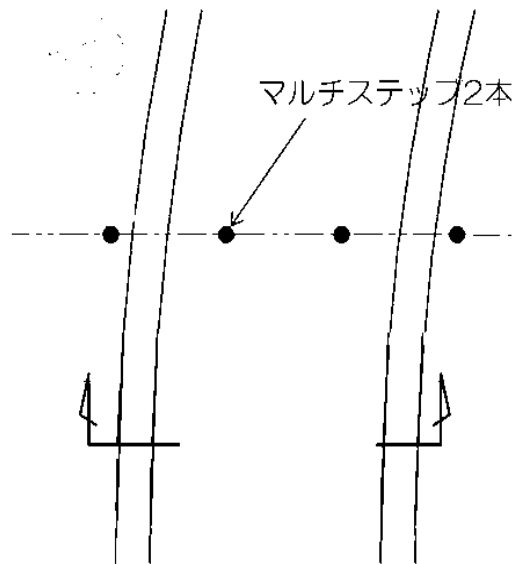
・水中に浸漬しても、膨潤したり、軟化、変形、変質することがない

・熱伝導率0.040W/m・K以下

3.2 代表的な貫通施工計画（頂版・底版マルチステップ、矩形）

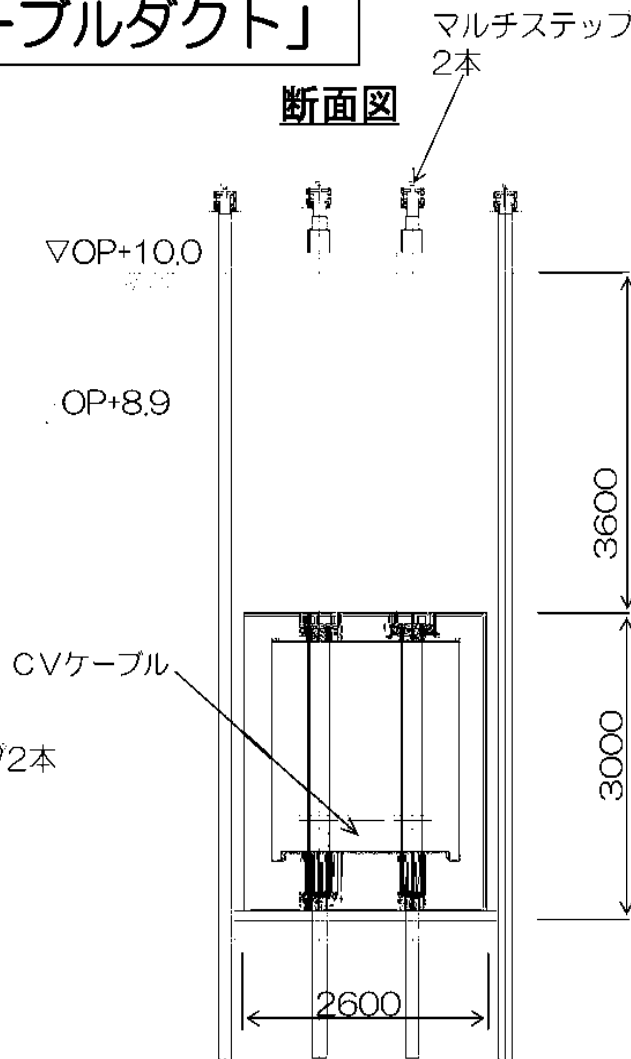
6-6「4号機主変圧器ケーブルダクト」

平面図



内部写真

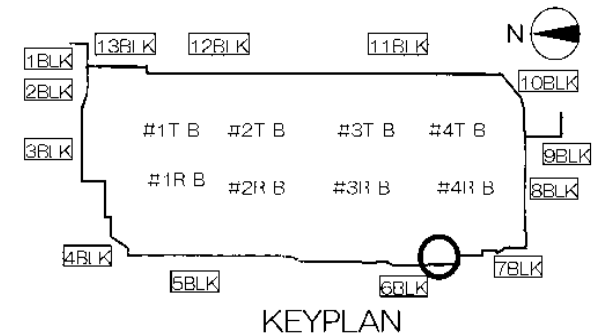
断面図



ケーシング凡例

- 第1保護ケーシング
- 第2保護ケーシング
- 凍結管保護ケーシング

※CVケーブル：
架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブル



＜埋設物情報＞

位置：山側 6BLK
形状：矩形
寸法：幅2.6m
標高：OP+6.4m
溜り水：有
地下水位：OP+8.9m
内部施設：電気ケーブル
(CVケーブル※)

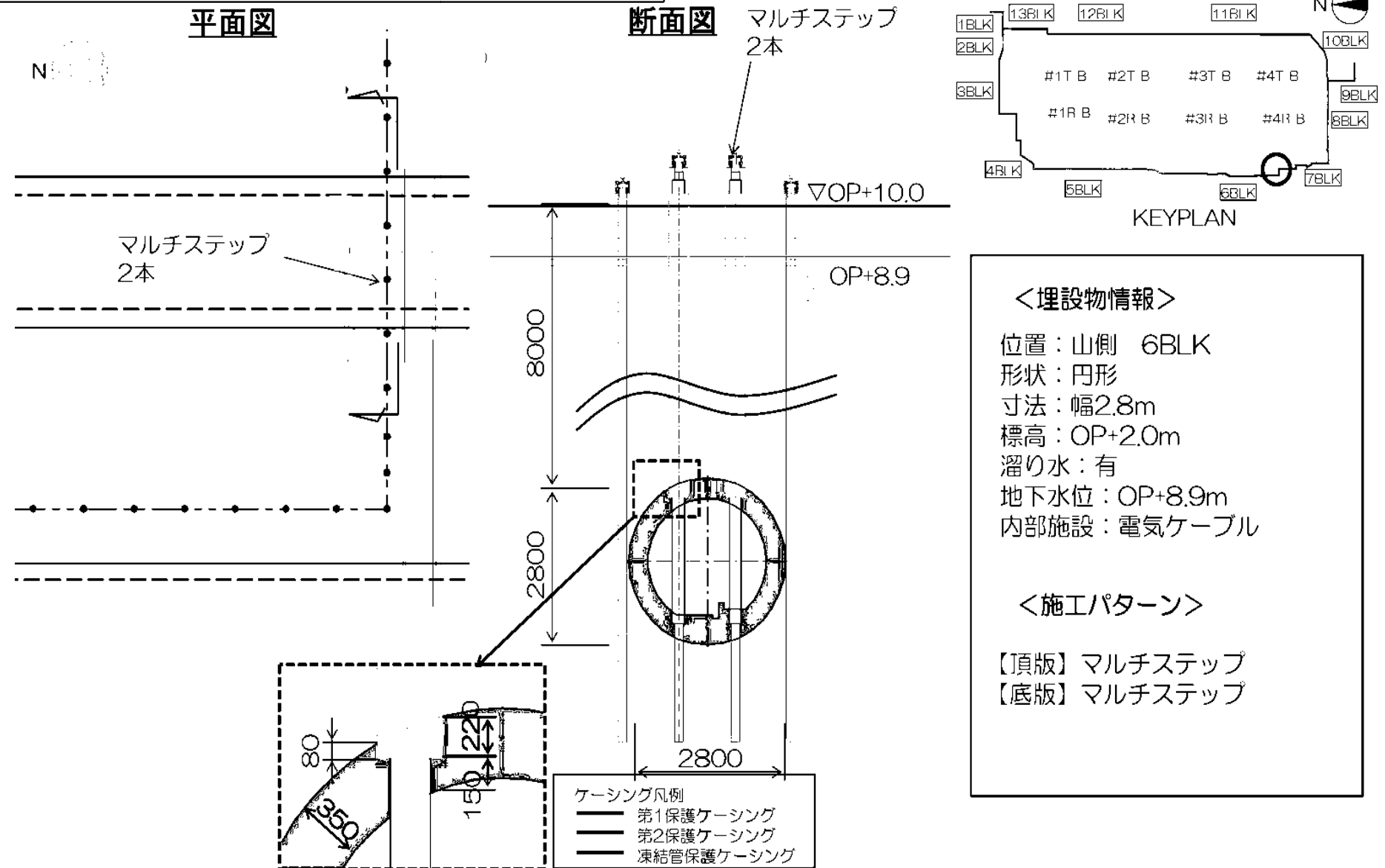
＜施工パターン＞

【頂版】マルチステップ
【底版】マルチステップ

※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

3.2 代表的な貫通施工計画（頂版・底版マルチステップ、円形）

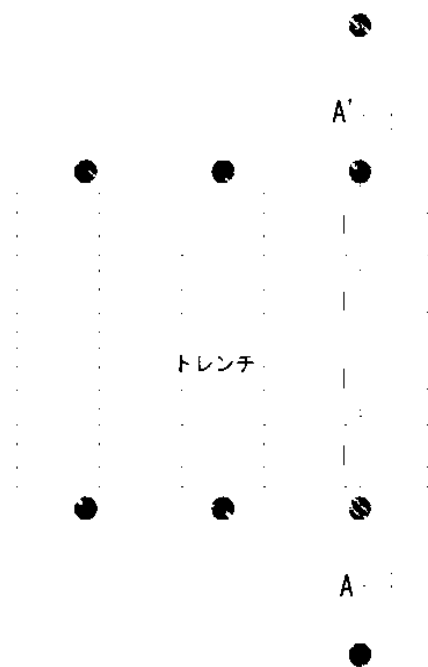
6-8「2～4号機DG連絡ダクト②」



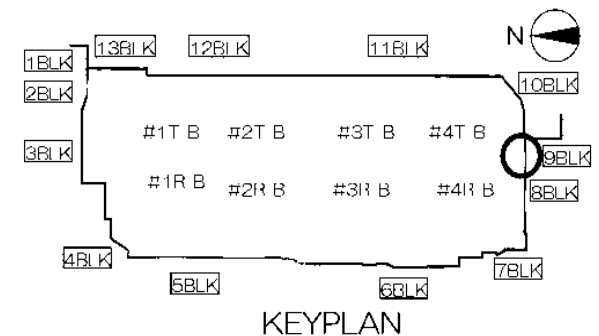
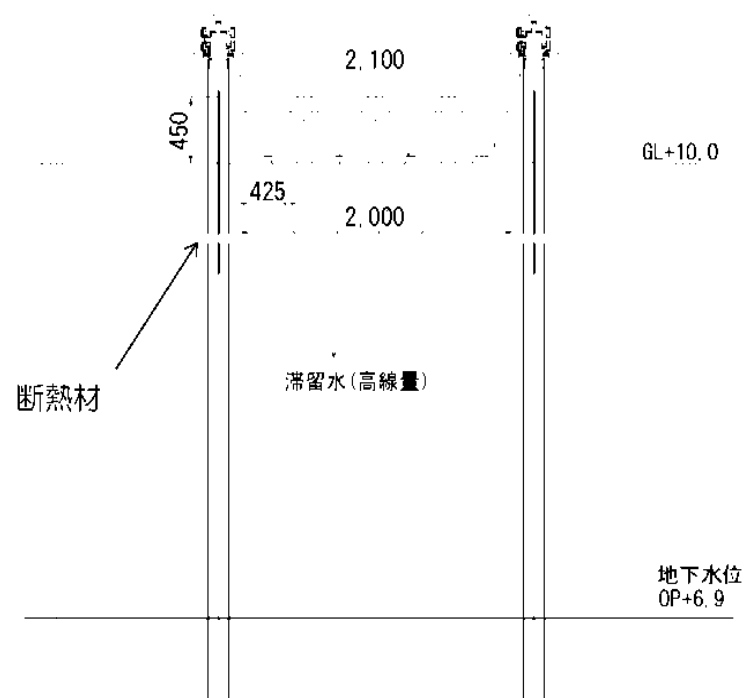
3.3 代表的な複列施工計画

8-1 「滞留水移送管」

平面図



断面図

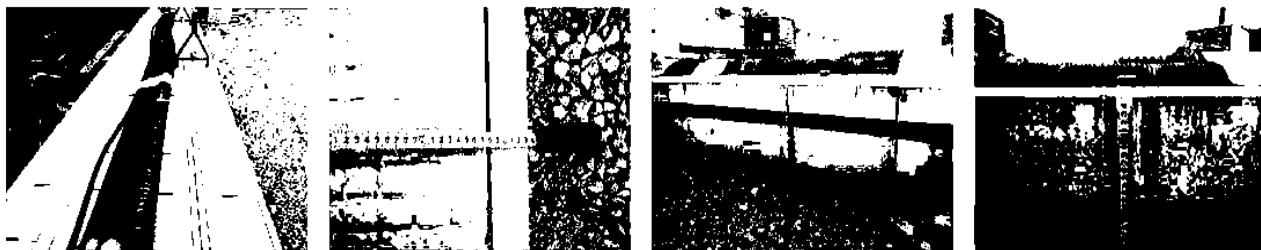


<埋設物情報>

位置：山側 8BLK
 形状：矩形
 寸法：外幅2.1m
 標高：OP+10.0m（下端）
 溜り水：調査予定
 地下水位：OP+6.9m
 内部施設：

<施工パターン>

複列



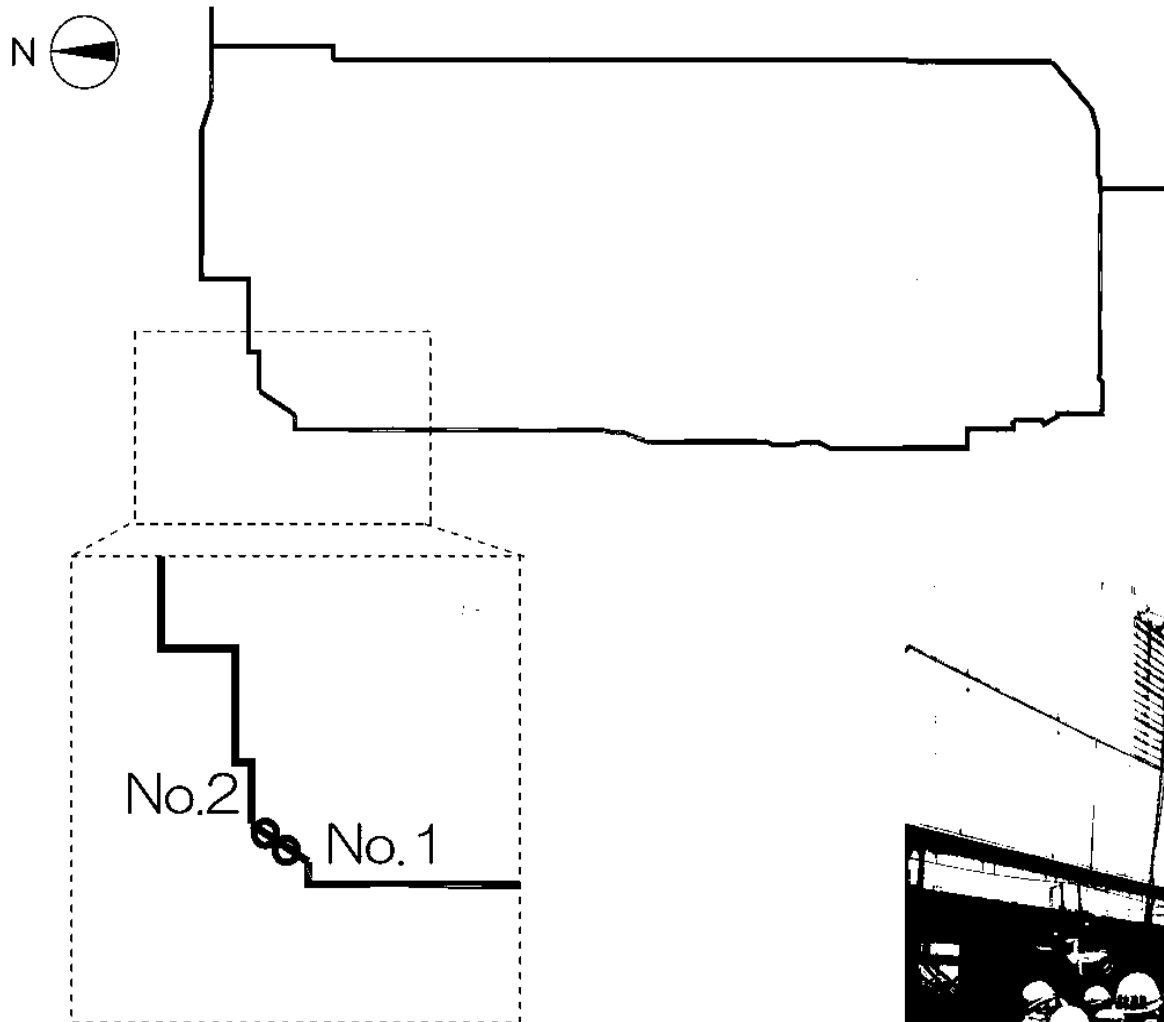
ケーシング凡例
 凍結管保護ケーシング

4. 凍土壁工事 工事進捗状況他

4.1 凍土壁工事 工事進捗状況

4.2 凍土壁工事 労働安全上の配慮事項

4.1 凍土壁工事 工事進捗状況



【4BLK】（2/28本削孔中）

No.1；削孔深度 24.0m（6/5完了時点）

No.2；削孔深度 4.5m（ 〃 ）

※ 計画削孔深度；30m

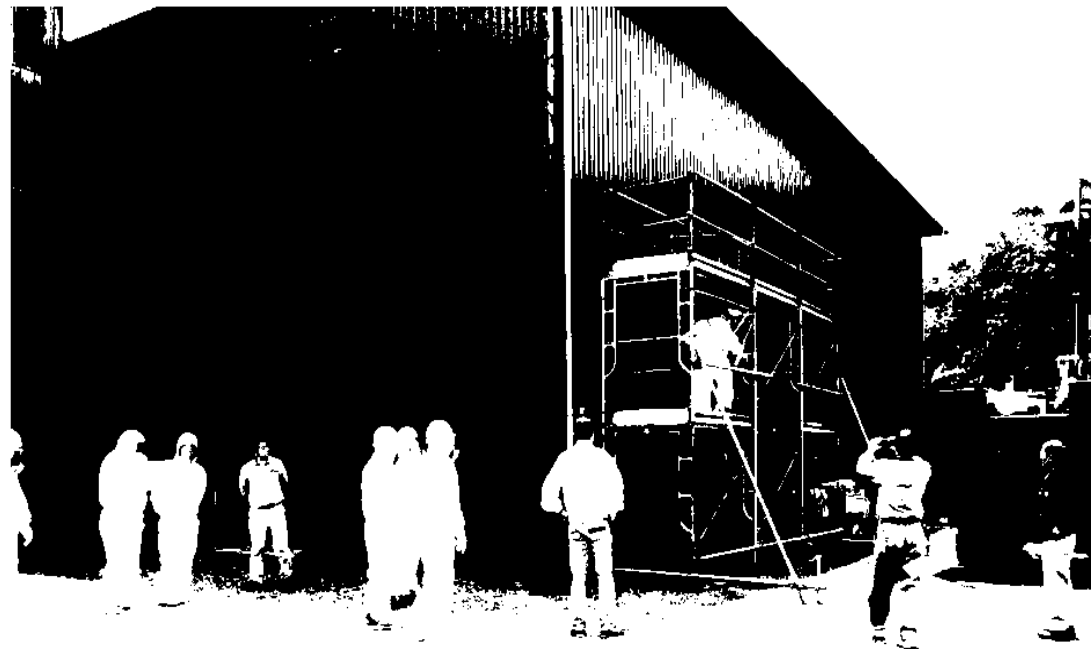


4.2 凍土壁工事 労働安全上の配慮事項①

予想される災害	対策
試掘中の掘削面崩落	<ul style="list-style-type: none"> ・多段掘削の実施 ・単独作業の禁止 ・状況に応じた土留めの設置
ボーリングマシン回転部等の挟まれ・巻きこまれ	<ul style="list-style-type: none"> ・回転部カバーの確実な取付け ・保護具の着用 ・起動前オペ発声による合図の実施
重量物の落下	<ul style="list-style-type: none"> ・荷下への侵入禁止 ・専任監視員の配置
作業架台からの墜落	<ul style="list-style-type: none"> ・落下防止柵、昇降設備の配備 ・作業架台の点検
熱中症	<ul style="list-style-type: none"> ・体調管理のチェック（チェック表活用） ・作業員同士の声掛け ・作業前後の水分・塩分の摂取 ・クールベストの着用 ・WBGTに応じた休憩時間の設定
作業員の被ばく	<ul style="list-style-type: none"> ・L型擁壁、タグスワット、RCパネル設置 ・表土すきとり、被覆 ・遮蔽ベスト着用 等

4.2 凍土壁工事 労働安全上の配慮事項②

新規入場者のための管理区域作業トレーニング



二人一組で正しく
装備できているか確認しま
しょう



仮設ヤード屋外での模擬作業

カリキュラム

- ・ 試掘作業の体験
- ・ 不明埋設物接触時の体験
- ・ 足場組立・解体の体験
- ・ 溶接作業の養生体験
- ・ ケーシング接続作業の体験



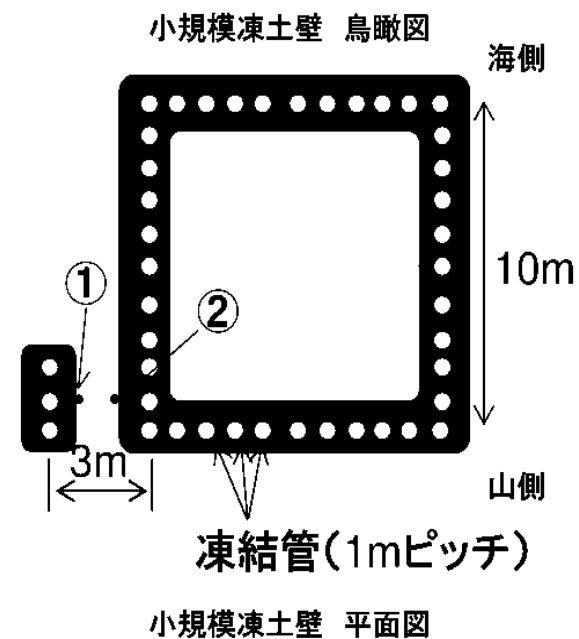
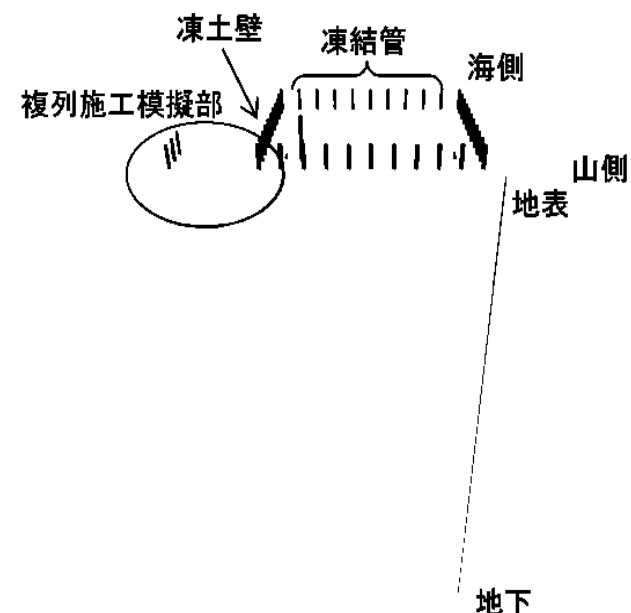
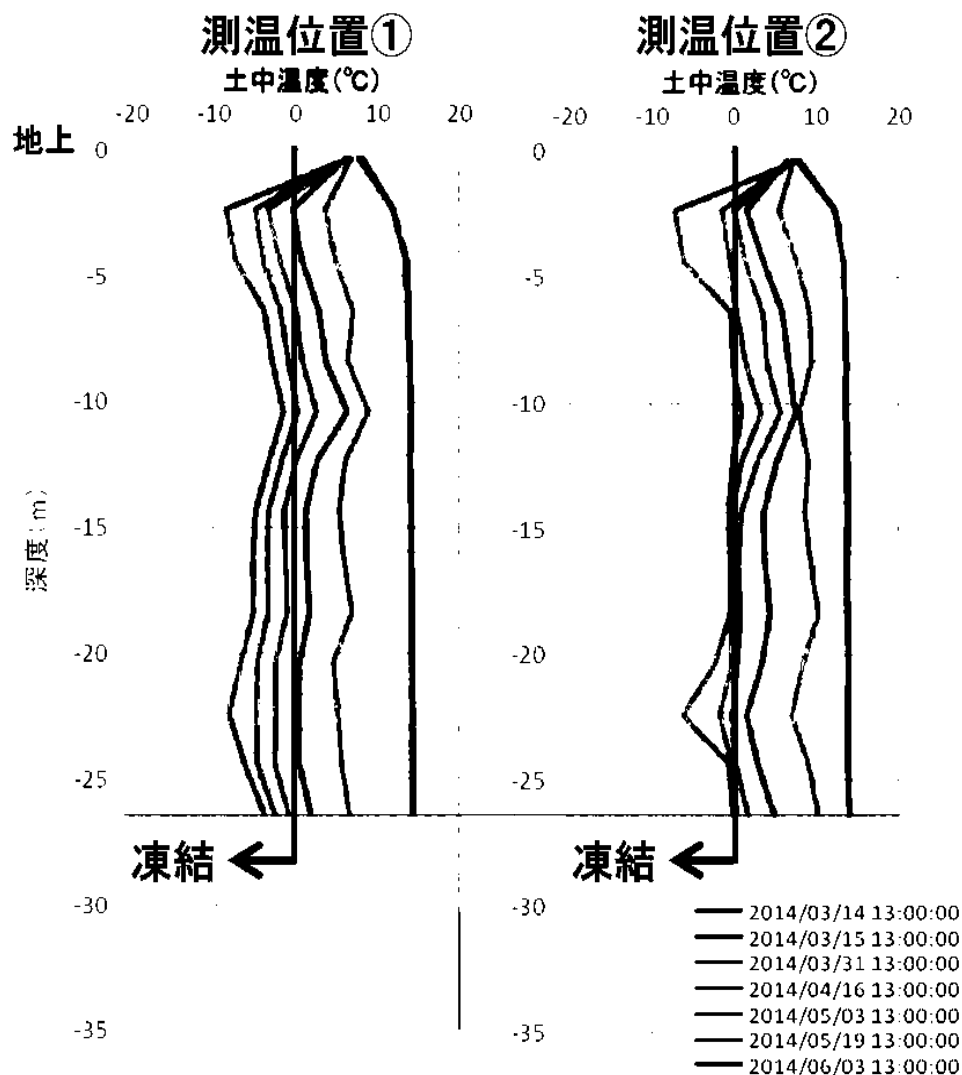
東京電力 **in** 鹿島

＜参考資料＞

- ＜参考1＞ 複列施工の成立性確認
- ＜参考2＞ 不明埋設物への対処方法
- ＜参考3＞ FS事業における貫通施工試験
- ＜参考4＞ 貫通施工計画
- ＜参考5＞ 複列施工計画
- ＜参考6＞ 凍土壁工事 主な被ばく線量低減対策

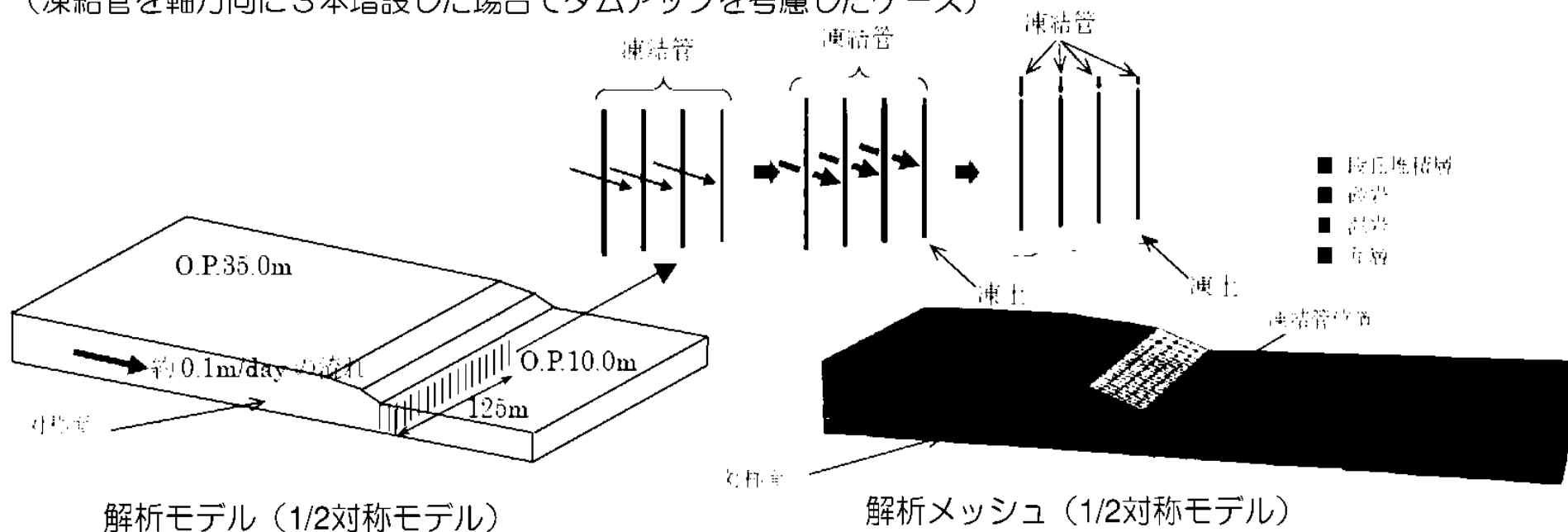
<参考1> 複列施工の成立性確認①

- ・凍結管ピッチ3m幅に対して複列施工した場合の凍土壁の閉合成立性を実証中
- ・現在凍土壁造成が進行し6月上旬に閉合見込み

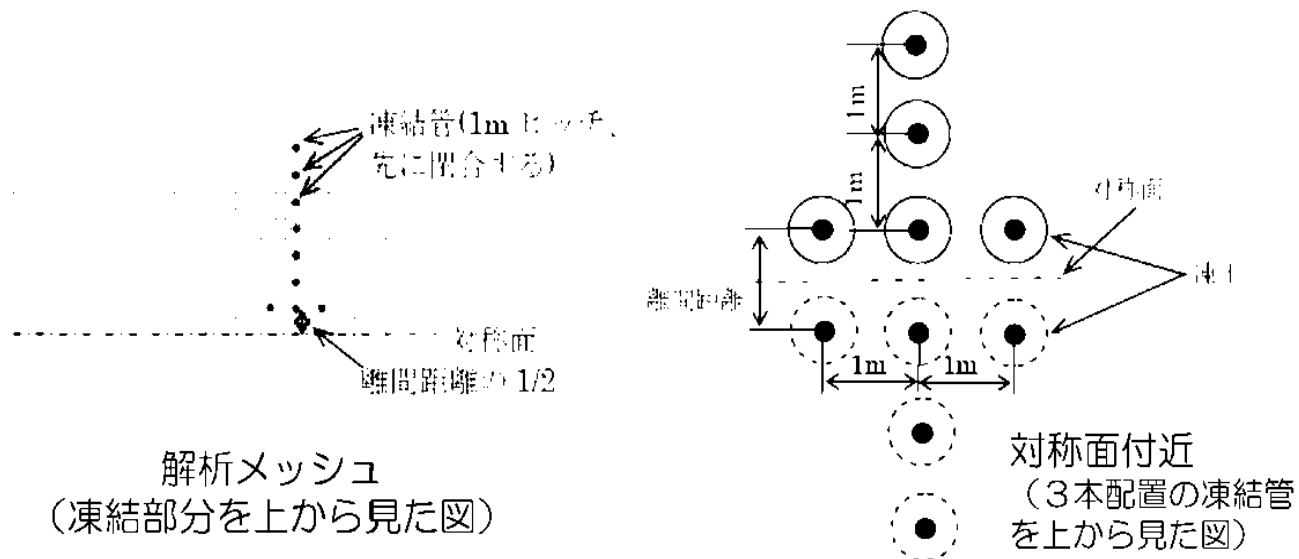


<参考1> 複列施工の成立性確認②

複列施工による凍結閉合の成立性確認を以下の条件で実施
 (凍結管を軸方向に3本増設した場合でダムアップを考慮したケース)

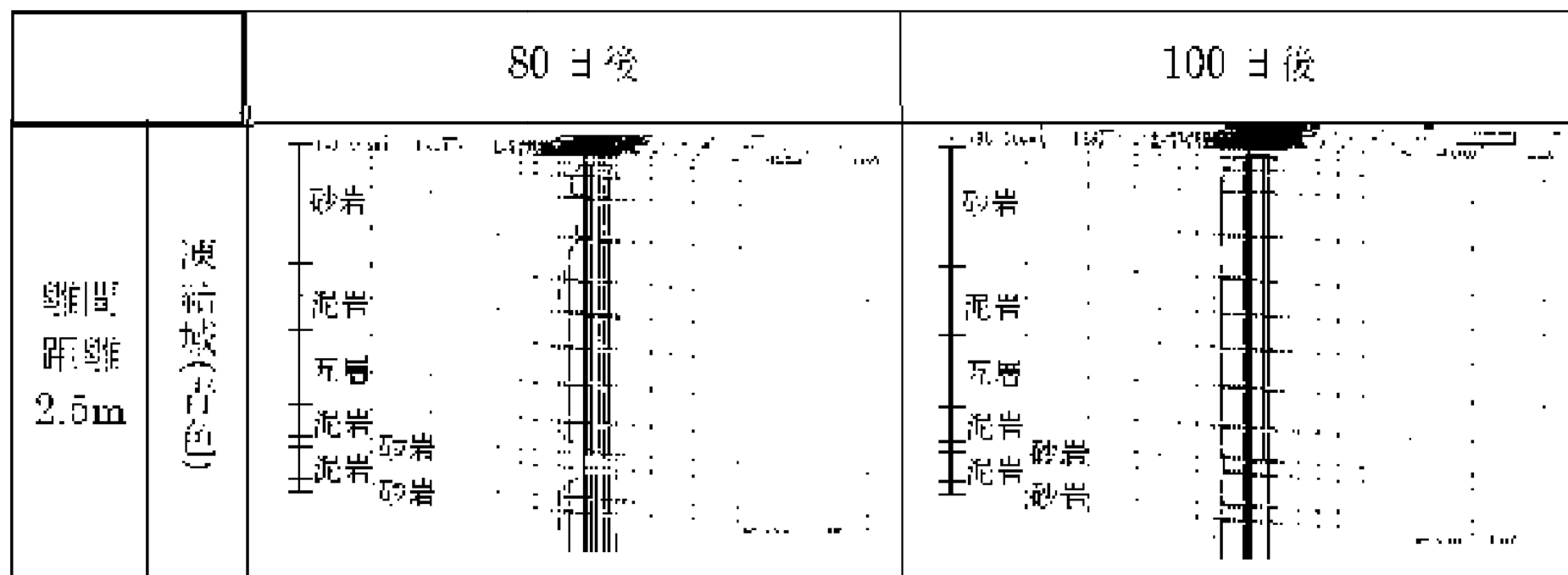


- ・複列施工の対象構造物で最大の幅員は2.1m
- ・ケーシング径は0.15m
- ・ゆえに2.4mの離間で閉合を確認
 (解析は2.5mで実施)

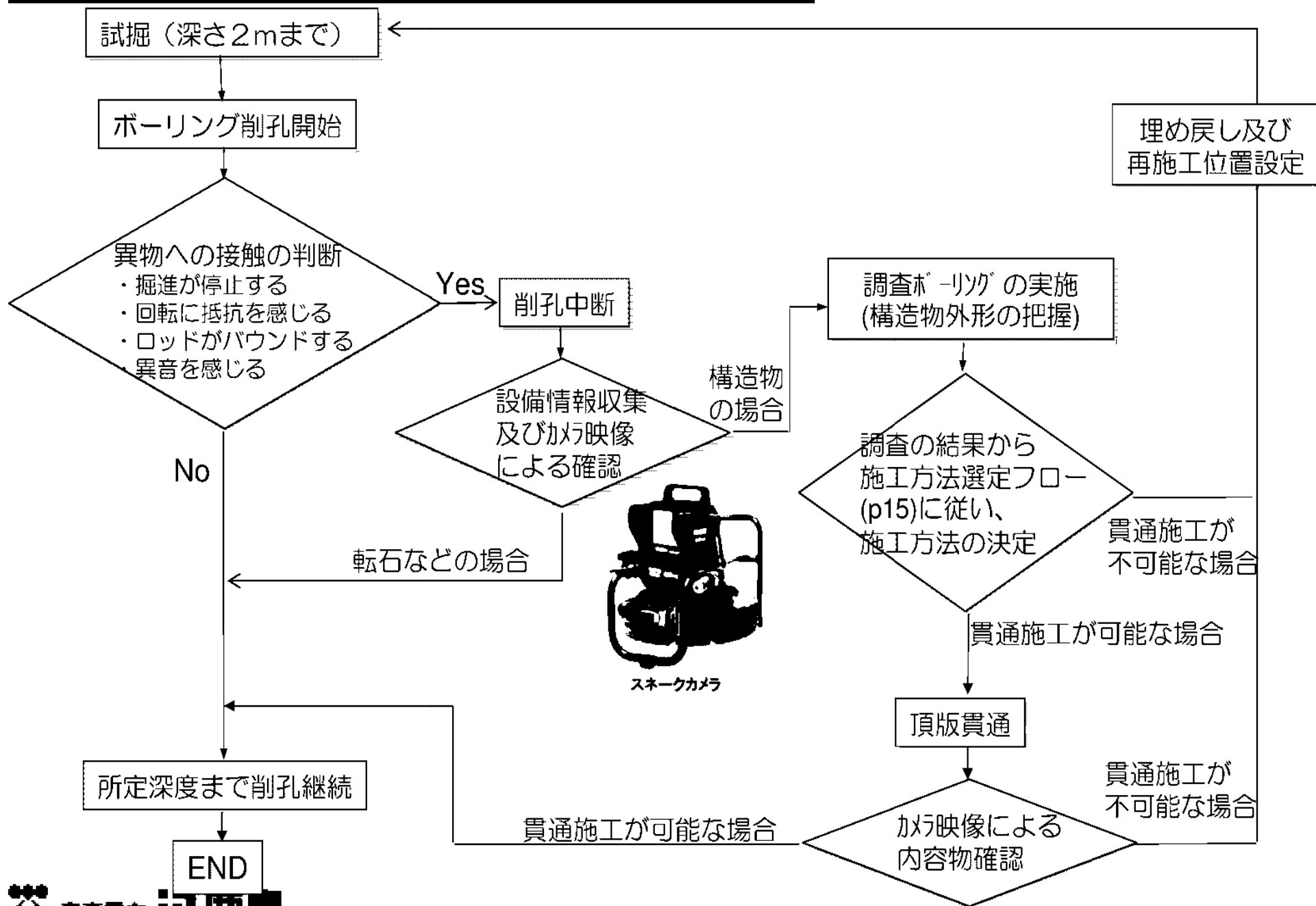


<参考1> 複列施工の成立性確認③

解析の結果、2.5mの離間では100日後に閉合する

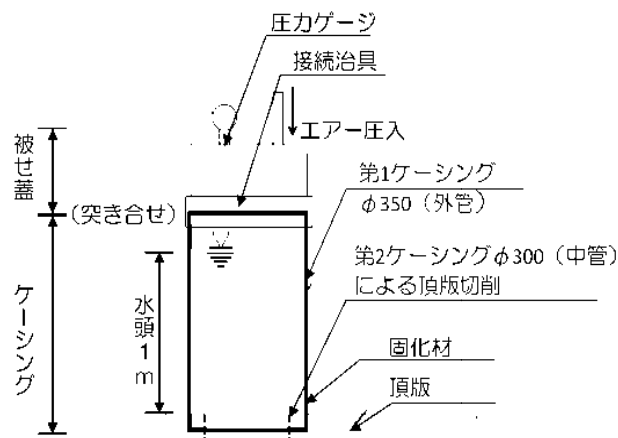


<参考2> 不明埋設物への対処方法

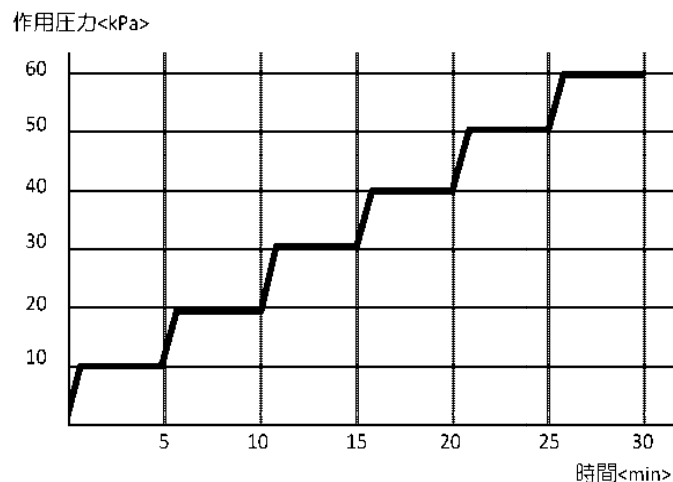


<参考3> FS事業における貫通施工試験①

(1) 気密試験の概要・実施フロー（頂版試験の例）



試験概要図



試験圧カステップ図

<外管の頂版への止水>

Step1：第1ケーシング（φ350）による削孔その1

削孔深さは、切込み長設定値に対して、2cmを残す深さまで削孔

Step2：セメントミルク注入充填

ケーシング内部に固化材を注入し、ケーシング先端が切込深度に収まる範囲でケーシングを上下させ、切込溝内部で充填する

Step3：第1ケーシング（φ350）による削孔その2

切込み長残尺2cmに対して、削孔水の供給を行わず（無水削孔）、所定深さまで削孔

Step4：第2ケーシング（φ300）による削孔

外管の封入深さと同等以上の深度まで削孔

<気密試験>

Step5：気密試験の実施

設定圧力P=10・20・30・40・50・60kPaに対して、目視による漏えい有無及び圧力変動（合計30分間（5分間/圧力step））を確認

<参考3> FS事業における貫通施工試験②

(2) 気密試験の結果

頂版気密試験結果一覧表

設定圧力kPa		10	20	30	40	50	60
水頭圧力kPa		10	10	10	10	10	10
空気圧力初期値kPa		-	10	20	30	40	50
CASE1-1	空気圧読み値kPa	-					
	漏えい有無	NG					
CASE1-2	空気圧読み値kPa	-	10	18	29	38	48
	漏えい有無	OK	OK	OK	OK	OK	OK
CASE2-1	空気圧読み値kPa	-	10	20	30	39	49
	漏えい有無	OK	OK	OK	OK	OK	OK
CASE2-2	空気圧読み値kPa	-	10	17	26	35	44
	漏えい有無	OK	OK	OK	OK	OK	OK
CASE3-1	空気圧読み値kPa	-	10	17	28	40	50
	漏えい有無	OK	OK	OK	OK	OK	OK
CASE3-2	空気圧読み値kPa	-	10	19	30	40	50
	漏えい有無	OK	OK	OK	OK	OK	OK
CASE4-1	空気圧読み値kPa	-	10	18	26	32	37
	漏えい有無	OK	OK	OK	OK	OK	NG
CASE4-2	空気圧読み値kPa	-	10	20	30	40	50
	漏えい有無	OK	OK	OK	OK	OK	OK

※ 試験ケースはp.24参照

底版気密試験結果一覧表

設定圧力kPa		10	20	30	40	50	60
水頭圧力kPa		10	20	20	20	20	20
空気圧力初期値kPa		-	-	10	20	30	40
CASE4-1	空気圧読み値kPa	-	-	10	20	29	39
	漏えい有無	OK	OK	OK	OK	OK	OK
CASE4-2	空気圧読み値kPa	-	-	10	20	29	40
	漏えい有無	OK	OK	OK	OK	OK	OK

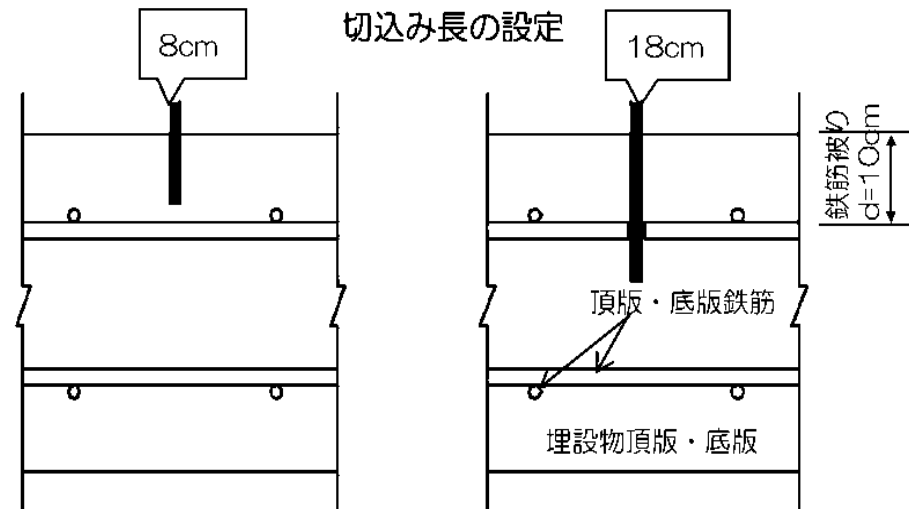
- ・ CASE1-1は気密試験の初期段階（設定圧力10kPa）で目視による漏えいが確認された。
ボーリングマシンの回転数が影響していると推定し、以降の試験ではボーリングマシンの回転数を落として切削した結果、同様の事象は確認されなかった。
- ・ CASE2-2は目視による漏えいは確認されなかったが、気密試験の最終段階（設定圧力60kPa）でゲージ圧の低下が確認された。
- ・ CASE4-1は気密試験の最終段階（設定圧力60kPa）で目視による漏えい及びゲージ圧の低下が確認された。
→気密性が保たれない可能性があるCASE4-1及びCASE2-2は双方とも外ビット配置形式であった。
一方、内ビット配置形式の試験は、全て、目視による漏えい及びゲージ圧低下は確認されなかった。

<参考3> FS事業における貫通施工試験③

(3) 気密試験のパラメータ設定

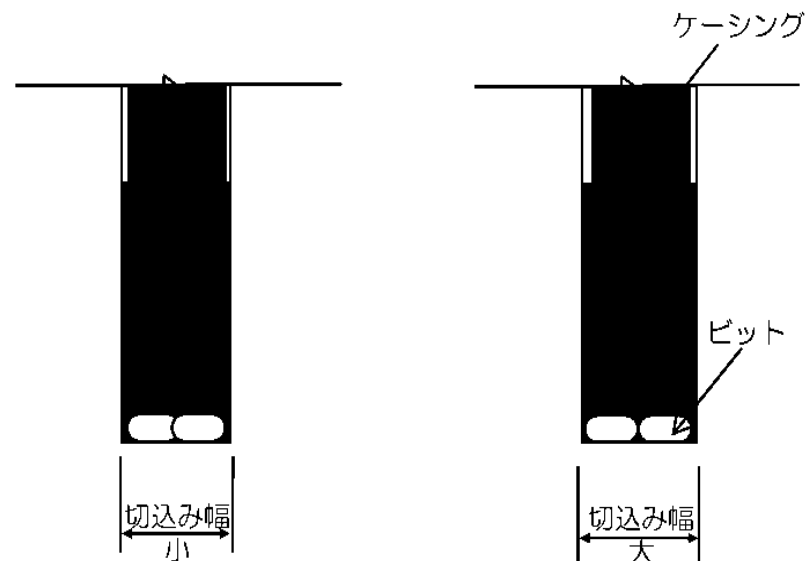
① 「切込み長(深さ)」の設定

- ・当該構造物の規模から頂版・底版鉄筋の被りを $d=10\text{cm}$ とした。既存の鉄筋位置の前後で止水処理部を設定
- ・止水処理部の延長をパラメーターとした



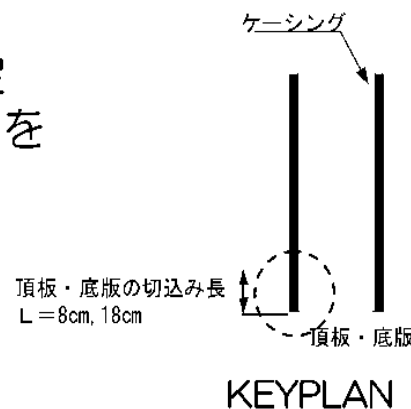
② 「ビット配置形式(切込み幅)」の設定

- ・止水溝部の切込み幅による止水性とビット配置形式による削孔効率をパラメーターとした



③ 「固化材配合」の設定

- ・固化材の配合と充填性をパラメーターとした



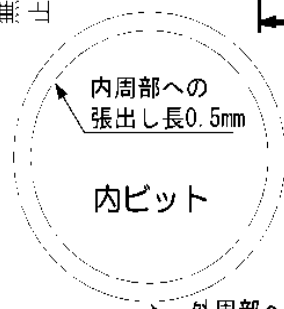
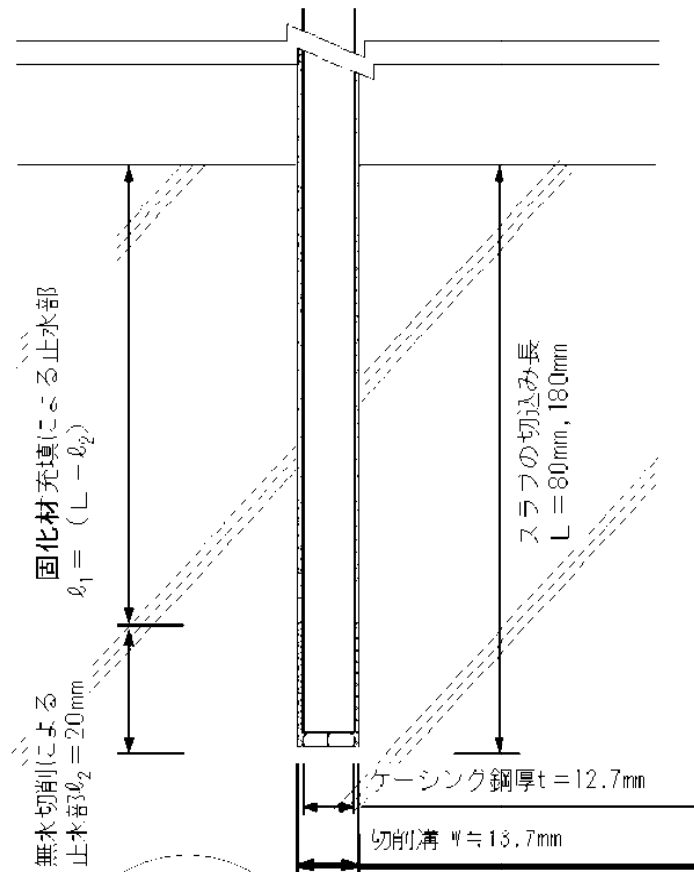
内ビット配置形式
(削孔効率：良)

外ビット配置形式
(削孔効率：優)

<参考3> FS事業における貫通施工試験④

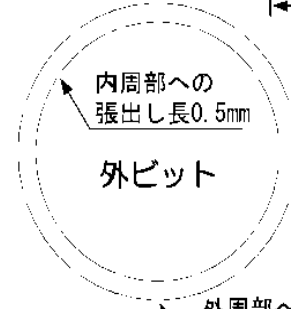
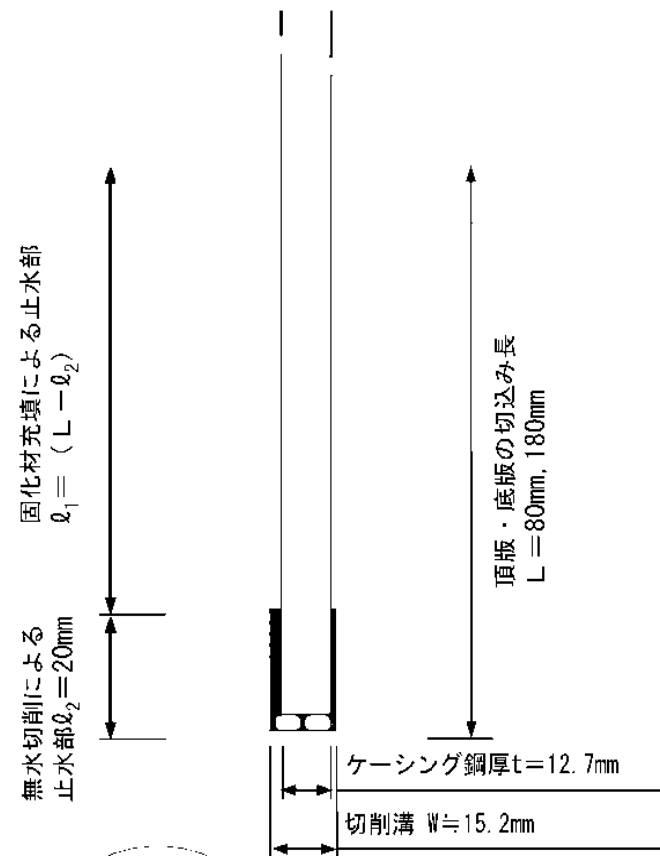
(4) ビット配置形式による止水処理部の概要

内ビット方式による止水処理部拡大概要図



外周部への張出し長0.5mm

外ビット方式による止水処理部拡大概要図



KEY PLAN

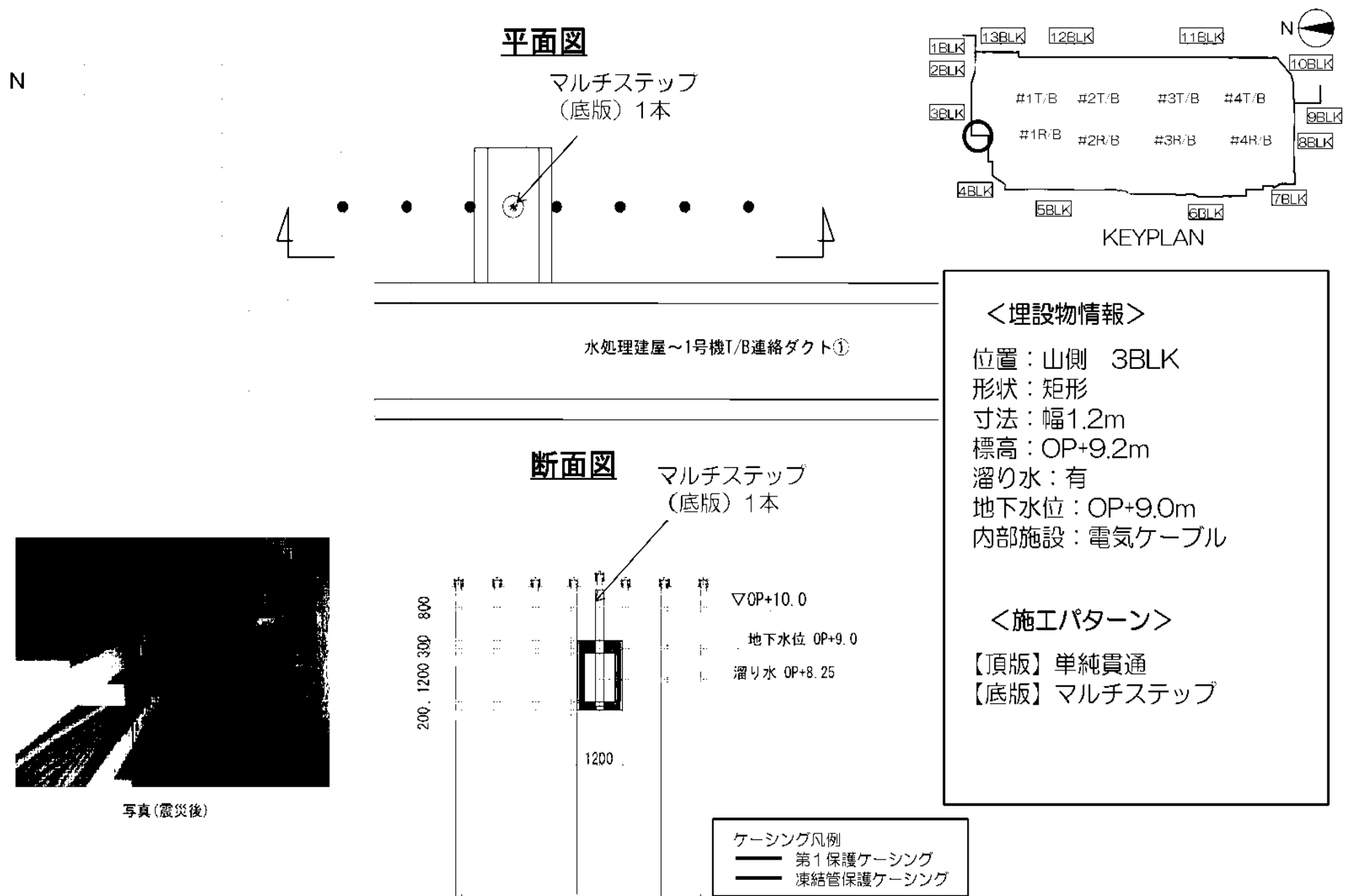
ケーシング
 $t = 12.7\text{mm}$

$\phi 350$

頂版・底版の切込み長
 $L = 80\text{mm}, 180\text{mm}$

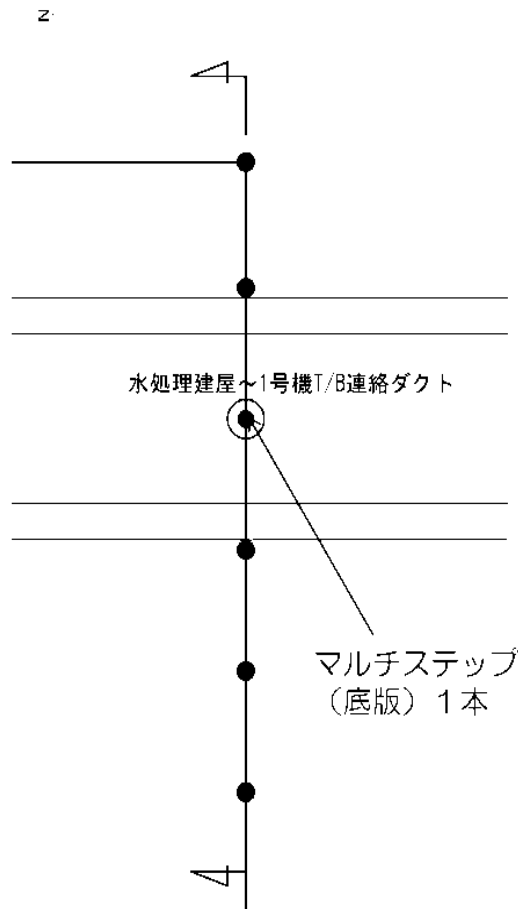
頂版・底版

<参考4> 貫通施工計画；3-2「水処理建屋～1号機T/B連絡ダクト①」

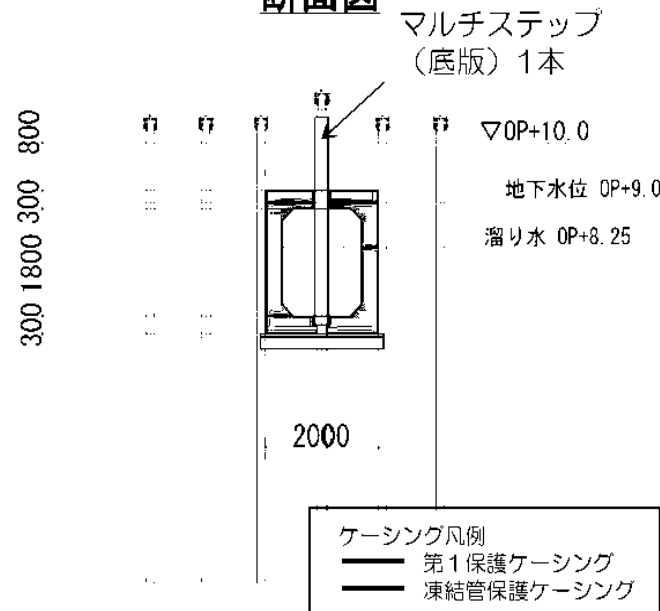


<参考4> 貫通施工計画：3-3「水処理建屋～1号機T/B連絡ダクト②」

平面図



断面図



<埋設物情報>

位置：山側 3BLK
 形状：矩形
 寸法：幅2.0m
 標高：OP+9.2m
 溜り水：有
 地下水位：OP+9.0m
 内部施設：電気ケーブル

<施工パターン>

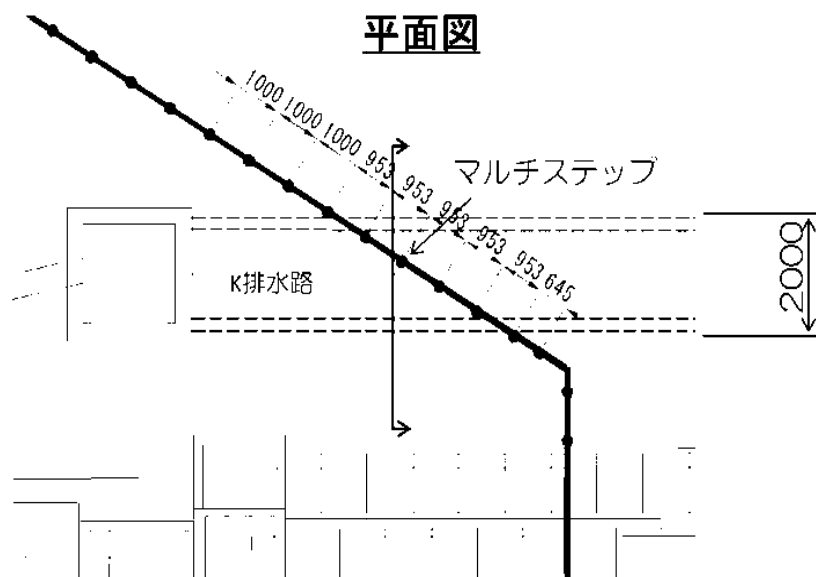
【頂版】単純貫通
 【底版】マルチステップ



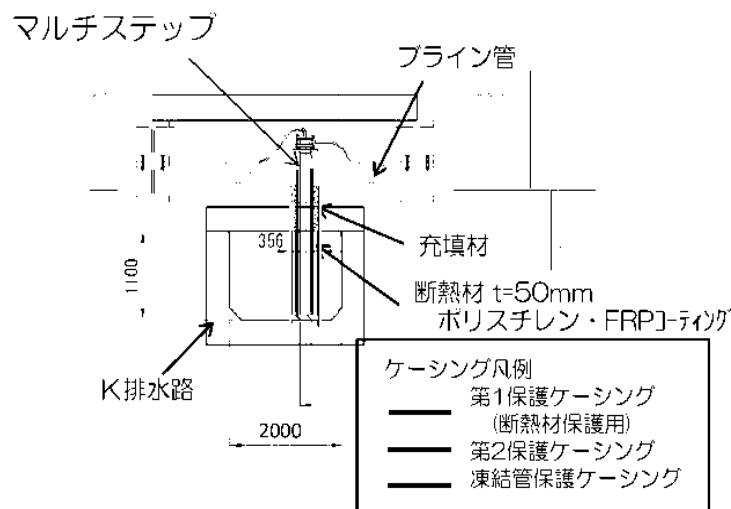
写真 (震災後)

※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

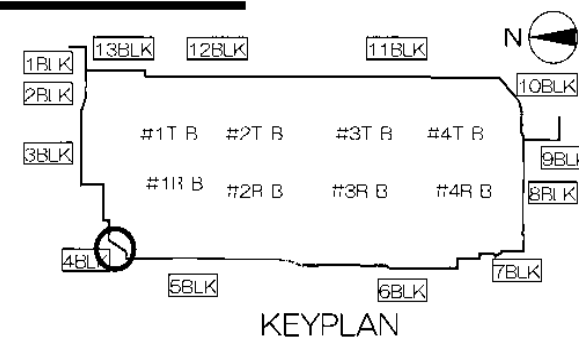
<参考4> 貫通施工計画：4-1「K排水路①」



断面図



※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある



<埋設物情報>

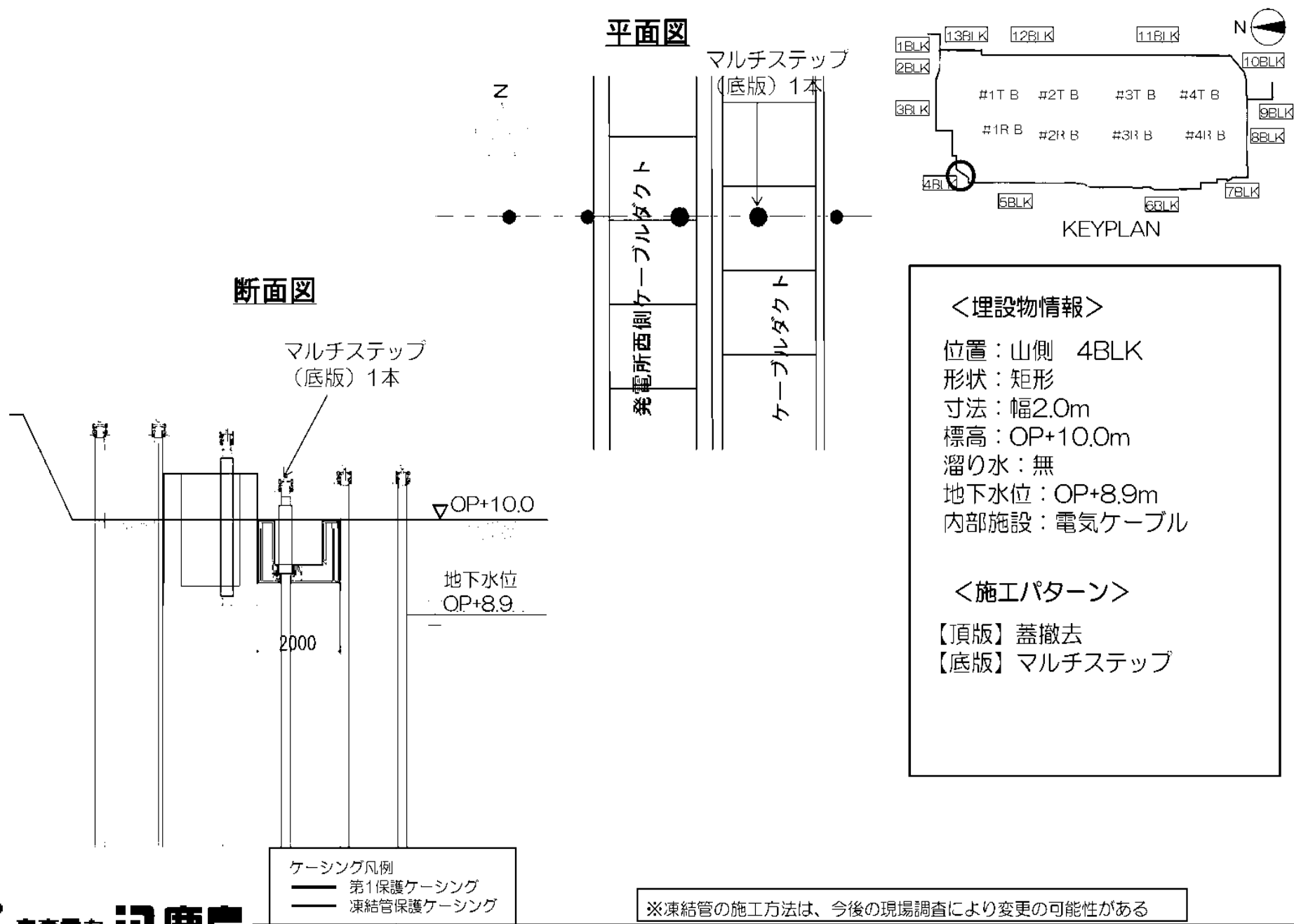
位置：山側 4BLK
 形状：矩形
 寸法：幅2.0m
 標高：OP+9.8m
 溜り水：調査予定
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：雨水排水

<施工パターン>

【頂版】単純貫通
 【底版】マルチステップ

・排水路内部は凍結管に断熱材
 取付け（排水流量は確保）

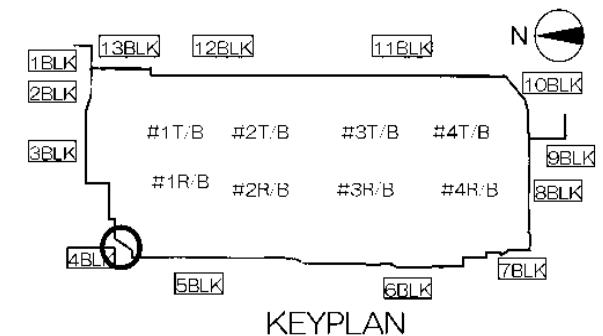
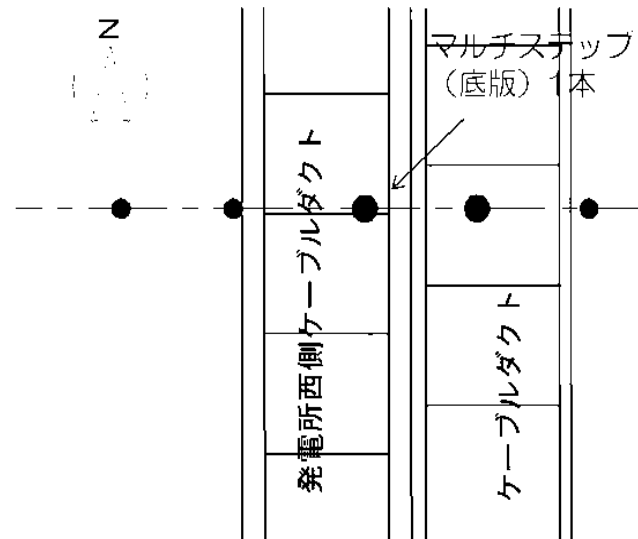
<参考4> 貫通施工計画：4-2「ケーブルダクト」



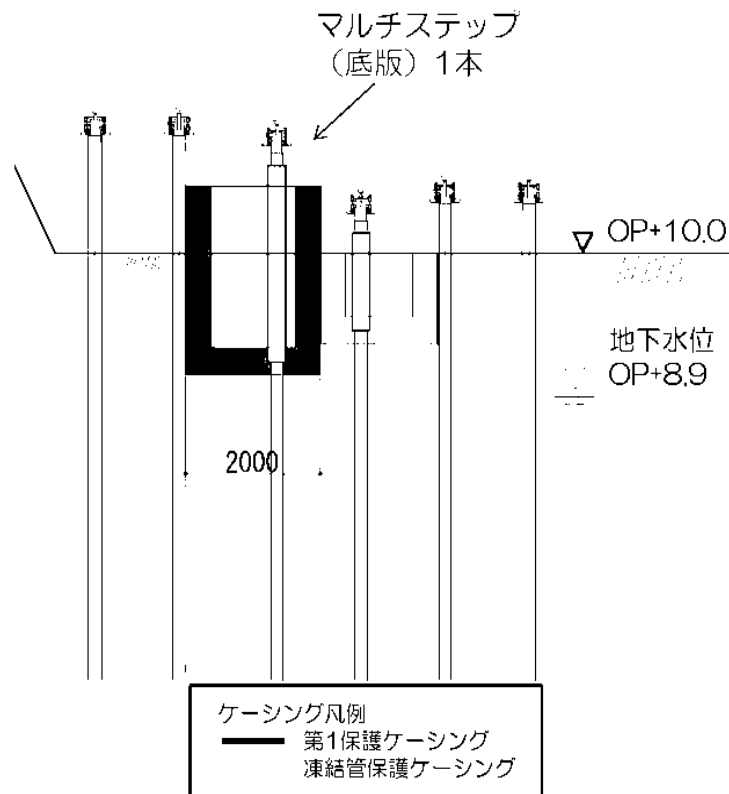
※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

<参考4> 貫通施工計画：4-3「発電所西側ケーブルダクト」

平面図



断面図



<埋設物情報>

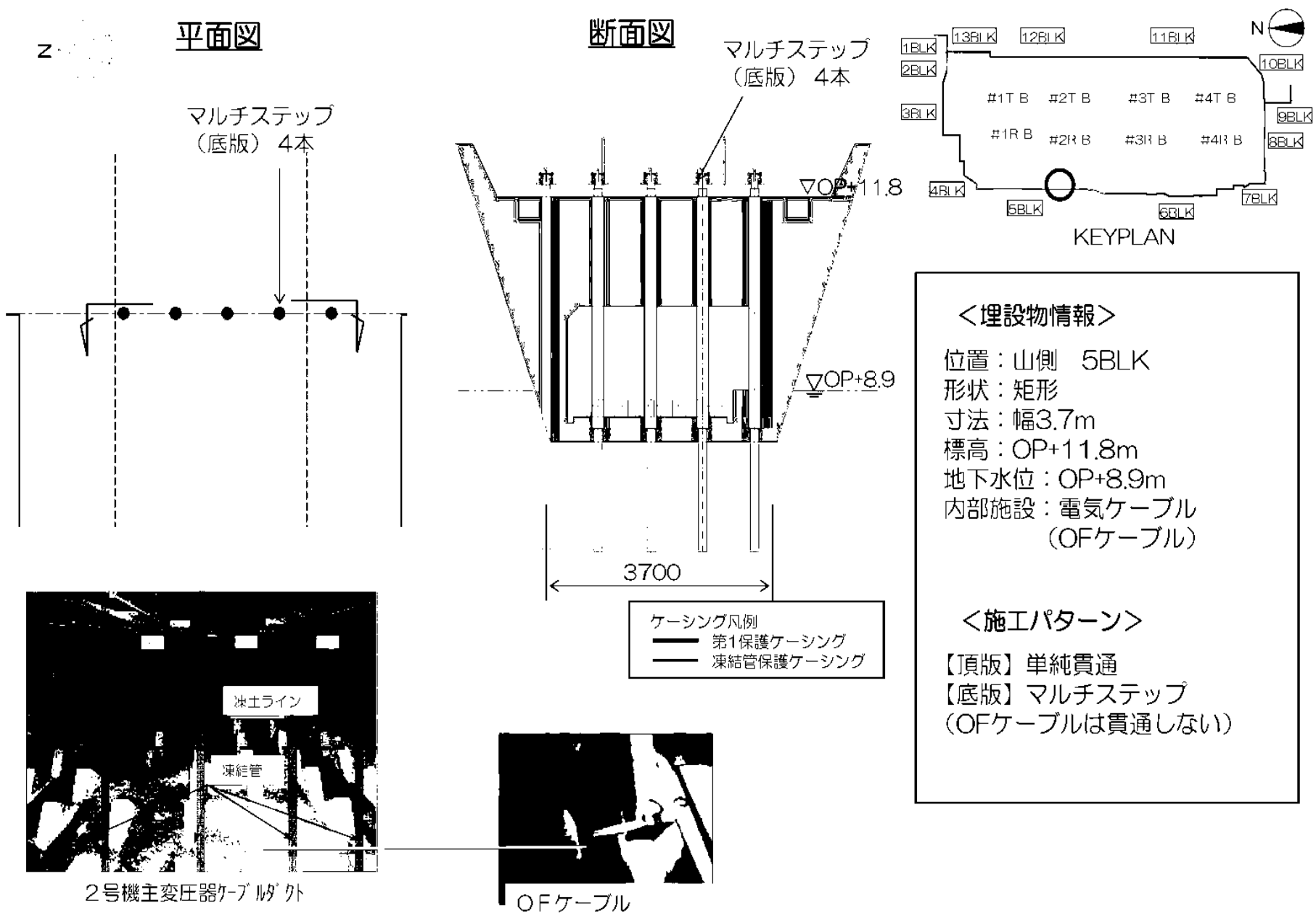
位置：山側 4BLK
形状：矩形
寸法：幅2.0m
標高：OP+10.5m
溜り水：無
地下水位：OP+8.9m
内部施設：電気ケーブル

<施工パターン>

【頂版】蓋撤去
【底版】マルチステップ

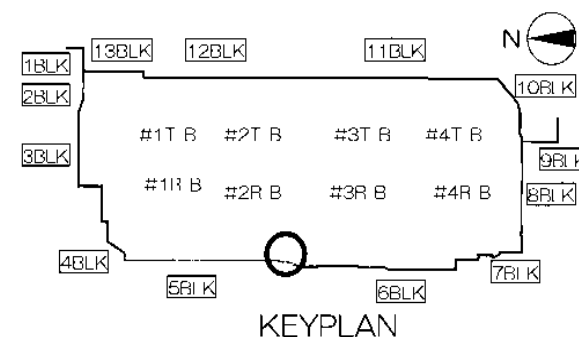
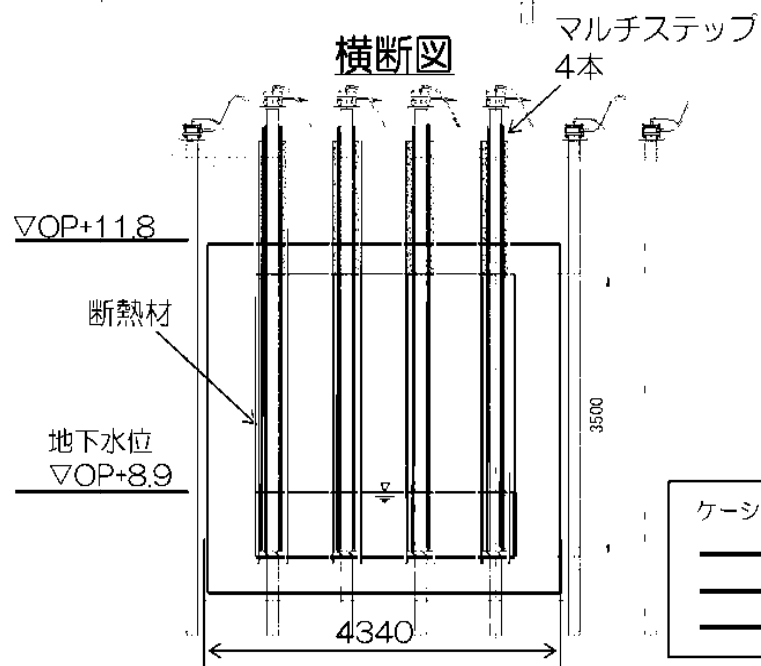
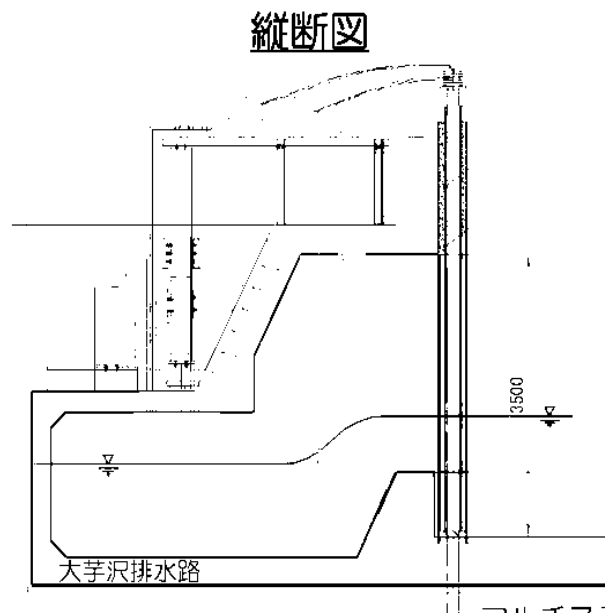
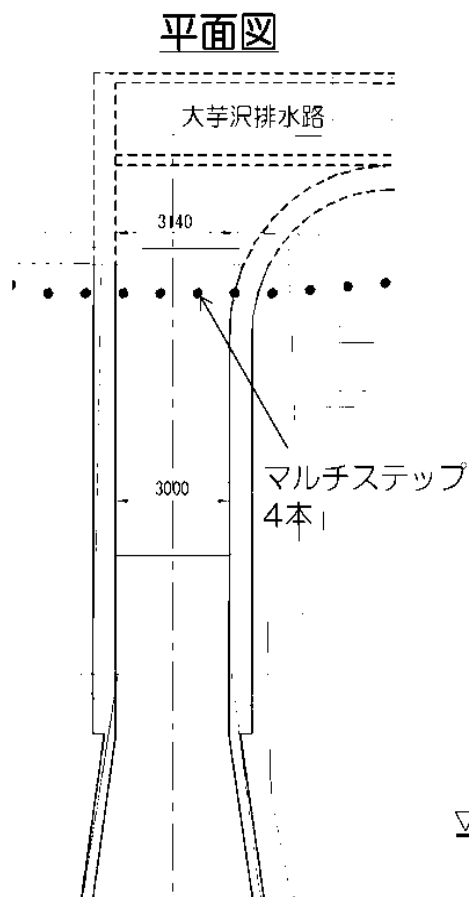
※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

<参考4> 貫通施工計画：5-2「2号機主変圧器ケーブルダクト」



※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

<参考4> 貫通施工計画：5-3「大芋沢排水路」



<埋設物情報>

位置：山側 5BLK
形状：矩形
寸法：幅4.3m
標高：OP+11.8m
溜り水：有
地下水位：OP+8.9m
内部施設：雨水排水

<施工パターン>

【頂版】単純貫通
【底版】マルチステップ

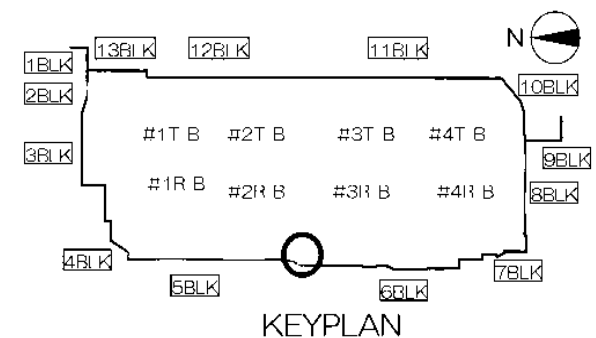
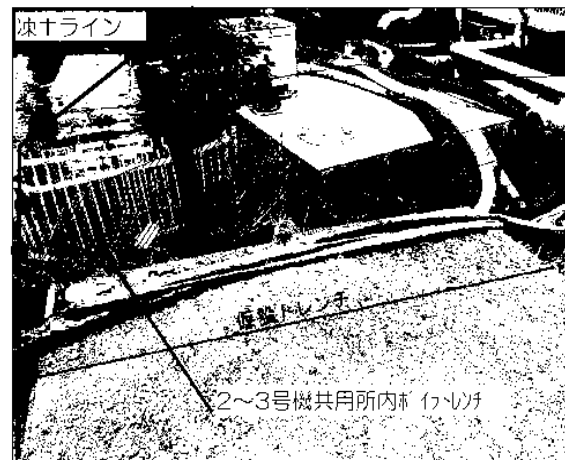
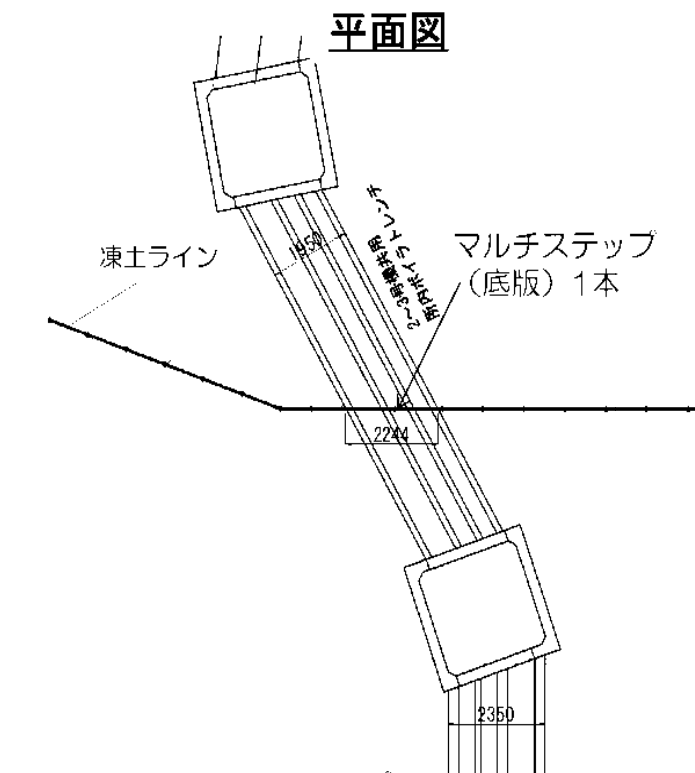
- ・排水路内部は凍結管に断熱材取付け（排水流量は確保）

ケーシング凡例

- 第1保護ケーシング
(断熱材保護用)
- 第2保護ケーシング
- 凍結管保護ケーシング

※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

<参考4> 貫通施工計画：6-1「2～3号機共用所内ボイラートレンチ」

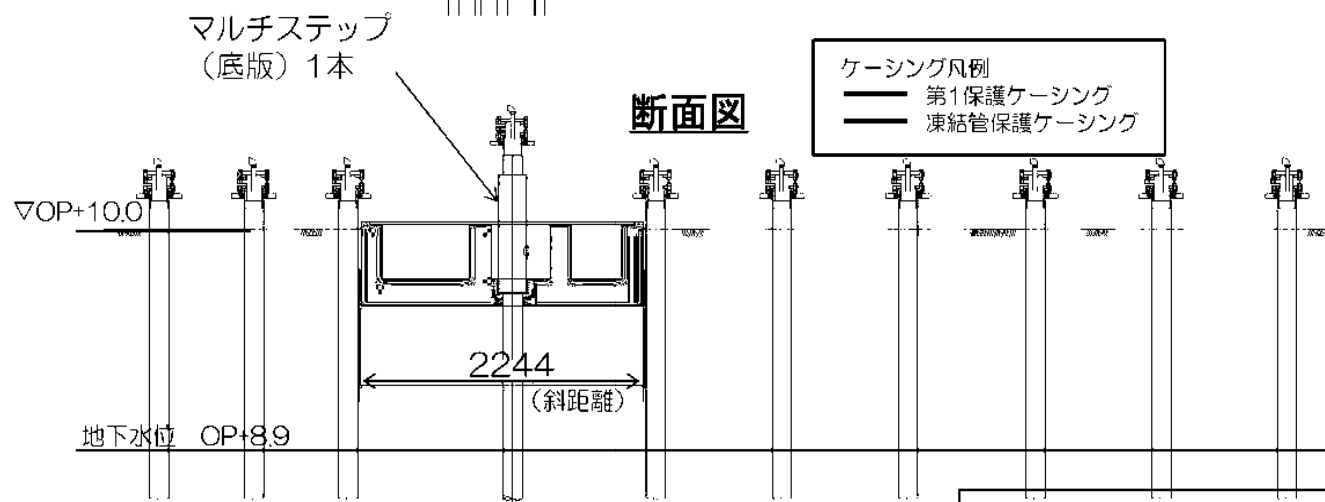


<埋設物情報>

位置：山側 6BLK
 形状：矩形
 寸法：幅1.95m
 標高：OP+10.0m
 溜り水：無
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：電気ケーブル

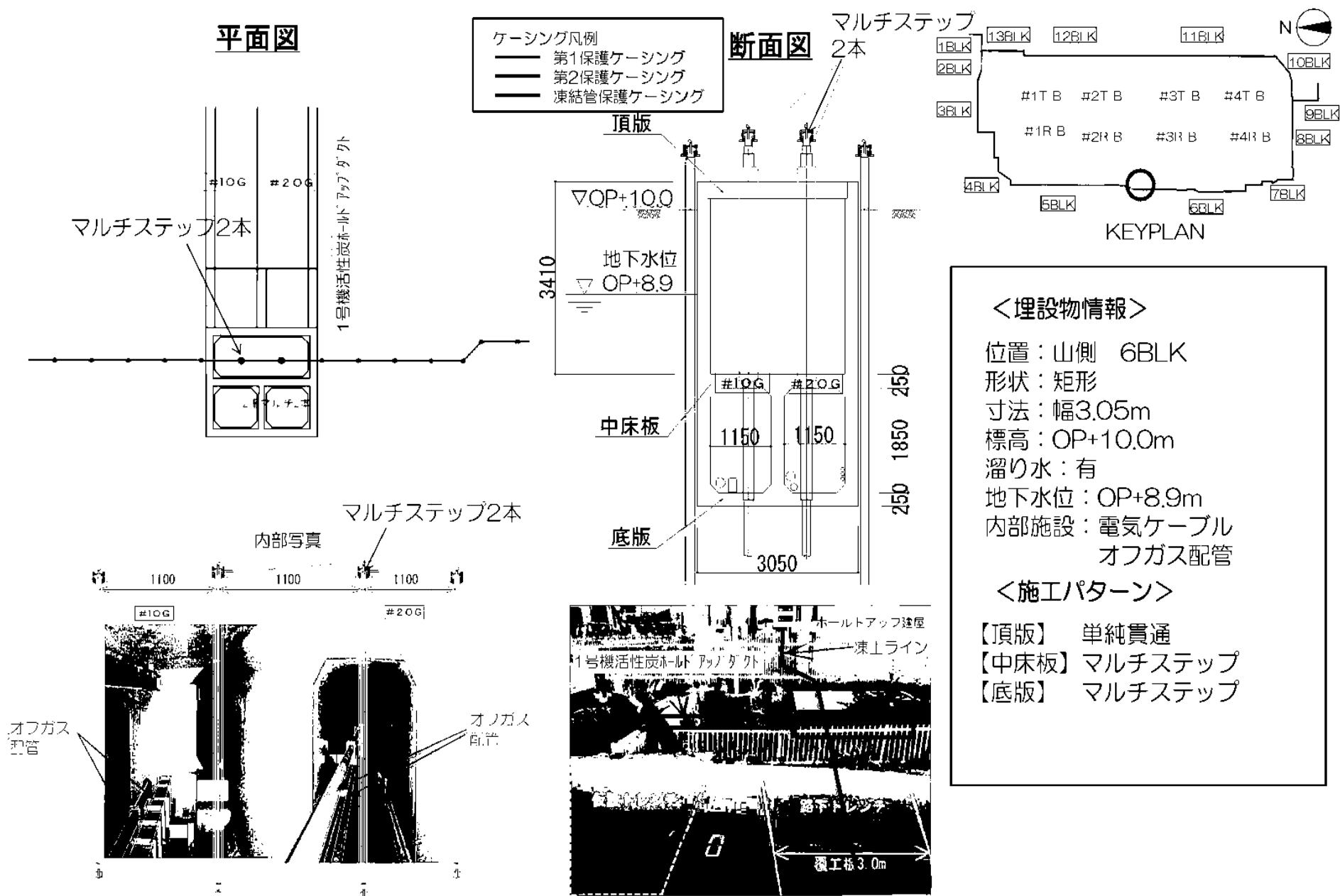
<施工パターン>

【頂版】単純貫通
 【底版】マルチステップ

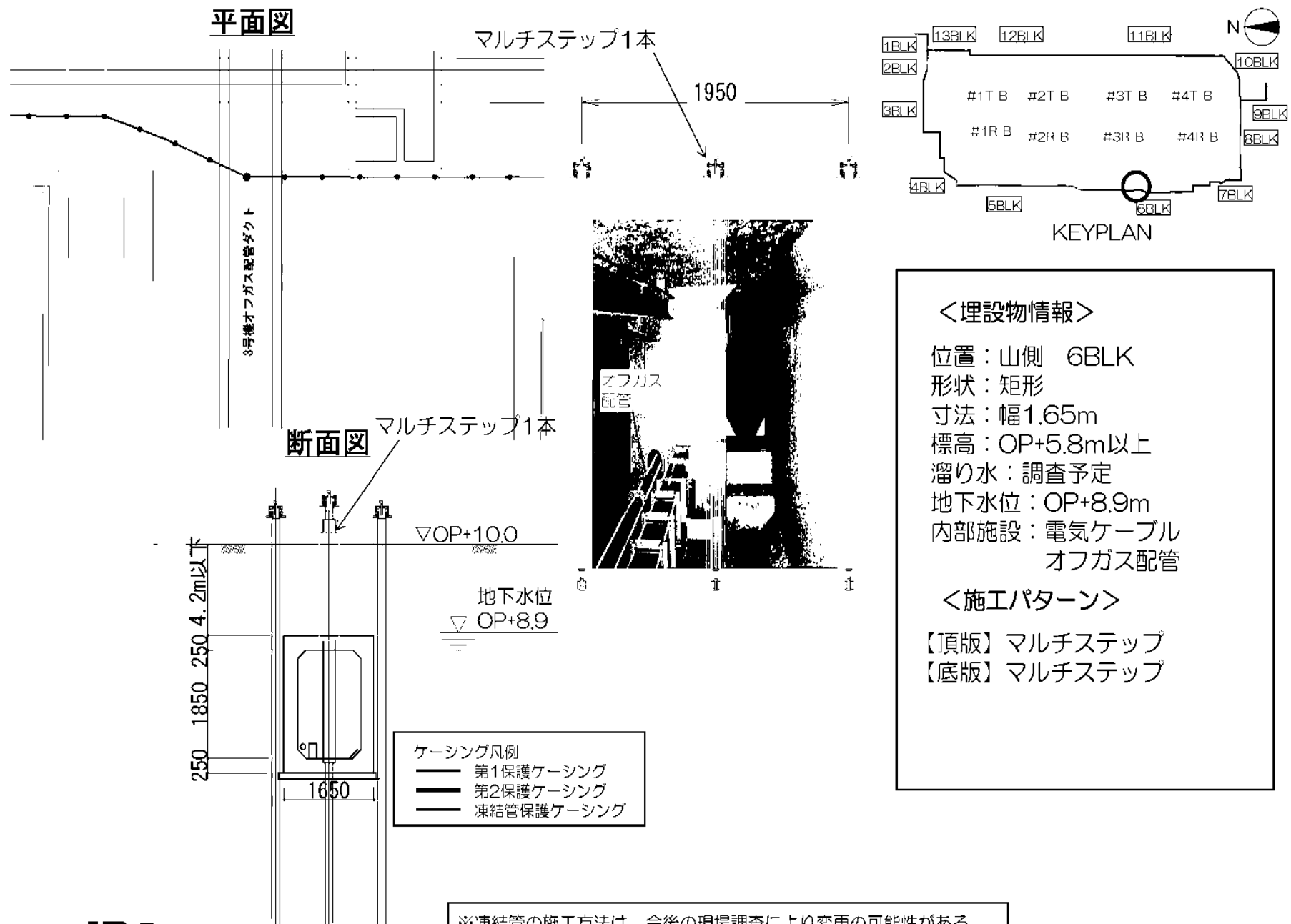


※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

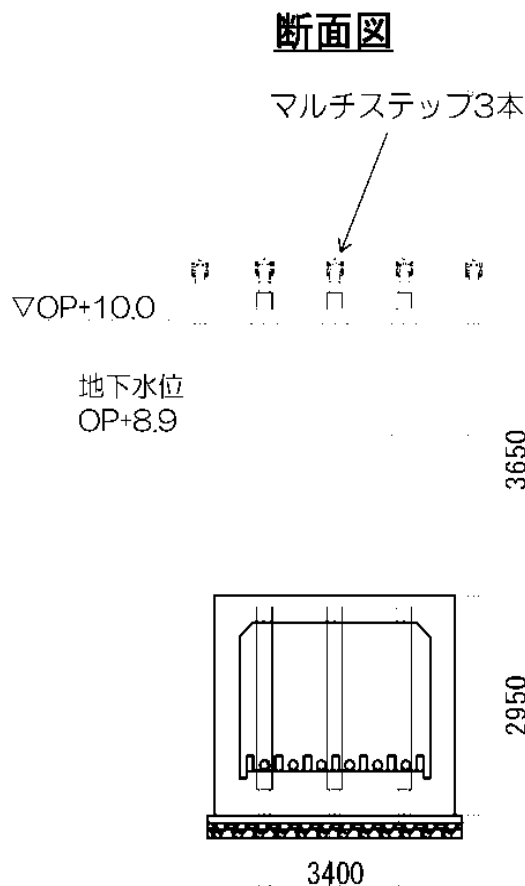
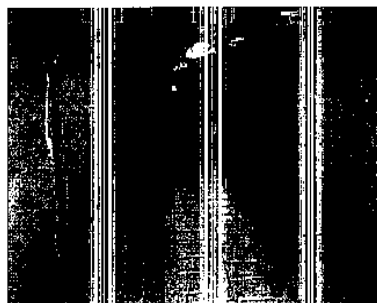
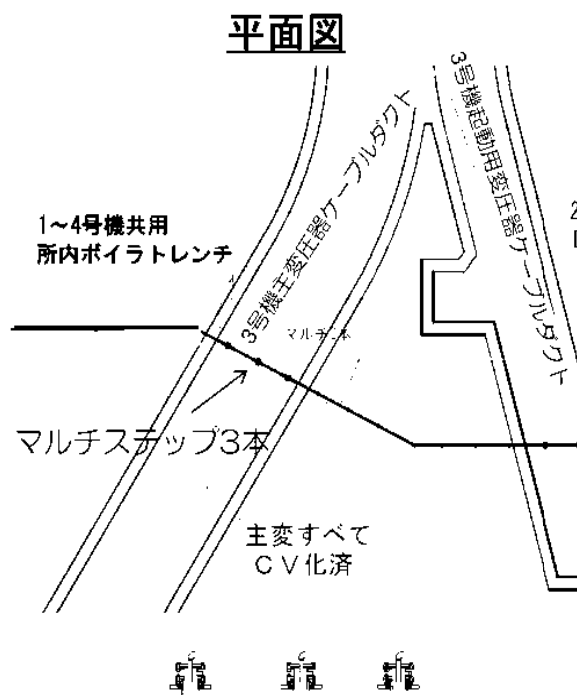
<参考4> 貫通施工計画：6-2「1号機活性炭ホールドアップダクト」



<参考4> 貫通施工計画：6-3「3号機オフガス配管ダクト（北側）」

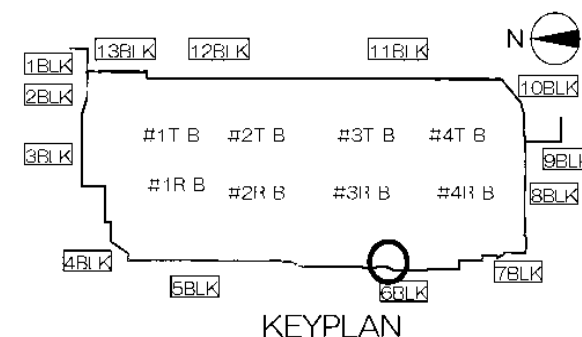


<参考4> 貫通施工計画：6-4「3号機主変圧器ケーブルダクト」



ケーシング凡例

- 第1保護ケーシング
- 第2保護ケーシング
- 凍結管保護ケーシング



<埋設物情報>

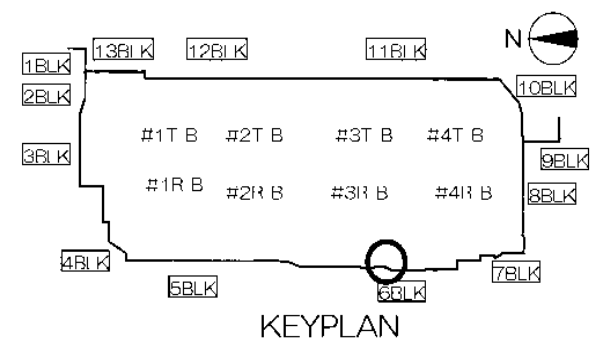
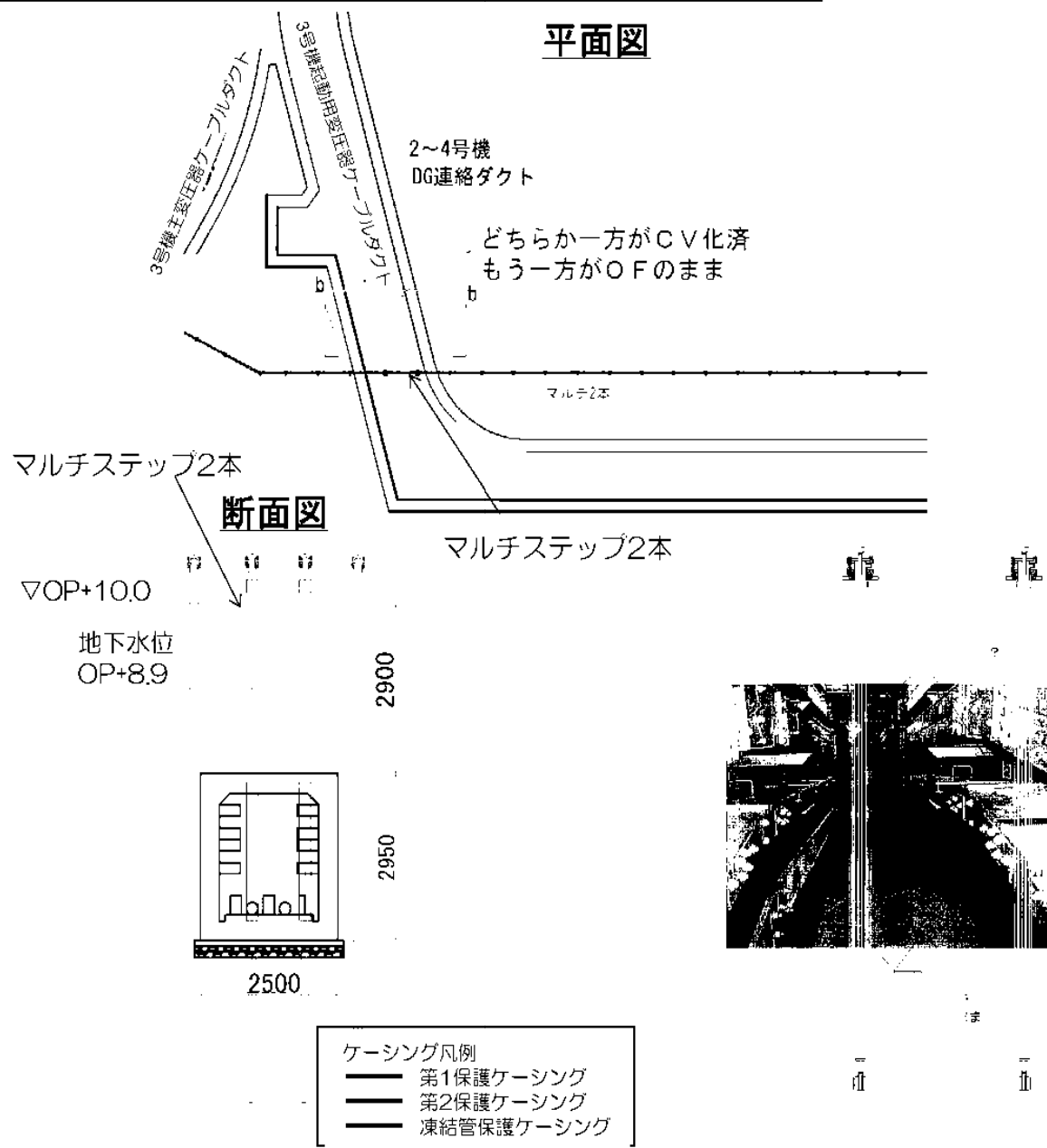
位置：山側 6BLK
 形状：矩形
 寸法：幅3.4m
 標高：OP+6.35m（天端）
 溜り水：有
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：電気ケーブル

<施工パターン>

【頂版】マルチステップ
 【底板】マルチステップ

写真

<参考4> 貫通施工計画：6-5「3号機起動用変圧器ケーブルダクト」



<埋設物情報>

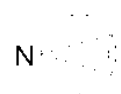
位置：山側 6BLK
 形状：矩形
 寸法：幅2.5m
 標高：OP+7.1m（天端）
 溜り水：有
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：電気ケーブル
 （CVケーブル・OFケーブル）

<施工パターン>

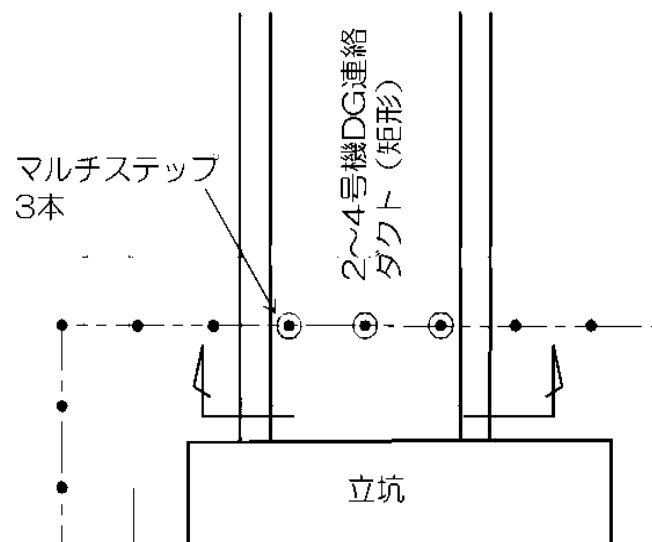
【頂版】マルチステップ
 【底版】マルチステップ
 （OFケーブルは貫通しない）

※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

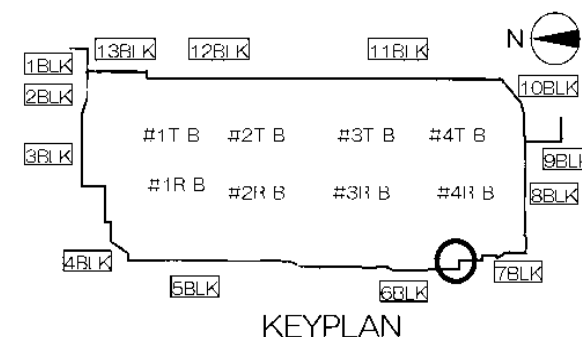
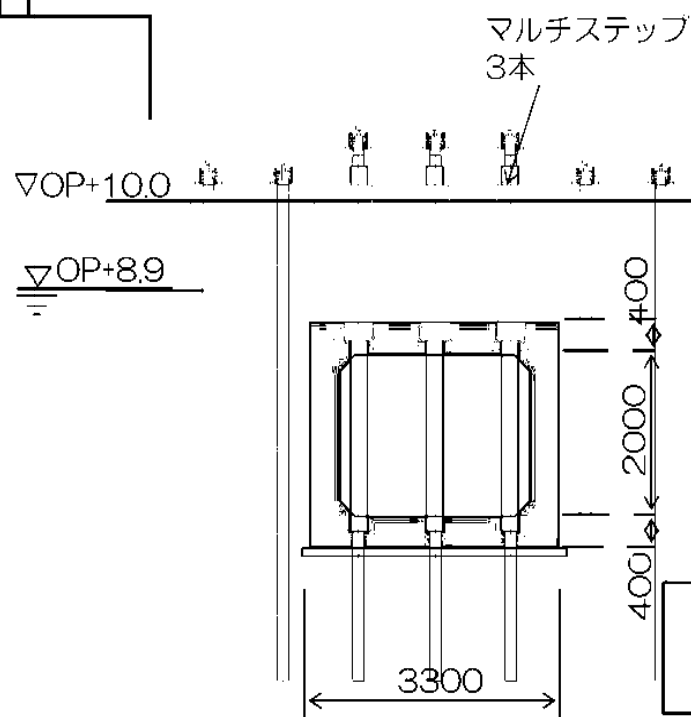
<参考4> 貫通施工計画：6-7「2～4号機DG連絡ダクト①」



平面図



断面図



<埋設物情報>

位置：山側 6BLK
 形状：矩形
 寸法：幅3.3m
 標高：OP+8.5m
 溜り水：有
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：電気ケーブル
 (CVケーブル)

<施工パターン>

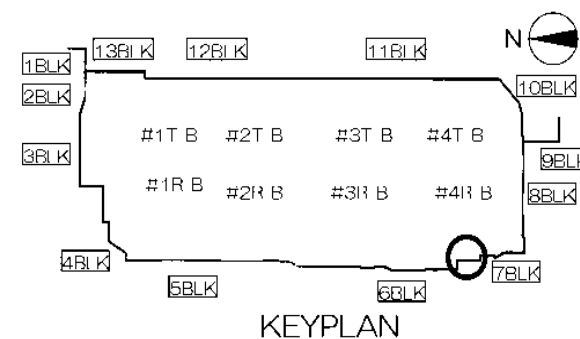
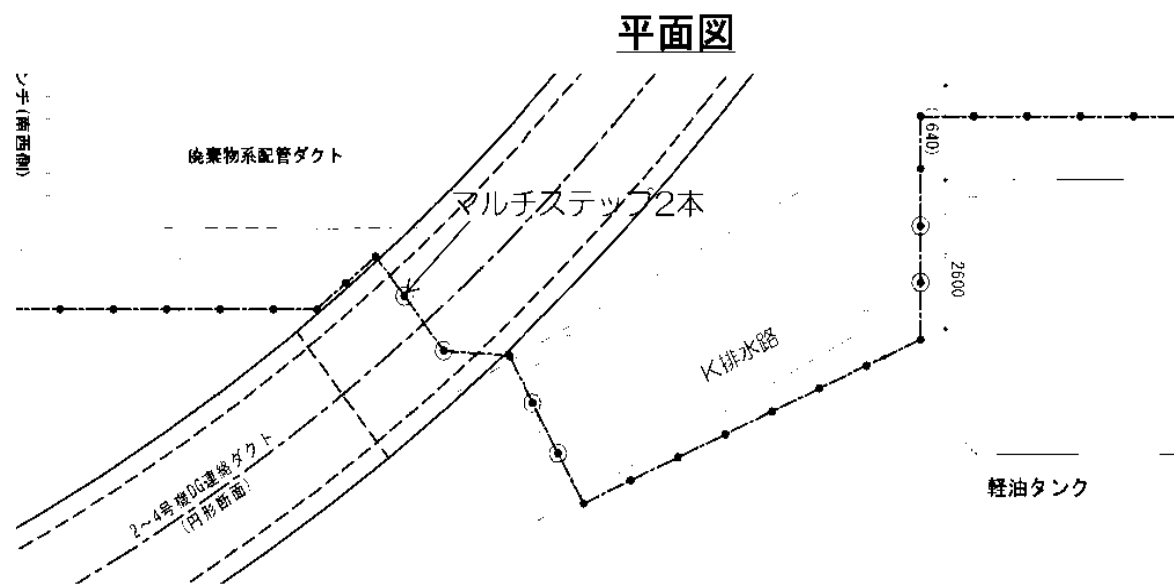
【頂版】マルチステップ
 【底版】マルチステップ

ケーシング凡例

- 第1保護ケーシング
- 第2保護ケーシング
- 凍結管保護ケーシング

※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

<参考4> 貫通施工計画：7-1「2～4号機DG連絡ダクト③」

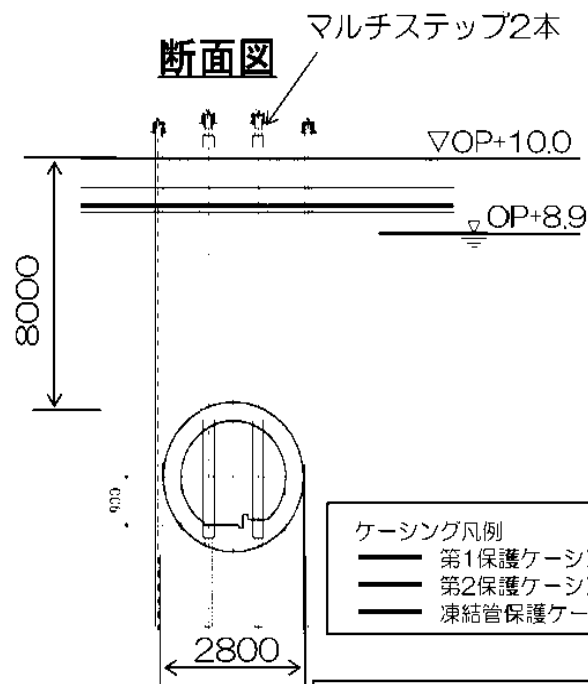


<埋設物情報>

位置：山側 7BLK
 形状：円形
 寸法：幅2.8m
 標高：OP+2.0m
 溜り水：有
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：電気ケーブル

<施工パターン>

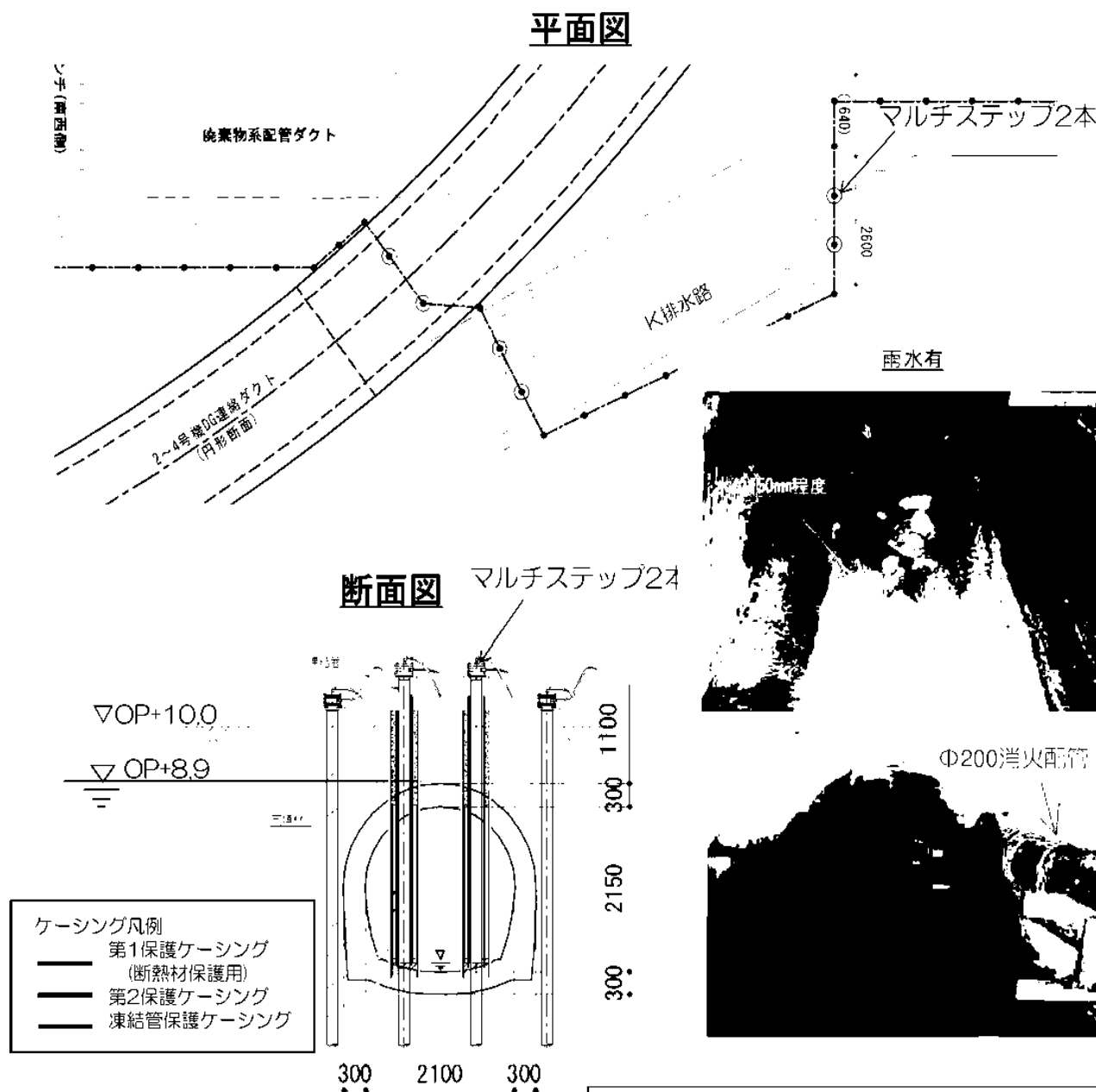
【頂版】マルチステップ
 【底版】マルチステップ



ケーシング凡例
 — 第1保護ケーシング
 — 第2保護ケーシング
 — 凍結管保護ケーシング

※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

<参考4> 貫通施工計画：7-2「K排水路③④」



<埋設物情報>

位置：山側 7BLK
 形状：円形
 寸法：幅2.7m
 標高：OP+8.9m（天端）
 溜り水：有
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：雨水排水

<施工パターン>

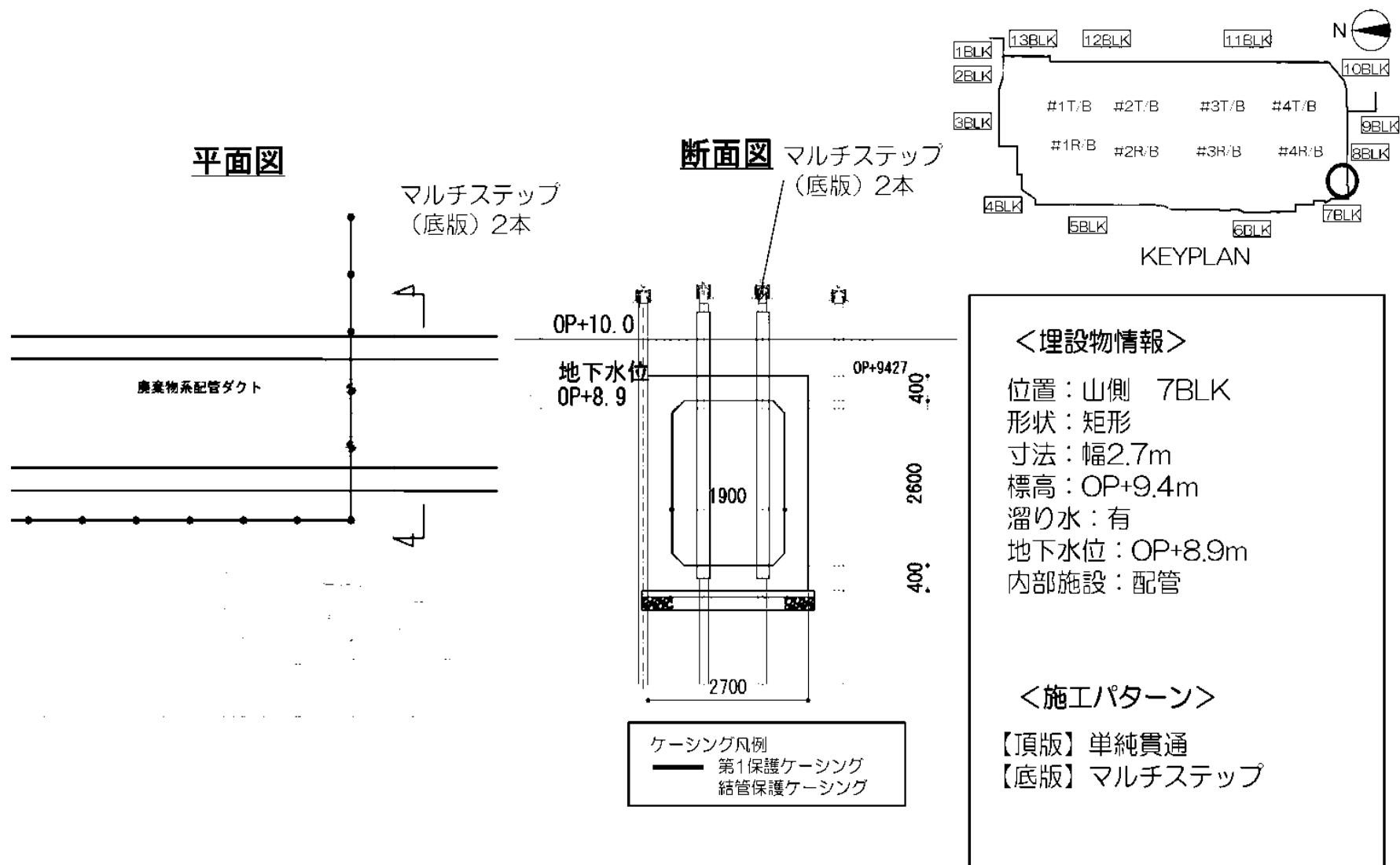
【頂版】単純貫通
 【底版】マルチステップ

- ・排水路内部は凍結管に断熱材取付け（排水流量は確保）



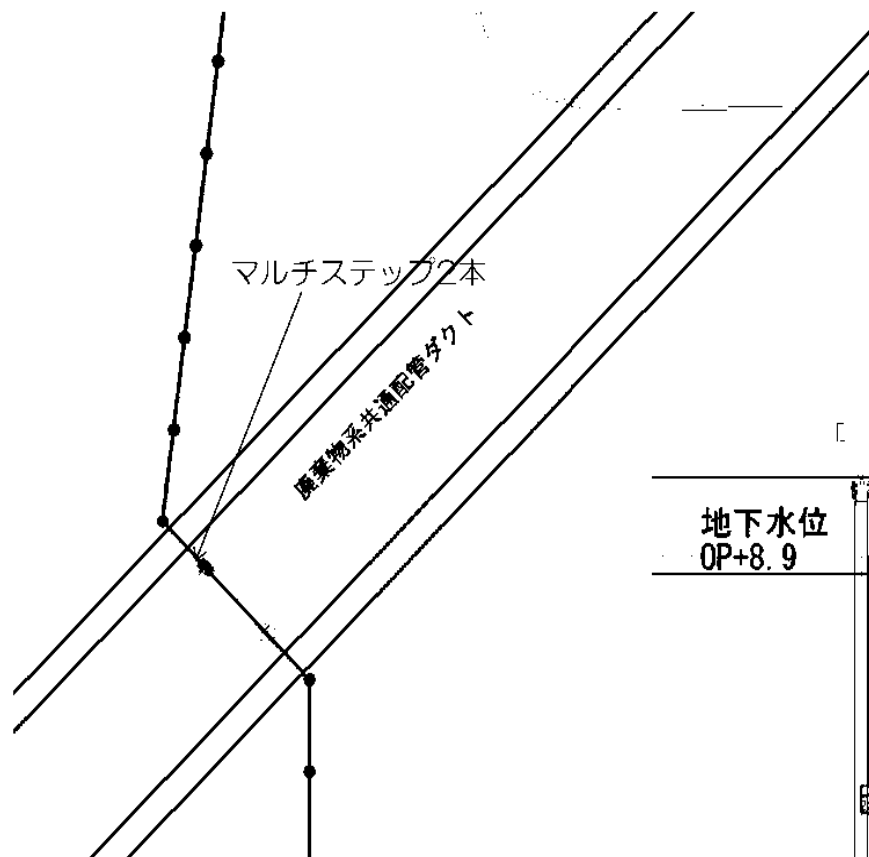
※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

<参考4> 貫通施工計画；7-3「廃棄物系共通配管ダクト①」

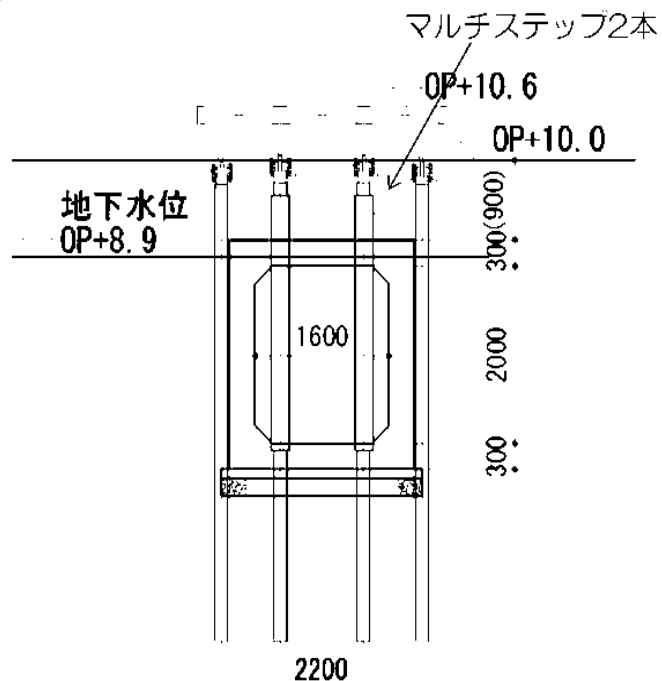


<参考4> 貫通施工計画：7-4「廃棄物系共通配管ダクト②」

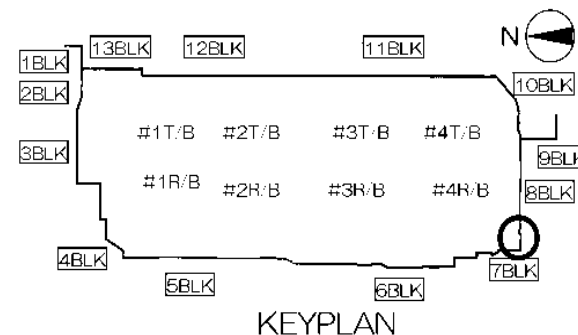
平面図



断面図



ケーシング凡例
 — 第1保護ケーシング
 — 結管保護ケーシング



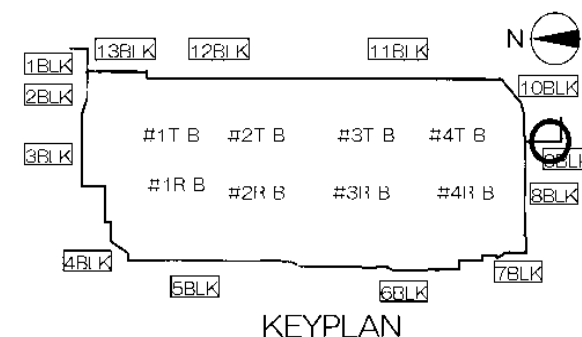
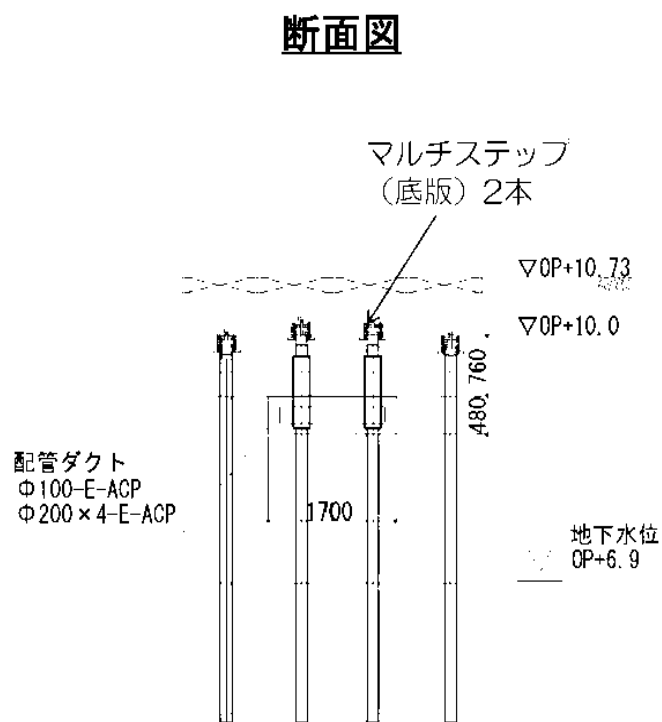
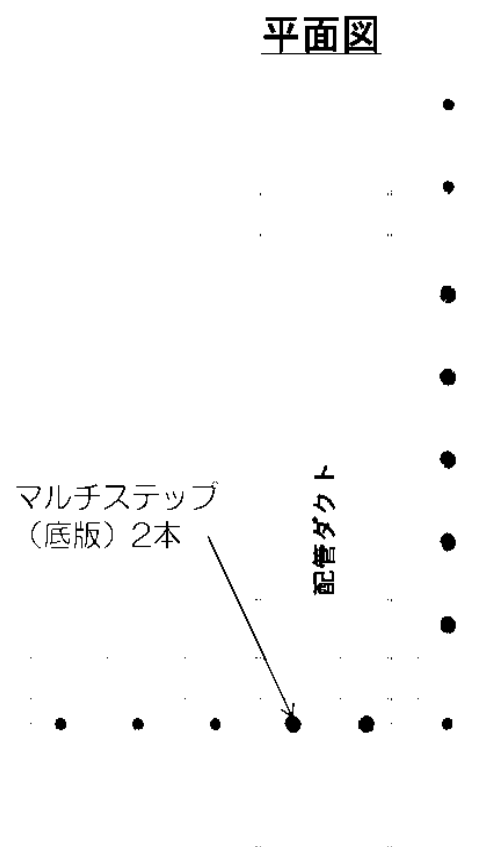
<埋設物情報>

位置：山側 7BLK
 形状：矩形
 寸法：幅2.2m
 標高：OP+9.1m
 溜り水：有
 地下水位：OP+8.9m
 内部施設：配管

<施工パターン>

【頂版】単純貫通
 【底版】マルチステップ

<参考4> 貫通施工計画；9-2「配管ダクト（φ100-E-ACP、φ200×4-E-ACP）」



<埋設物情報>

位置：山側 9BLK
 形状：矩形
 寸法：幅1.7m
 標高：OP+9.2m
 溜り水：調査予定
 地下水位：OP+6.9m
 内部施設：配管

<施工パターン>

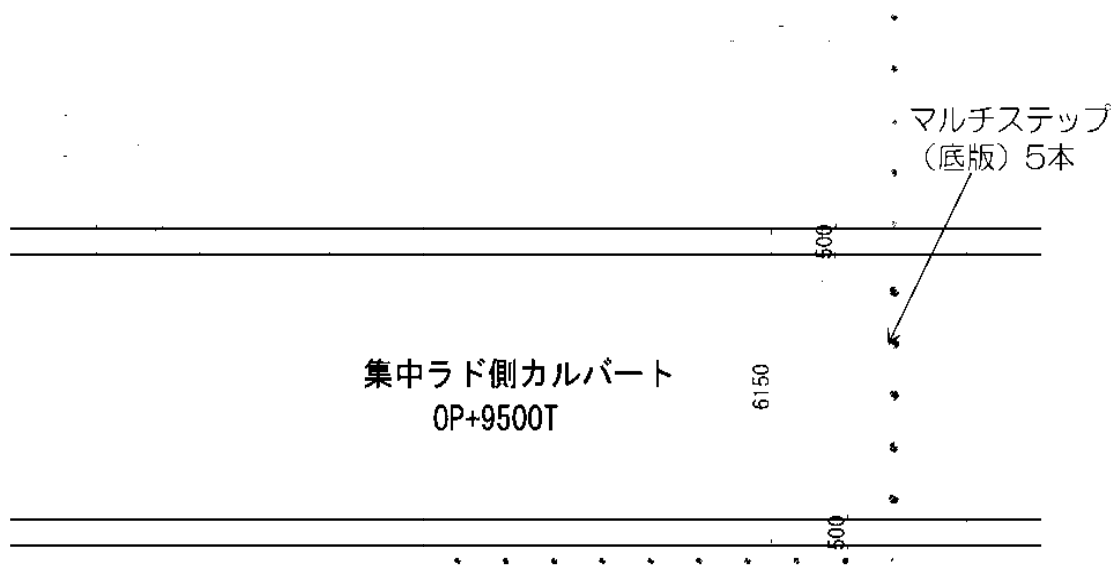
【頂版】単純貫通
 【底版】マルチステップ

ケーシング凡例
 — 第1保護ケーシング
 — 凍結管保護ケーシング

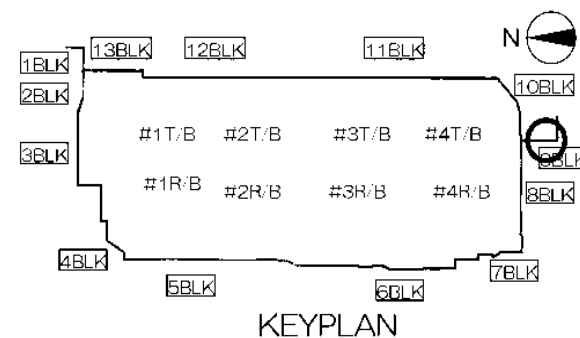
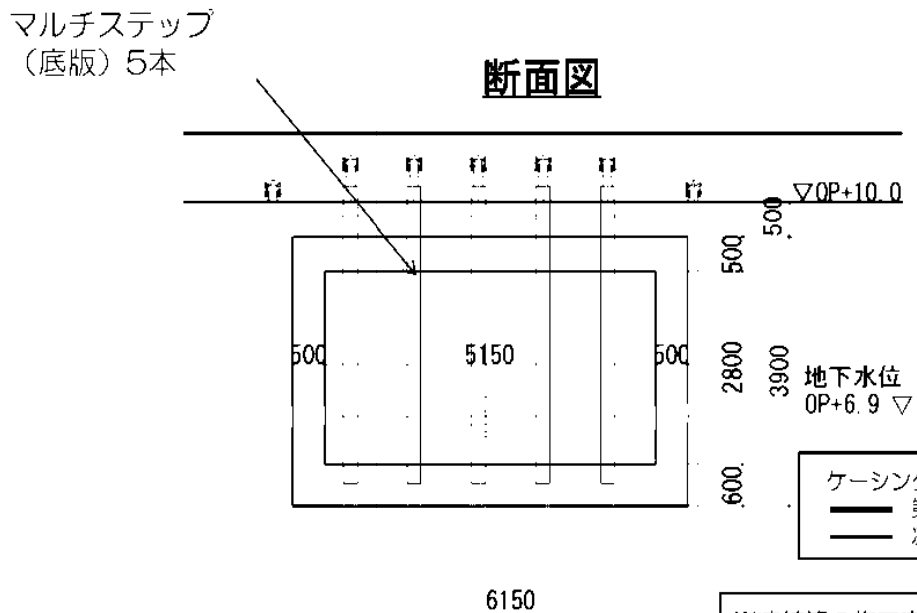
※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

＜参考4＞ 貫通施工計画；9-3「集中ラド側カルバート」

平面图



断面図



＜埋設物情報＞

位置：山側 9BLK
形状：矩形
寸法：幅6.2m
標高：OP+9.5m
溜り水：調査予定
地下水位：OP+6.9m
内部施設：海水配管

＜施工パターン＞

【頂版】 単純貫通
【底版】 マルチステップ

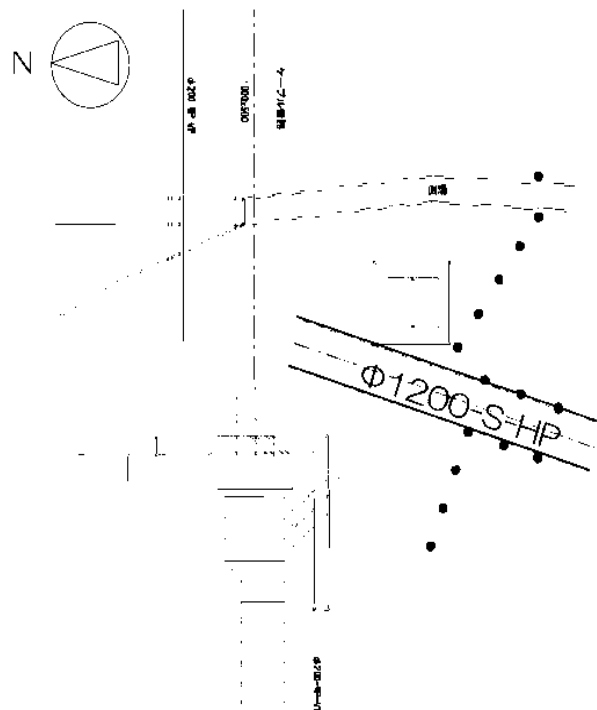
ケーシング凡例

- 第1保護ケーシング
- 凍結管保護ケーシング

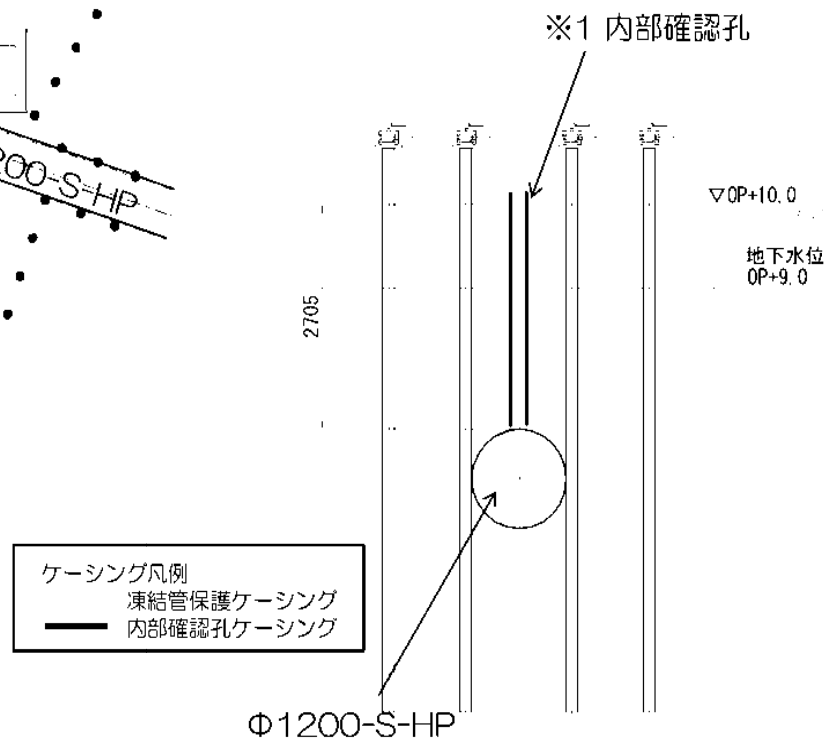
※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

<参考5> 複列施工計画；3-1「排水ヒューム管①φ1200-S-HP」

平面図

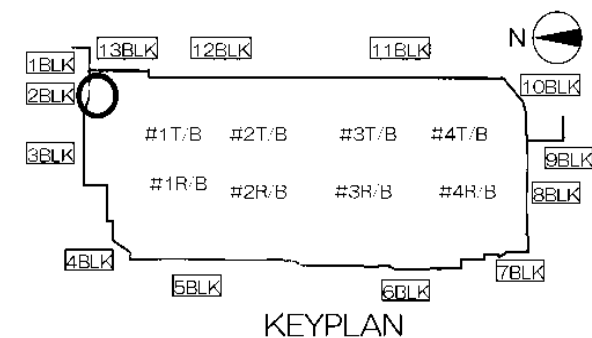


断面図



ケーシング凡例
凍結管保護ケーシング
— 内部確認孔ケーシング

※1 ヒューム管内部を確認しながら凍土造成を行う
異常が確認された場合はその都度対応を行う



<埋設物情報>

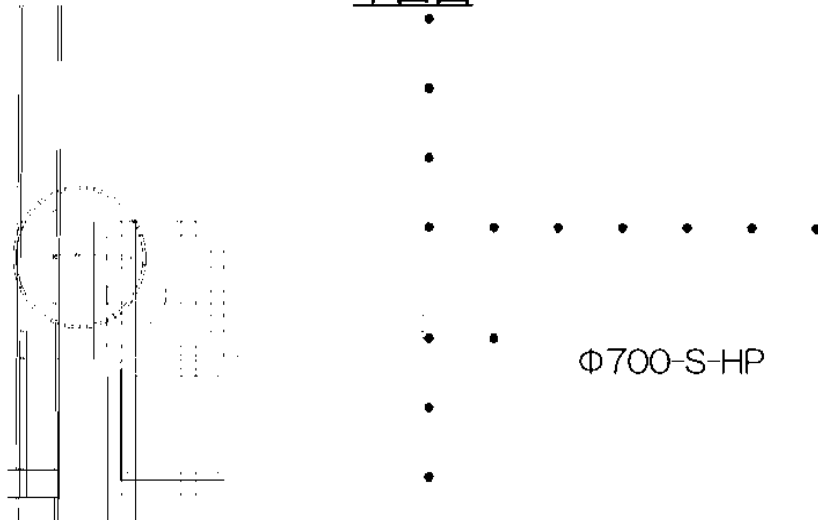
位置：山側 3BLK
形状：円形
寸法：幅1.2m
標高：OP+7.3m
溜り水：調査予定
地下水位：OP+9.0m
内部施設：雨水排水

<施工パターン>

複列

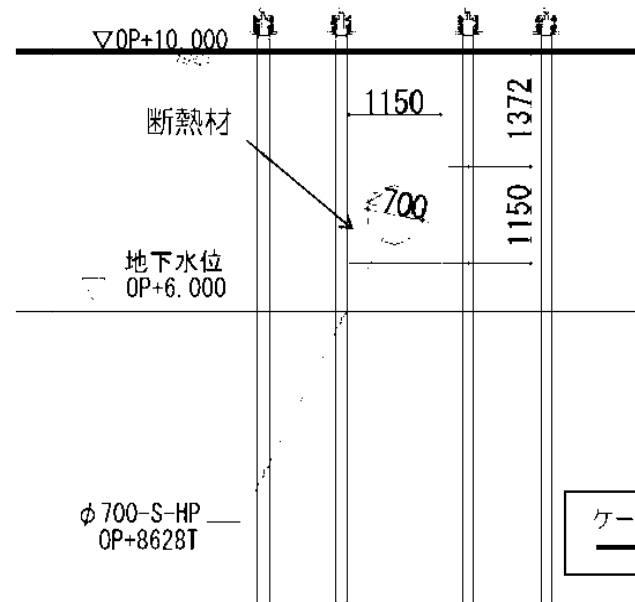
<参考5> 複列施工計画；8-2「排水ヒューム管②φ700-S-HP」

平面図



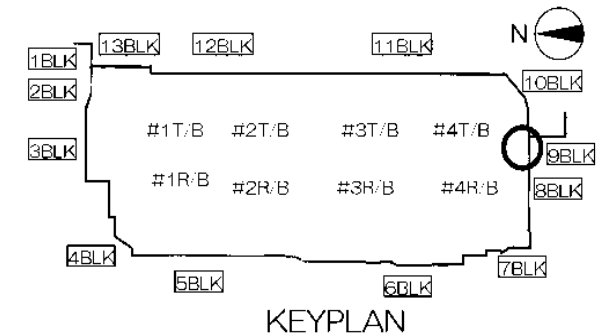
φ700-S-HP

断面図



φ700-S-HP
OP+8.628T

ケーシング凡例
—— 凍結管保護ケーシング



<埋設物情報>

位置：山側 8BLK
形状：矩形
寸法：幅1.15m
標高：OP+8.6m
溜り水：調査予定
地下水位：OP+6.9m
内部施設：雨水排水

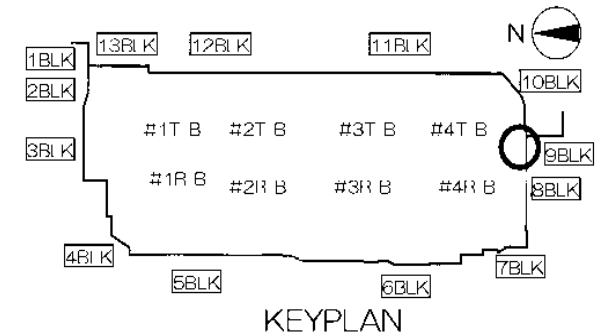
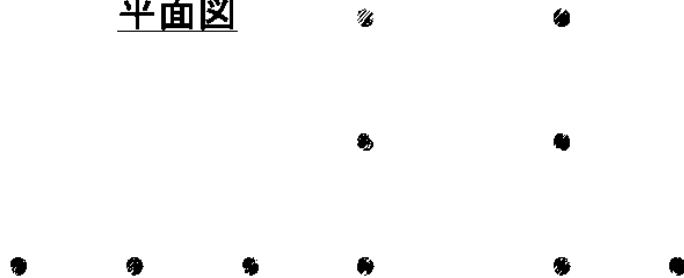
<施工パターン>

複列

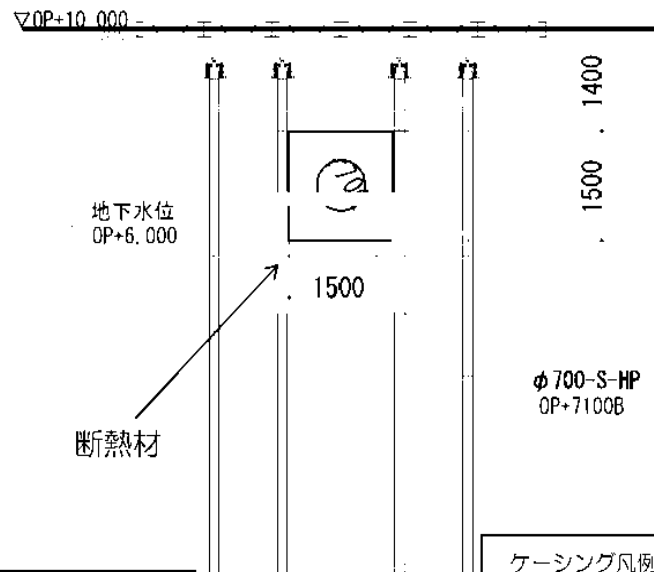
※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

<参考5> 複列施工計画；9-1「排水ヒューム管③φ700-S-HP」

平面図



断面図



<埋設物情報>

位置：山側 8BLK
形状：矩形
寸法：幅1.5m
標高：OP+8.6m
溜り水：調査予定
地下水位：OP+6.9m
内部施設：雨水排水

<施工パターン>

複列

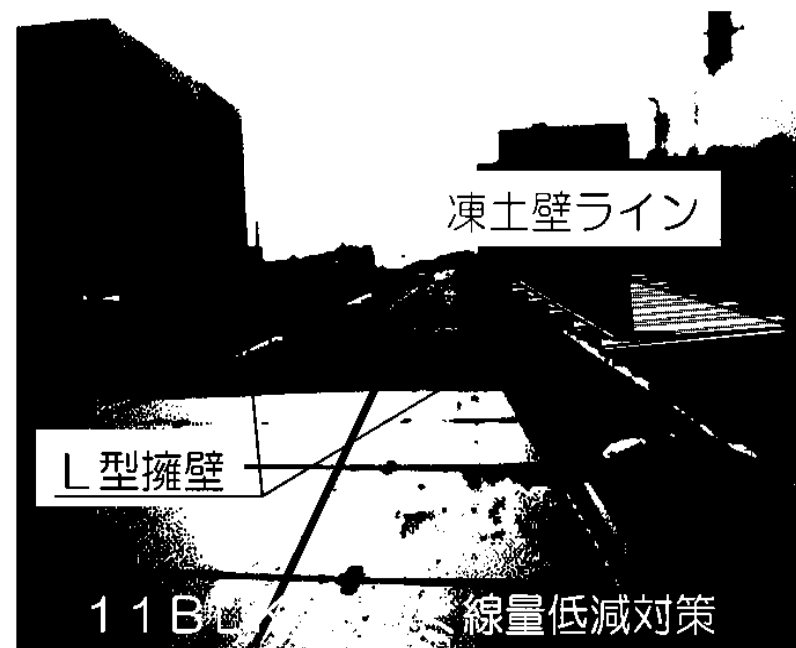
※凍結管の施工方法は、今後の現場調査により変更の可能性がある

ケーシング凡例
—— 凍結管保護ケーシング

<参考6> 凍土壁工事 主な被ばく線量低減対策①

空間線量率・現場状況等に応じて適切な被ばく線量低減対策を実施

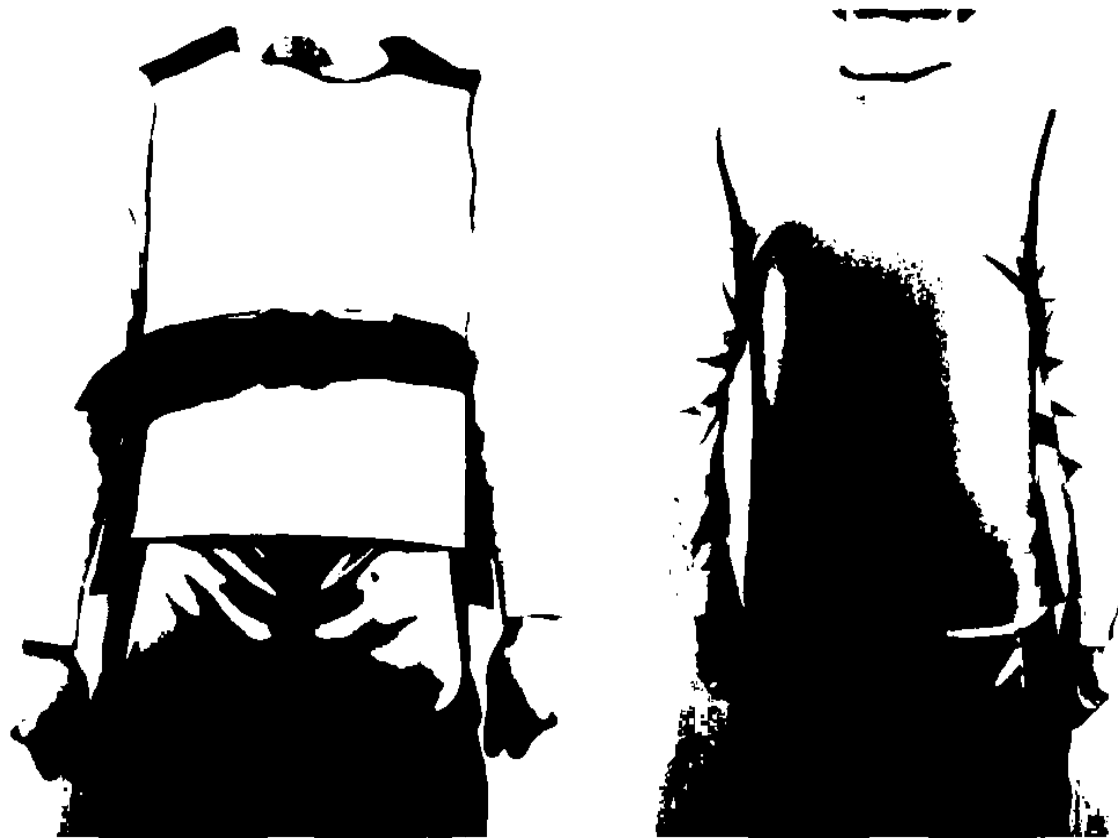
- ・L型擁壁、タングステンマット、RCパネル設置
- ・表土すきとり、被覆
- ・遮蔽ベスト着用 等



<参考6> 凍土壁工事 主な被ばく線量低減対策②

軽量遮蔽ベスト NT-SE-3-STD 型 (FR-1PT)

(ラディバリヤー201 厚み 3mm 使用)



【主な仕様】

ガンマ線遮へい性能 15～20%

- ・放射線量(初期) : 10.1mSv/h 線源 Cs137
- ・測定機器 : CsI(Tl)シンチレーター方式 (HDS-101GN)
- ・室内での実験、厚みと共に距離も変動する実験

質量 約5～6kg

※ カンテック(株)資料より



東京電力 **in 鹿島**

凍土方式遮水壁の設置に伴う地下水および 建屋内汚染水の水位管理について

平成26年6月6日

東京電力株式会社

鹿島建設株式会社

1. 地下水位・建屋水位管理の基本方針

凍土壁造成後の建屋内滞留水水位、凍土壁内側の地下水位（建屋周辺）、および凍土壁外側の地下水位（海側）の管理の基本方針は以下のとおり

■水位管理基準

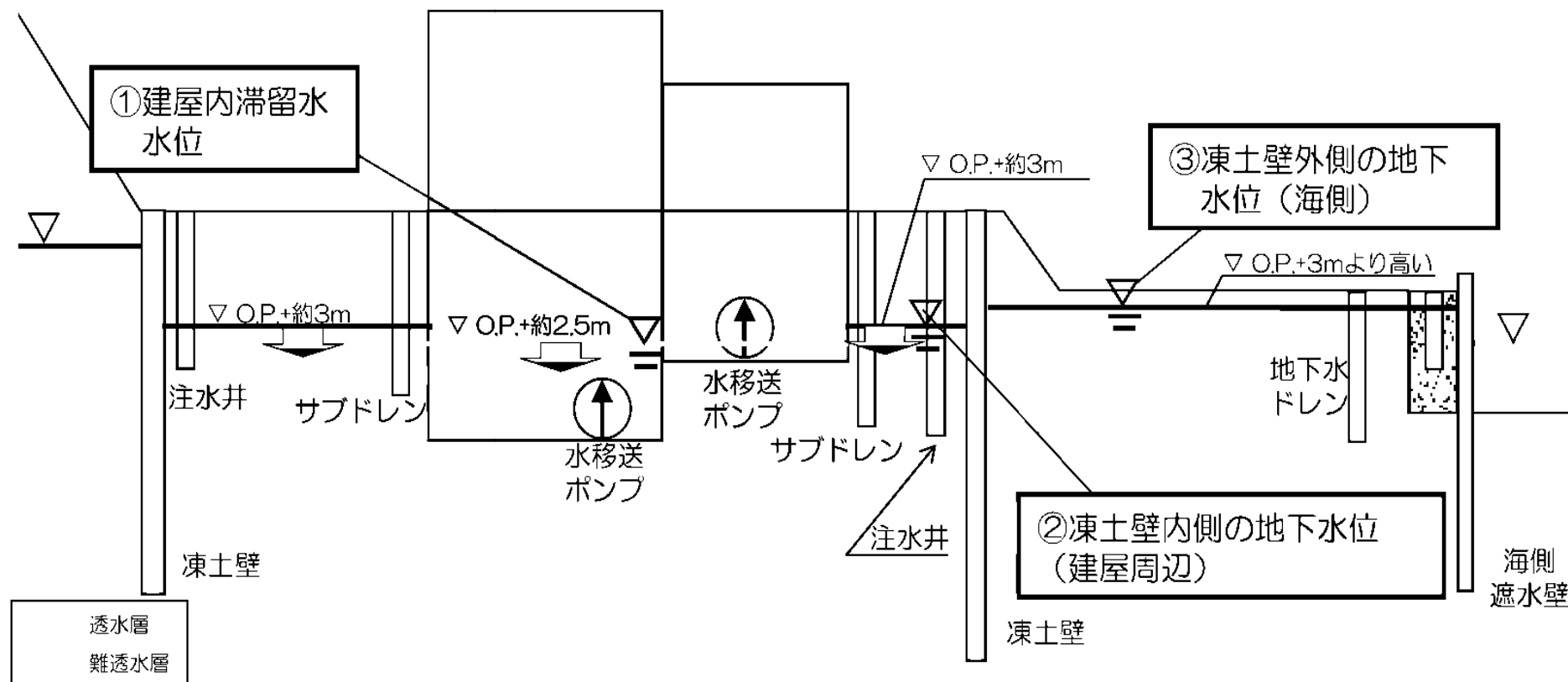
- ・ 建屋内滞留水水位 < 凍土壁内側の地下水位（建屋周辺）
に保ち、建屋内滞留水を漏洩させない
- ・ 凍土壁内側の地下水位 < 凍土壁外側の地下水位（海側）
に保ち、万が一、凍土壁の海側が損傷した場合の
「凍土壁内側の地下水位」の低下を防止する

■各水位の管理方法

建屋内滞留水水位	建屋内滞留水移送ポンプによる移送（現状どおり）
凍土壁内側の地下水位	注水井への注水 サブドレンによる地下水の汲み上げ （凍土壁造成により、地下水位は自然に低下）
凍土壁外の地下水位（海側）	海側遮水壁内に設置する地下水ドレンによる汲み上げ

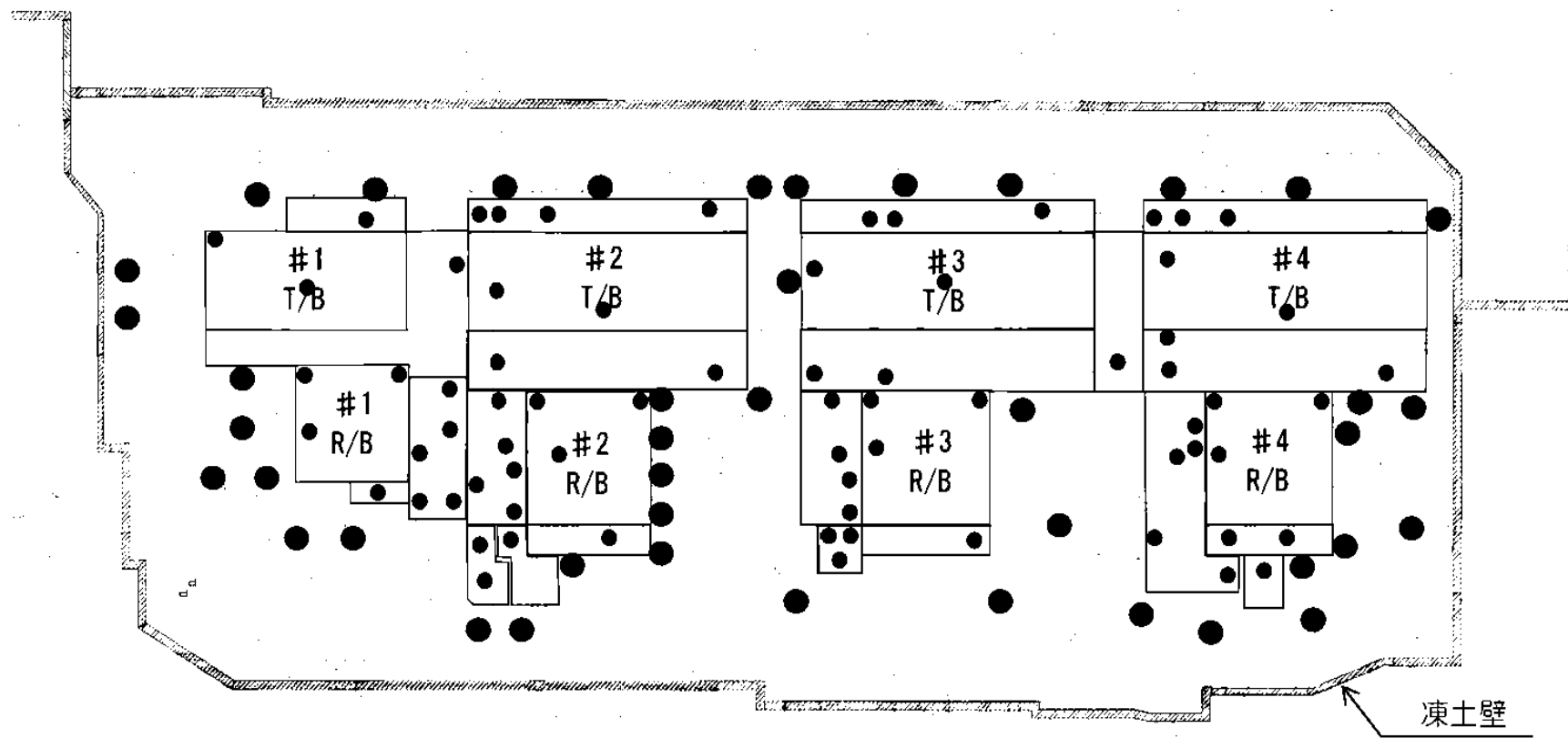
水位管理基準

建屋内滞留水水位 (①) < 凍土壁内側の地下水位 (建屋周辺) (②)
凍土壁内側の地下水位 (②) < 凍土壁外の地下水位 (海側) (③)



万が一、海側の凍土壁が抜けてしまった場合でも、凍土壁内側の地下水位は外側（海側）より低い
ため、地下水は凍土壁の外側から内側に流入することから、建屋周りの地下水位が低下して建屋内
滞留水が漏えいすることはない

建屋内滞留水水位計と凍土壁内地下水位計（サブドレンピット内水位計）設置箇所



建屋内水位計

● : 71箇所

サブドレンピット

● : 42孔

建屋一地下水位管理に関する全体工程



■主なスケジュール（凍土壁造成開始まで）

時期		項目
凍土壁造成前	平成26年6月	・凍土壁本格施工開始
	平成26年度 上期末頃	・海側遮水壁閉合 ・地下水ドレン稼働開始 ・サブドレン復旧
	平成26年度 下期	・注水設備現地試験
	平成26年度 下期末頃	・建屋内水位計 追加設置完了 ・移送ポンプ 追加設置完了 ・凍土壁造成開始
凍土壁造成後	平成27年度 上期中	・凍土壁造成完了 ・地下水位低下
	平成27年度 上期以降	・凍土壁内の地下水位一定

※フェーシングについては、ガレキ撤去、地表面線量低減、干渉物撤去、他プロジェクトとの工事調整の状況を踏まえて順次設置

<参考>各汚染水対策の運用方策（2／2）

特定原子力施設 監視・評価検討会
（第21回）資料 抜粋

			海側遮水壁閉合 サブドレン復旧	凍土壁造成	
	設備	効果	凍土壁造成前	凍土壁維持運用中	
				地下水位低下中	一定水位維持
建屋内滞留水 水位	移送ポンプ	水位低下	○	○	○
建屋周り	サブドレン	水位低下	○	△	●
	注水	水位上昇	—	●	△
凍土壁外（海側）	地下水ドレン	水位低下	△	△	△
水位管理			建屋周り地下水位＞ 建屋内滞留水水位	①建屋内滞留水水位 ＜ ②凍土壁内側の地下水位（建屋周辺） ②凍土壁内側の地下水位（建屋周辺） ＜ ③凍土壁外の地下水位（海側）	

■凍土壁造成前

○；稼働、△；必要に応じて稼働、●；非稼働、—；設備なし

【サブドレン】サブドレン復旧後、建屋内への地下水流入低減のため稼働する。

【地下水ドレン】海側遮水壁における地下水越流防止のため稼働する。

■凍土壁造成後

【サブドレン】地下水位低下中は、建屋内外の水位差を小さくして建屋内への地下水流入低減のため、必要に応じて稼働する。

【注水設備】地下水位を一定水位に維持する場合、建屋内外の水位差を確保するために、必要に応じて稼働する。

【地下水ドレン】稼働にあたっては、凍土壁外側の地下水位（海側）が凍土壁内側（建屋周辺）より低くなる可能性がある場合は、予め停止して水位差を保つ。

■フェーシング

- ・フェーシングは作業環境の改善や地下水流入抑制を目的として、ガレキ撤去、地表面線量低減、干渉物撤去、他プロジェクトの工程との調整等の状況を踏まえて順次実施する予定。

2. 地下水位計測管理について

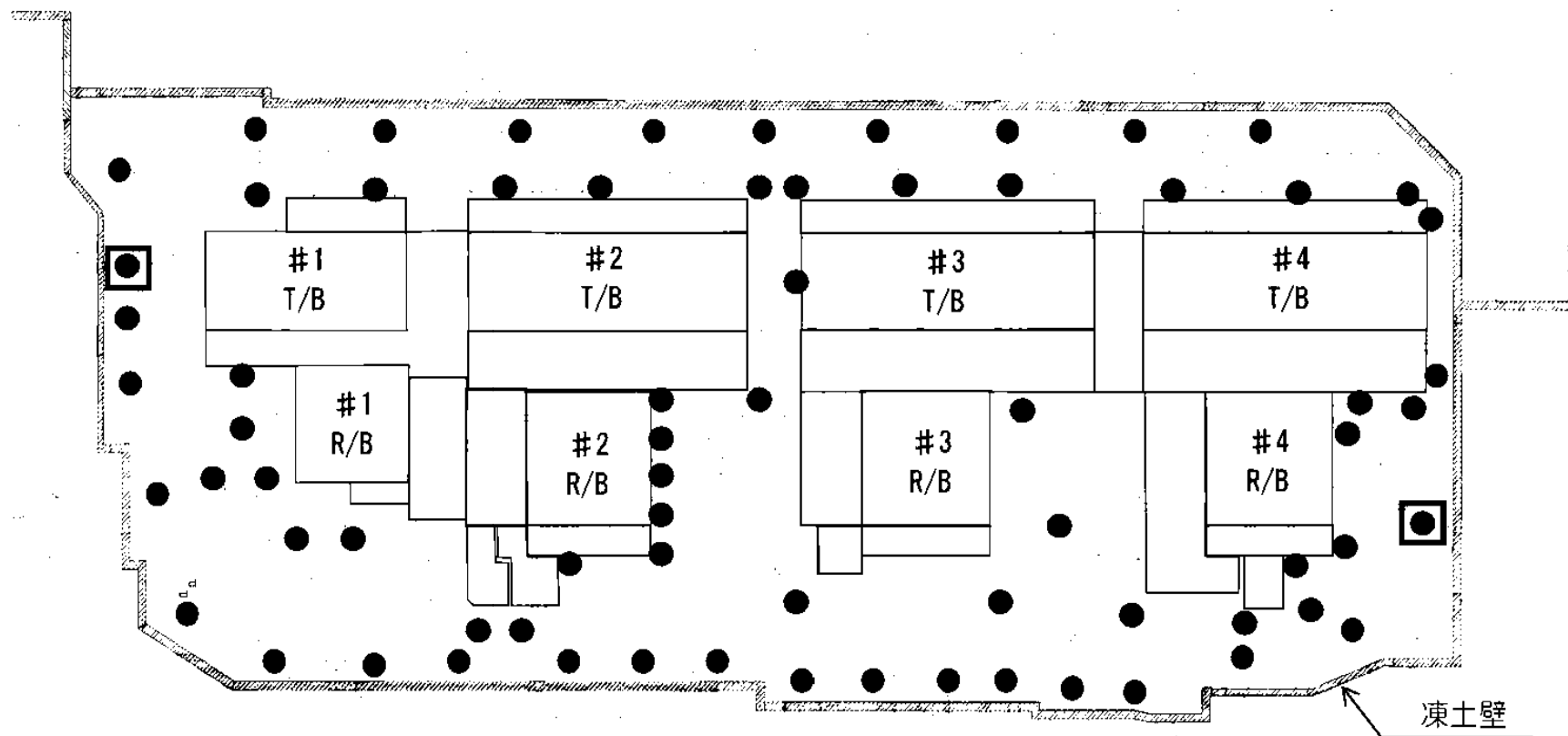
建屋周辺の地下水の水位管理について 1 / 2

項目	概要	
設備構成・容量 (配置(案)は別紙参照)	水位計	<p>＜現状＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブドレンピット：5箇所 (建屋周辺 地下水位計測) ◎水位計測(手動) ：1回/週～1回/日
	注水井	<p>＜サブドレン復旧後＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブドレンピット：42箇所 (建屋周辺 地下水位計測) ◎平成26年9月水位計測稼働予定 ◎常時水位計測かつ免震重要棟にて管理 <p>→</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水井：31孔 ◎目標注水可能量：15L/min/孔程度 ◎各注水井に、流量計・水位計・注水弁を設置。
方法(局所的な水位変動に対する制御)	<ul style="list-style-type: none"> ・現状、建屋周辺水位は山側＞海側となっているが、凍土壁造成後は凍土壁内の水位は全体に均一になるようゆっくりと変化(山側：低下、海側：上昇)する。 ・凍土壁内の地下水は徐々に建屋内に流入していき、それに伴い建屋周辺の地下水位は全体的に低下していく。 ・建屋と周辺地下水の水位差が大きいなどの際に地下水低下を促し、建屋内への地下水流入量を低減させるためサブドレンを稼働させる場合がある。 ・建屋周辺の地下水位低下状況に合わせ、水位差を確保するように建屋滞留水移送により建屋水位を低下させていく。 ・建屋内滞留水の水位が一定水位を保つ期間において、地下水位が建屋内滞留水の水位に近づいてきた場合、注水井へ注水することで地下水位を維持する。 ・局所的に地下水位低下傾向を示した箇所については、当該建屋の滞留水移送および周辺注水井への注水量増等で対応する。 	

項目	概要
水位制御の範囲（平面的な拡がりを含む）	<p><鉛直方向> O.P.-2程度～+10m程度（中粒砂岩層および埋戻し土の範囲）</p> <p><平面> 1～4号機建屋と凍土壁間の地下水位</p>
水位制御の能力（制御しうる水位変化量等を含む）	<ul style="list-style-type: none"> ・注水井からの注水によって、建屋との水位差を維持する。
時間応答性	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋－地下水位差の裕度確保のために、建屋水位の制御を主体に、注水井への注水を行う。 ・約45cmの水位上昇には約50日程度必要。
設備の運用・管理体制	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋内水位、凍土壁内・外地下水位（サブドレン水位他）、注水量等について、免震重要棟にて計測・監視。◎P14「設備の運用・管理体制（案）」
水位制御を可能とする技術的根拠	<ul style="list-style-type: none"> ・注水井（31孔）からの40m³/日程度の注水により、建屋水位に対して0.5～1m程度高い水位で地下水位を維持することが可能。 <p>◎P15, 16「建屋周辺地下水位維持効果」（フィージビリティ・スタディ結果を基にしたシミュレーション解析結果）（第20回 監視評価検討会 再掲）参照</p>

<参考>サブドレンピット（水位計測）および注水井配置（案）

特定原子力施設 監視・評価検討会
（第21回）資料 再掲



サブドレンピット

● 42孔

注水井

● 新設：29孔

◻ サブドレン活用 2孔

合計 31孔

<参考> 建屋周辺の地下水の水位計測

- ・計測頻度：常時計測
- ・計測器設置箇所（案）
：下記のサブドレンピットに設置した水位計で計測
- ・計測精度：精度を検討中

【各建屋内水位に対応する地下水位測定箇所数】

号機	建屋	現在測定箇所数	水位測定箇所数（案）※
1号機	タービン建屋	2箇所	6箇所
	原子炉建屋		7箇所
	廃棄物処理建屋		
2号機	タービン建屋	1箇所	6箇所
	原子炉建屋		8箇所
	廃棄物処理建屋		
3号機	タービン建屋	1箇所	5箇所
	原子炉建屋		5箇所
	廃棄物処理建屋		
4号機	タービン建屋	1箇所	6箇所
	原子炉建屋		10箇所
	廃棄物処理建屋		

※一部重複有り

<参考> 注水による水位制御の時間応答性

ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺地下水位（初期）	注水	注水井（孔）	注水総量（m ³ /日）	降雨浸透（mm/日）
1	O.P. +3 m	O.P. +4 m	非稼働	31	0	0
2			非稼働⇒30日後稼働		400	

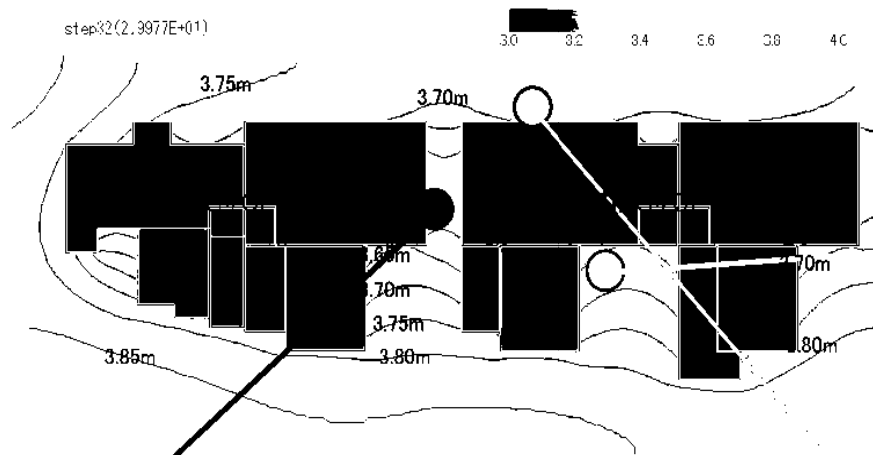
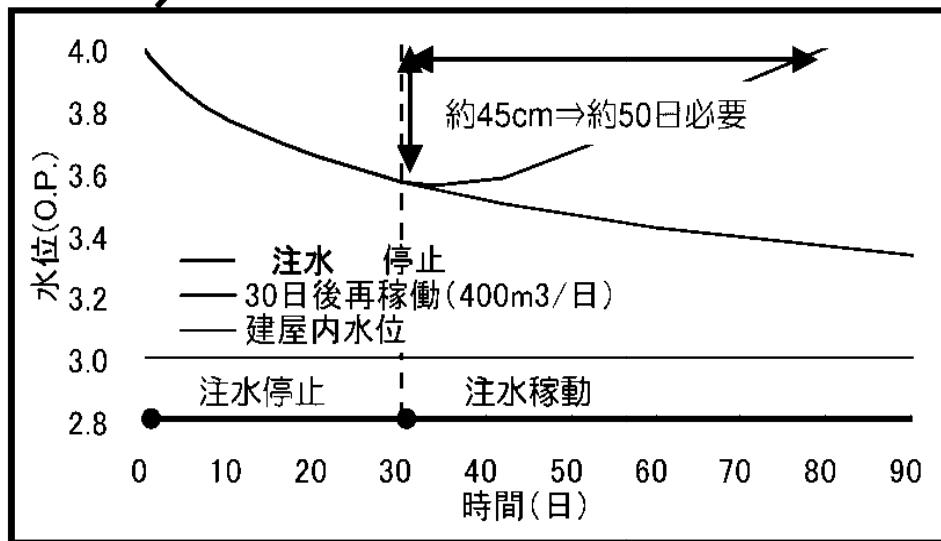
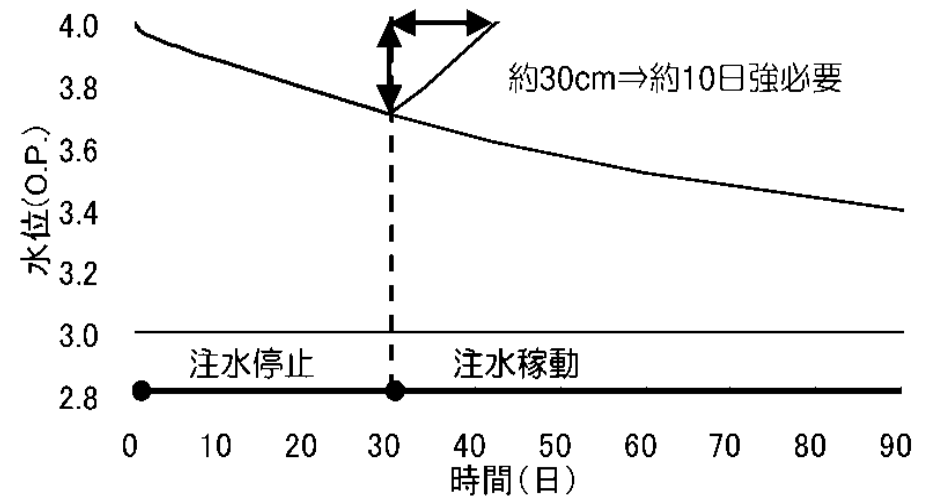
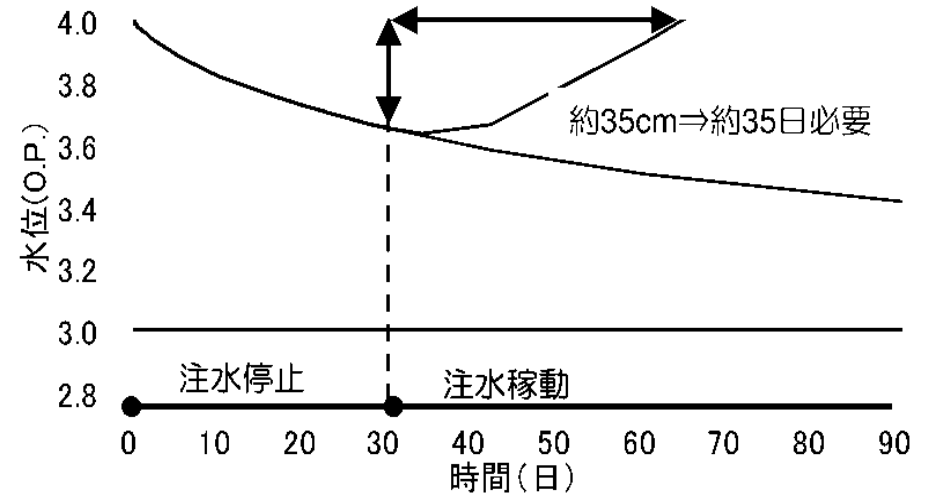


図 水位コンター（停止後30日）



約45cmの水位上昇に50日程度必要

免震重要棟

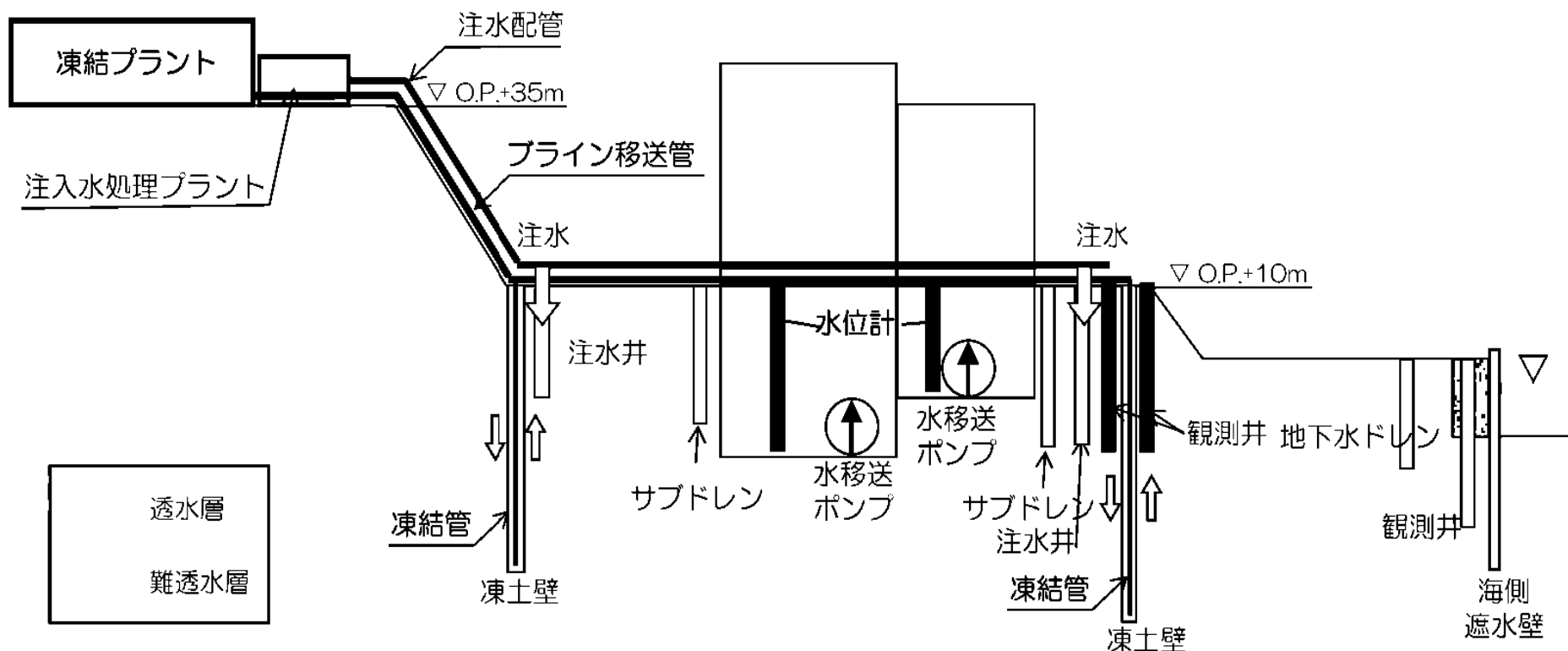
○水位監視

- ①建屋滞留水位 ————— ①建屋滞留水移送設備の運転
- ②凍土壁内地下水位（サブドレン水位） — ②サブドレン、注水設備の運転
- ③凍土壁外地下水位 ————— ③地下水ドレン、地下水バイパスの運転

○水位制御

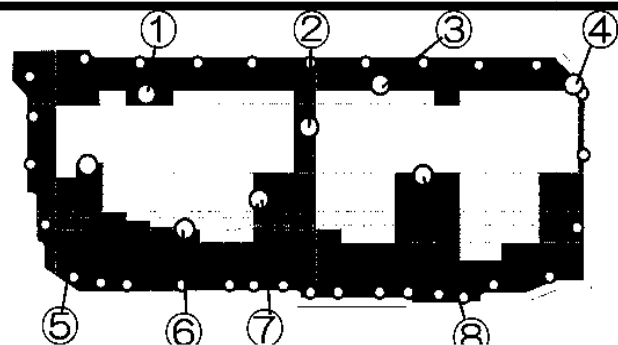
○凍土壁健全性監視

- ・ 温度計測
- ・ 凍結・注入水処理プラント稼働状況（含；冷媒（ブライン）漏えい監視）

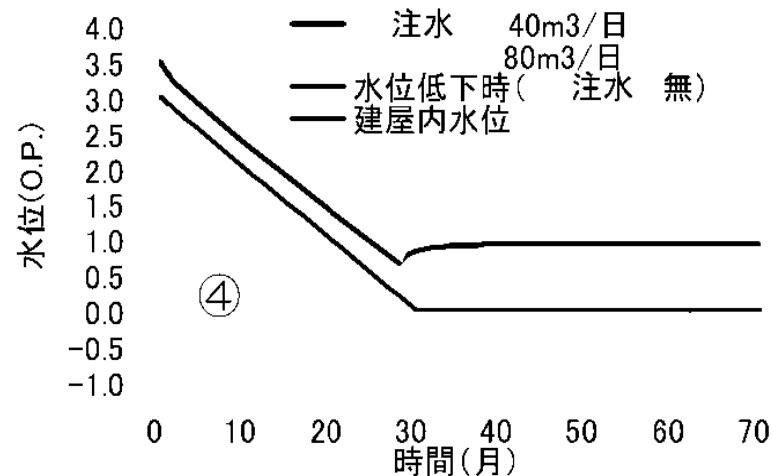
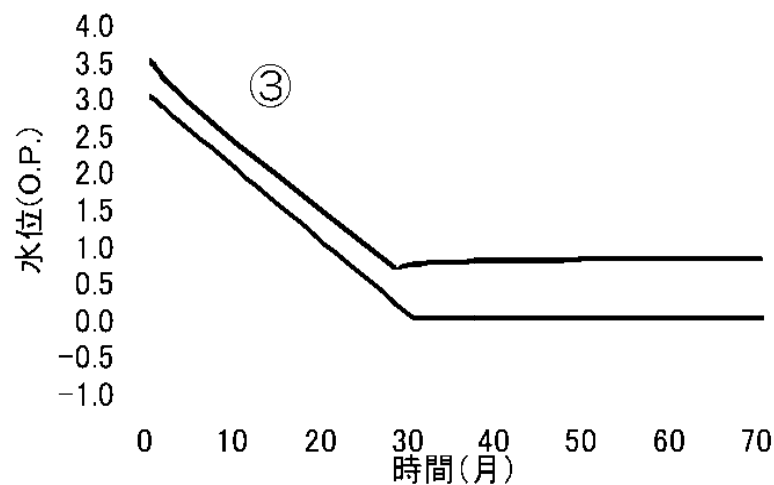
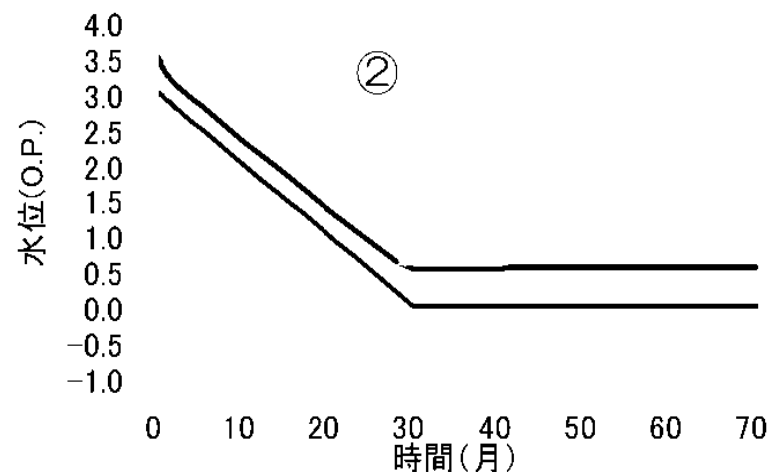
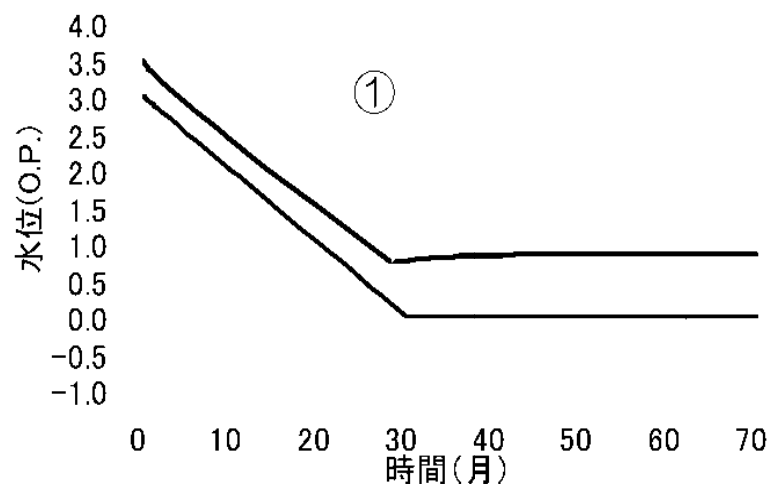


<参考>建屋周辺地下水位維持効果 1 / 2

特定原子力施設 監視・評価検討会
(第20回) 資料 再掲

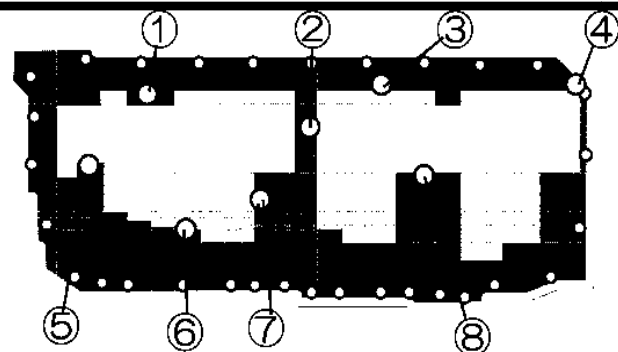


ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺水位	サブドレン	注水量 (L/min/本)	注水量 (m ³ /日)	降雨浸透 mm/日
1	O.P. +3 m ⇒0 m	O.P. +3.5m	非稼働	0.9	40	0
2	(0⇒30ヶ月)			1.8	80	

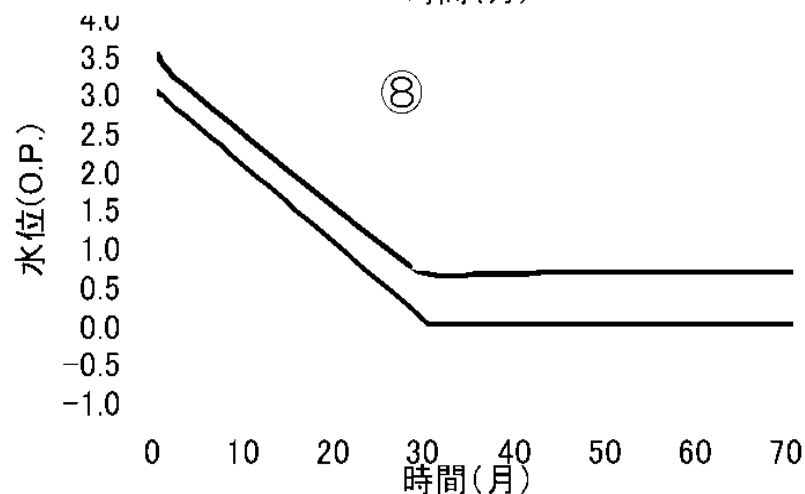
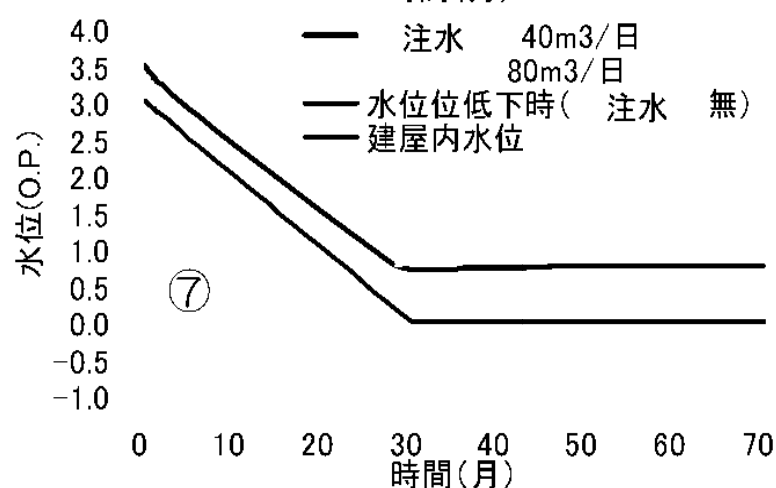
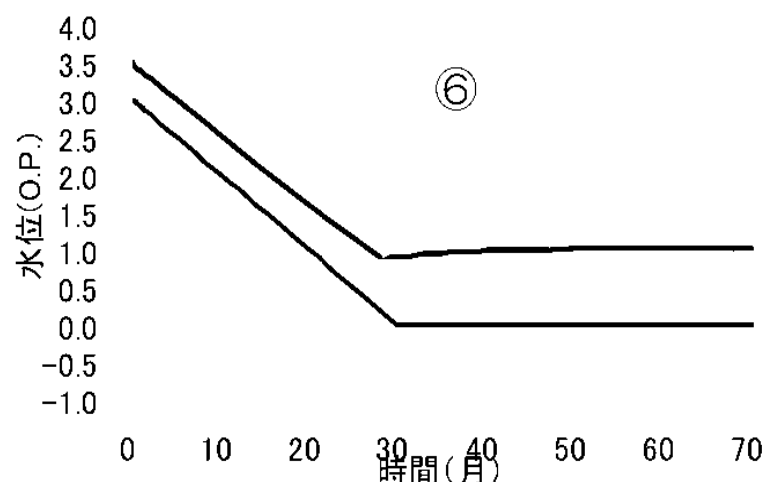
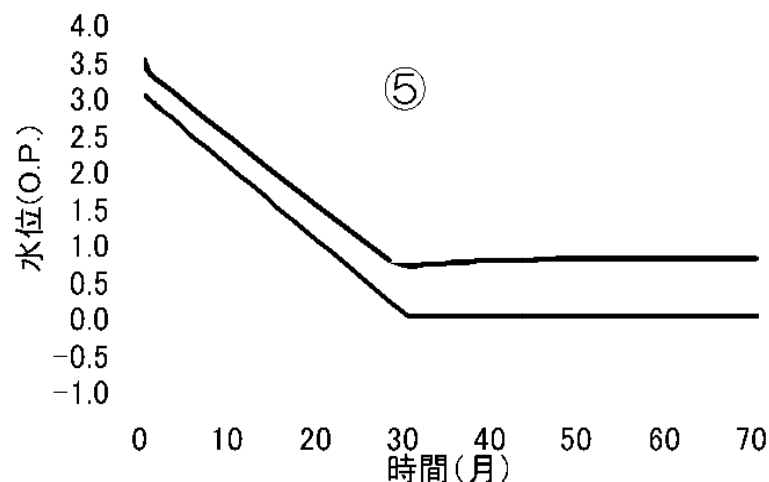


<参考> 建屋周辺地下水位維持効果 2/2

特定原子力施設 監視・評価検討会
(第20回) 資料 再掲



31孔の注水井配置に対し、水位低下時において $40\text{m}^3/\text{日}$ 、 $80\text{m}^3/\text{日}$ (1本の場合 0.9 、 $1.8\text{L}/\text{min}/\text{本}$) 程度の注水により、建屋周辺地下水位を建屋内滞留水水位に対して平均的にそれぞれ約 $0.5\sim 1\text{m}$ 、 $1\sim 1.5\text{m}$ 程度高く維持することができる



水位差の設定

- ・ 建屋滞留水を漏えいさせないために、50cm程度の水位差を想定（第20回 監視評価検討会 提示）
- ・ なお、凍土壁造成当初の水位差については、地下水バイパス稼働、海側遮水壁閉合、サブドレン稼働時、等の建屋水位・地下水位データの分析結果を踏まえて、上記の水位差設定に対して余裕を持った設定とする。
- ・ 凍土壁造成後、地下水位・建屋水位挙動に関するデータを蓄積し、水位差管理の精度を向上させる。

水位変動の想定

<過去の運用実績>

- ・ 現状、地下水位（海側）がO.P.+3.2～6m程度であるのに対し、建屋水位は滞留水移送ポンプ稼働により、O.P.+2.6～3.5m程度で制御・管理し、建屋水位が地下水位を上回らないことを確認している。
- ・ 建屋水位と地下水位の水位差は0.5m程度以上確保している。

<降雨等の外的要因>

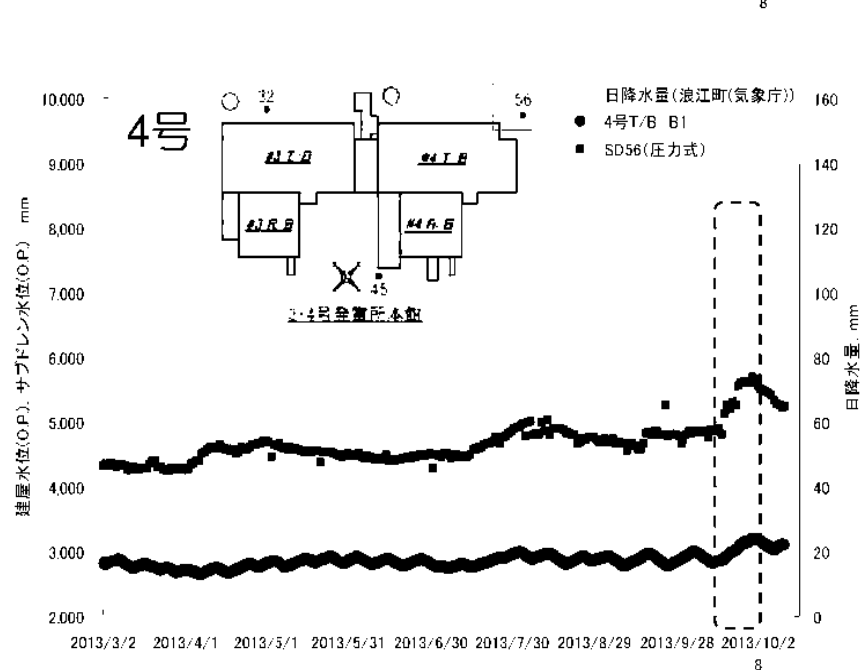
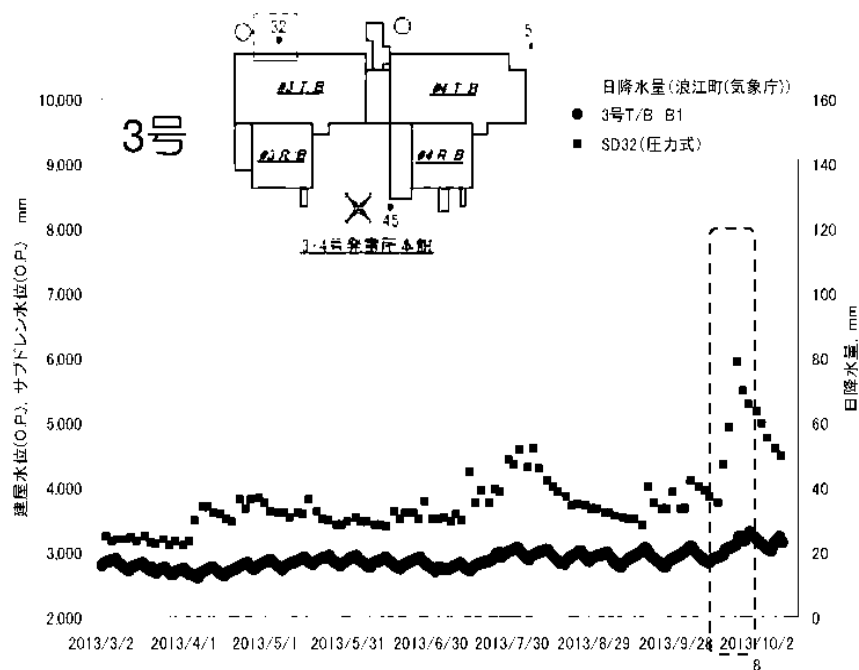
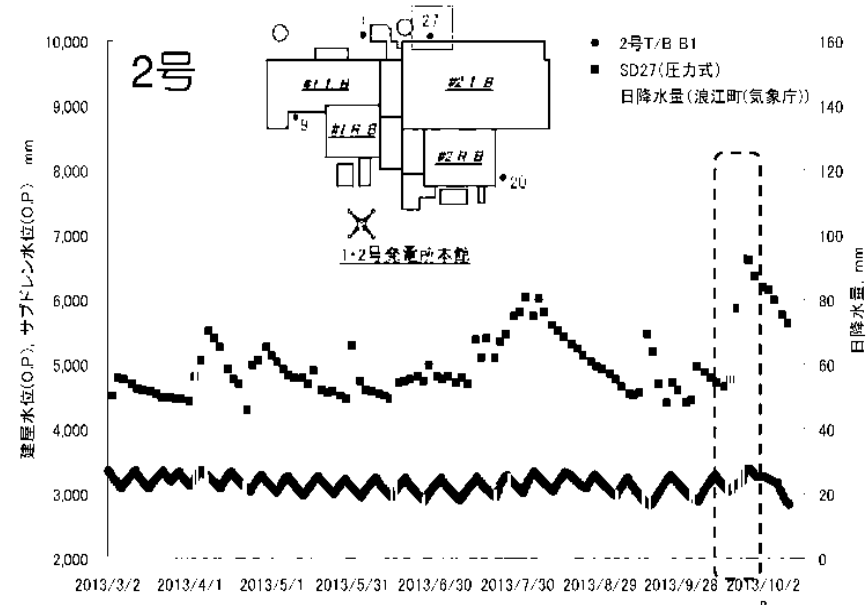
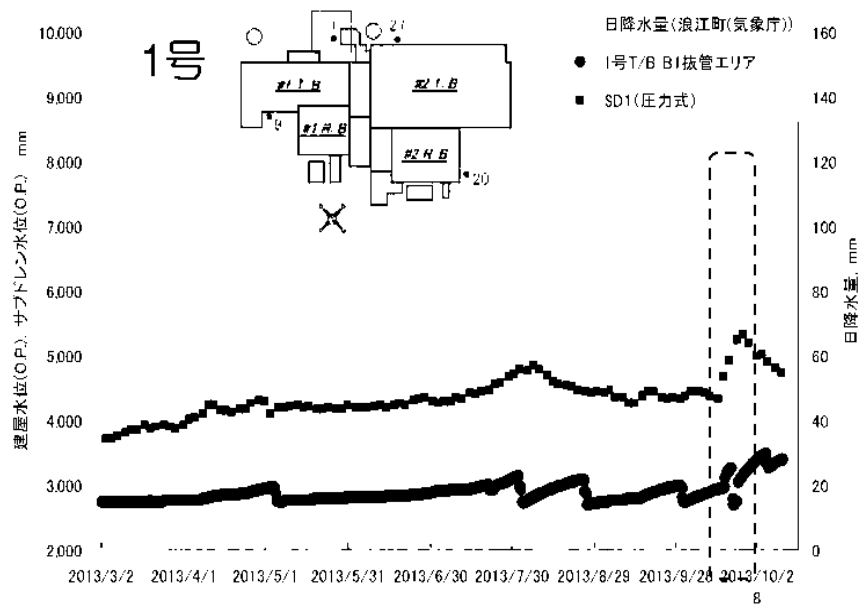
- ・ 実績を踏まえつつ、原子炉建屋等に追加設置する建屋滞留水移送ポンプの設計に当たっては、当該地点の過去の降雨実績等を考慮した設計とする。

<機器故障等の内的要因>

- ・ 建屋滞留水ポンプについては2台以上設置しており、外部電源喪失時にも非常用電源等で稼働できる。
- ・ 注水設備停止時には、手動でのバルブ操作・注水など機動的対応が可能。

<参考>タービン建屋水位と地下水位（実績）

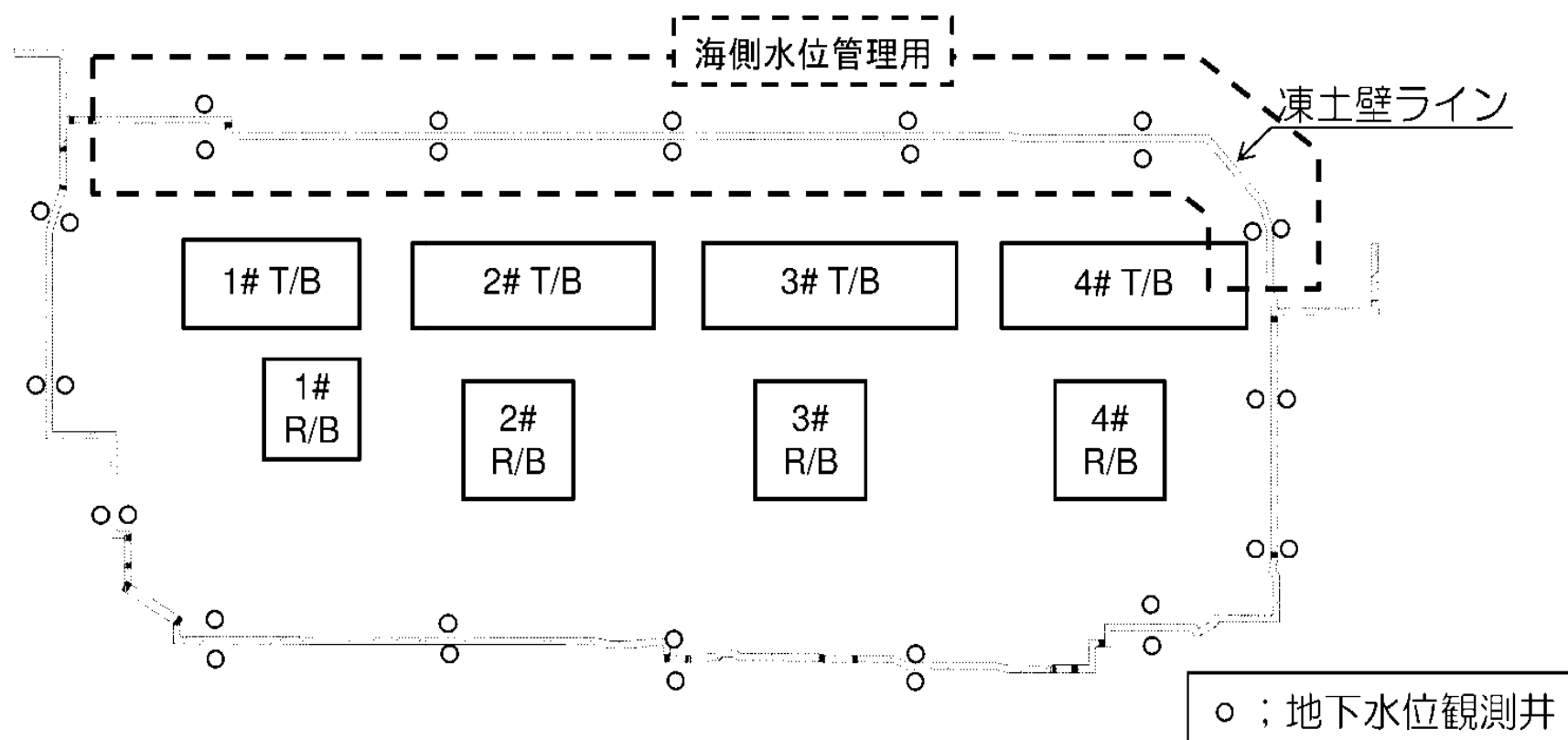
特定原子力施設 監視・評価検討会
(第19回) 資料 再掲



〔 〕: H25年10月の台風等による降雨

凍土壁と海側遮水壁間の地下水位の管理

建屋海側の地下水位の管理は、地下水位計を凍土壁（海側）の内側と外側に配置して、「凍土壁内側（建屋海側）の地下水位＜凍土壁と海側遮水壁間の地下水位」であることを確認する。



<参考>サブドレン非稼働時の建屋周辺地下水位低下予測について

凍土壁造成前の地下水位想定（但しサブドレン非稼働の場合）に対して、建屋水位を以下の2ケース仮定して、シミュレーション解析を実施した。

ケース1：建屋水位をO.P.+3mで一定（注水無し）

ケース2：地下水位の低下に合わせ建屋水位を低下（注水無し）

ケース3： // （注水有り）

（建屋内止水工事等を考慮してタービン建屋床面付近で長期に渡り水位を一定に保持し、かつ、その期間前から注水を行う。）

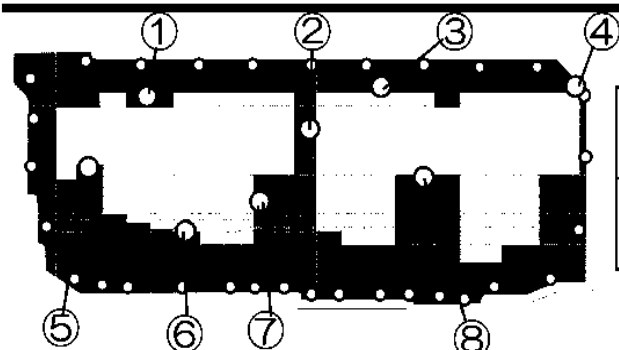
ケース1の場合、建屋水位と地下水位の水位差が0.5m程度となるのに、海側で4～6ヶ月程度、山側で8～10ヶ月程度かかる。その後、建屋水位に漸近していく。

ケース2の場合、建屋水位一定時期（30ヶ月後）以降、建屋周辺の地下水位が建屋水位に漸近していく。

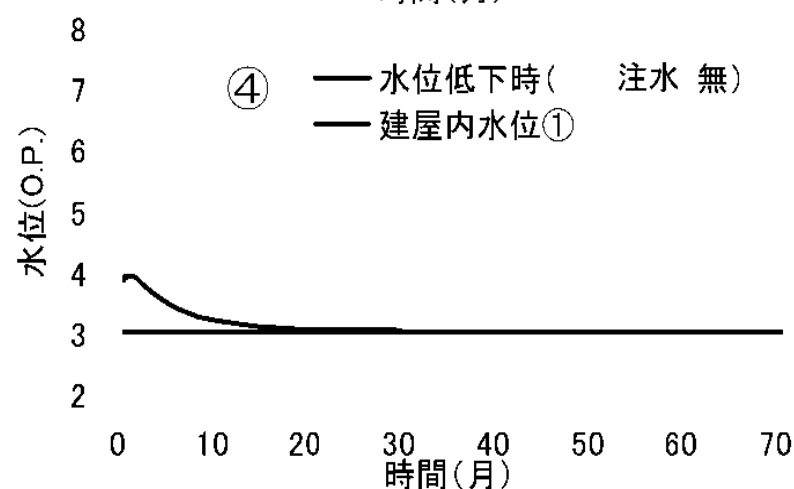
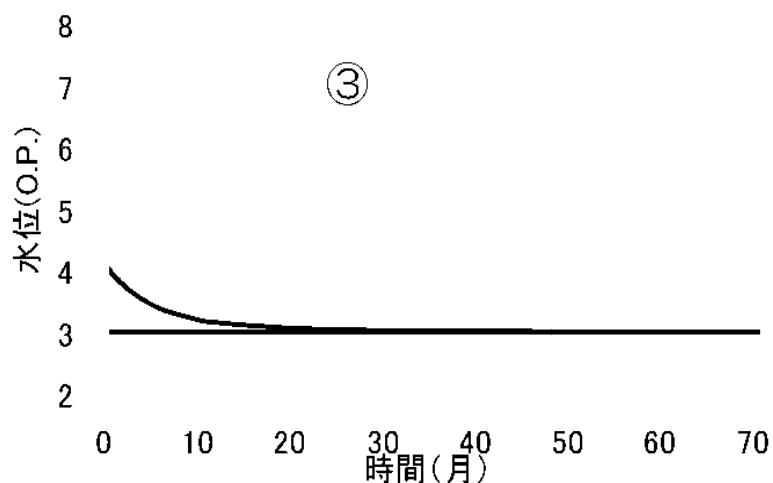
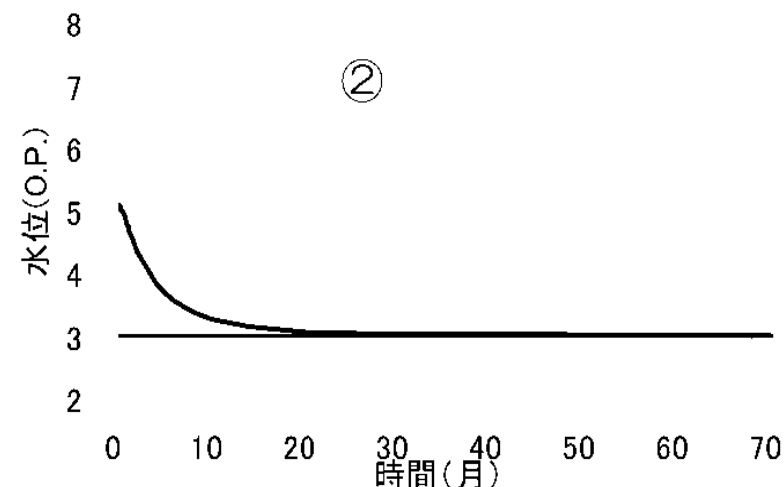
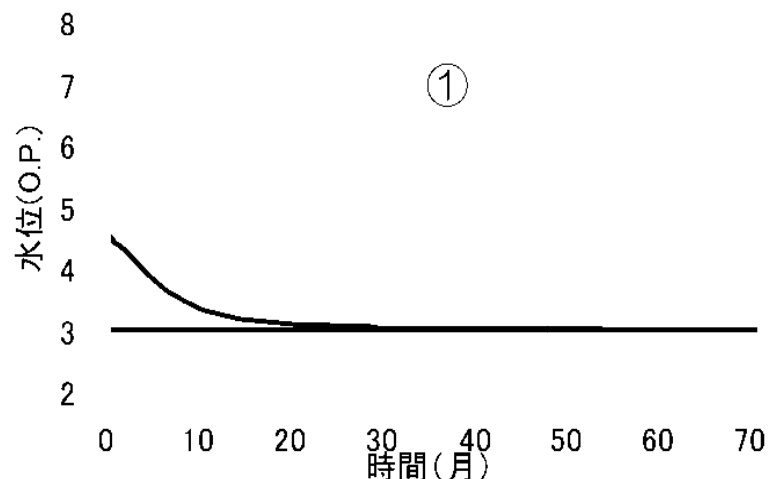
ケース3の場合、ケース2に対し、注水稼働により、建屋水位一定期間において40m³/日、80m³/日（1本の場合0.9, 1.8L/min/本）程度の注水により、建屋周辺地下水位を建屋内滞留水水位に対して平均的にそれぞれ約0.5～1m、1～1.5m程度高く維持することができる。

それぞれのシミュレーション結果を次頁以降に示す。

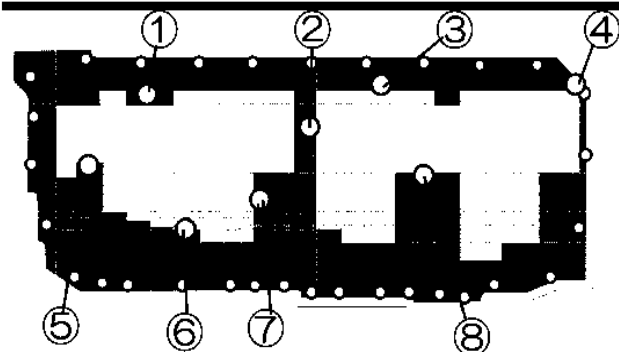
<参考> 建屋周辺地下水位の低下予測ー建屋水位一定+注水無の場合（ケース1） 1 / 3ー



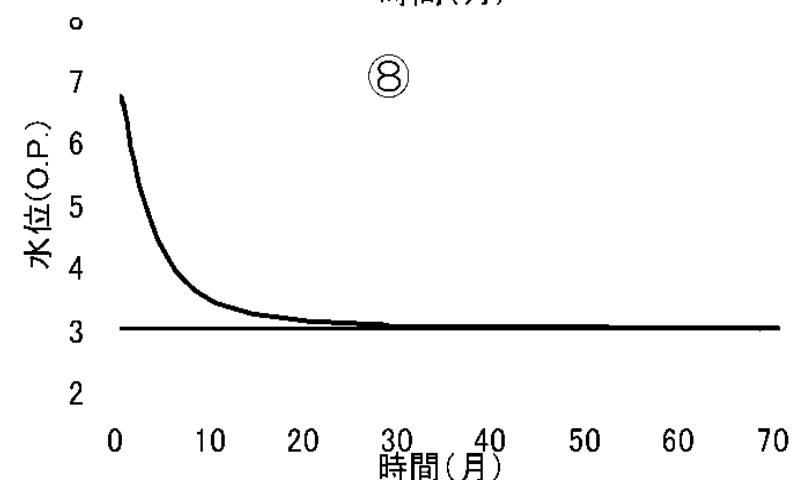
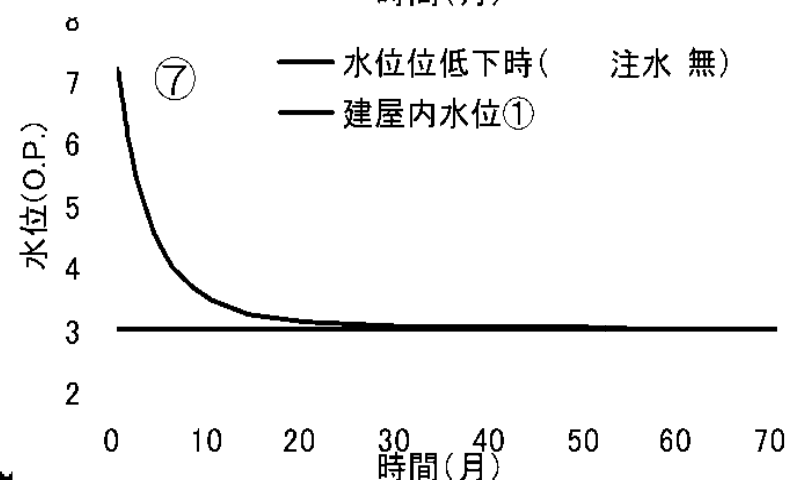
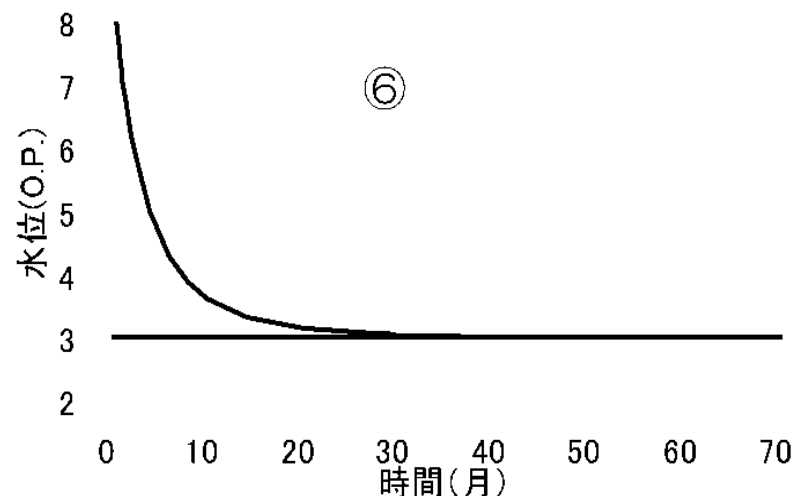
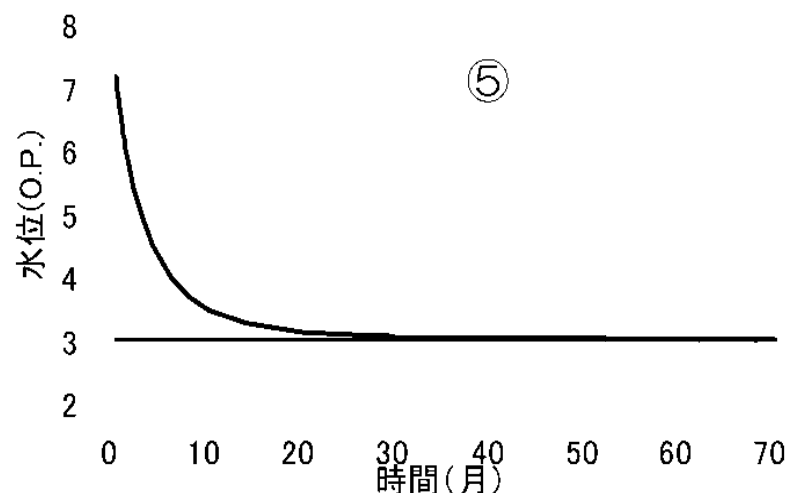
ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺水位	サブドレン	注水量 (L/min/本)	注水量 (m ³ /日)	降雨浸透 mm/日
1	O.P. +3 m (一定)	三次元解析結果 (凍土構築前の水位分布想定)	非稼働	0	0	0



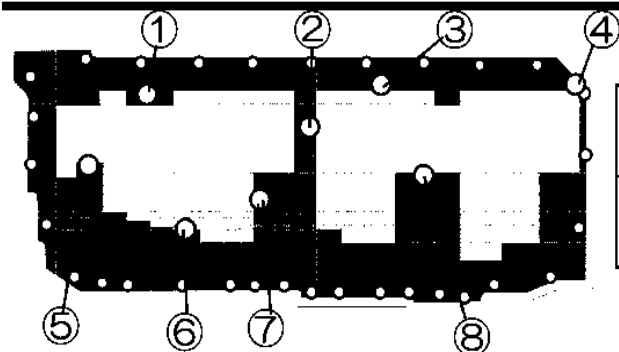
<参考> 建屋周辺地下水位の低下予測ー建屋水位一定+注水無の場合（ケース1） 2／3ー



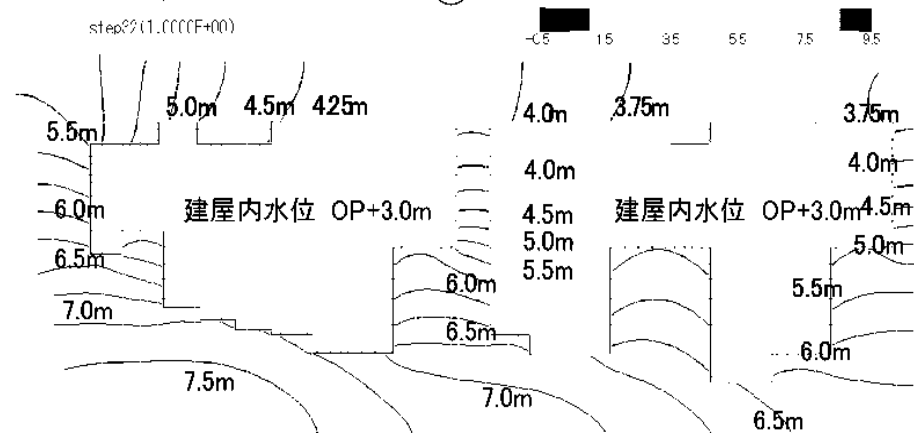
注水せずに、建屋水位をO.P.+3mで一定とした場合、建屋水位と地下水位の水位差が0.5m程度となるのに、海側で4～6ヶ月程度、山側で8～10ヶ月程度かかる。その後、建屋水位に漸近していく。



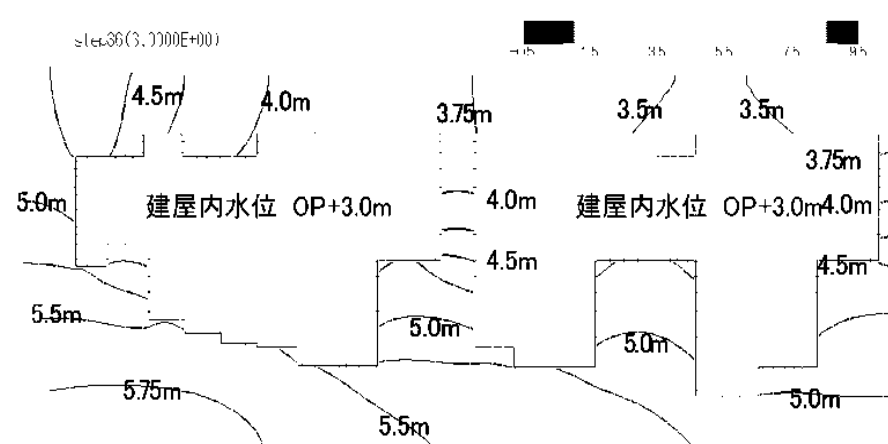
<参考> 建屋周辺地下水位の低下予測－建屋水位一定+注水無の場合（ケース1） 3／3－



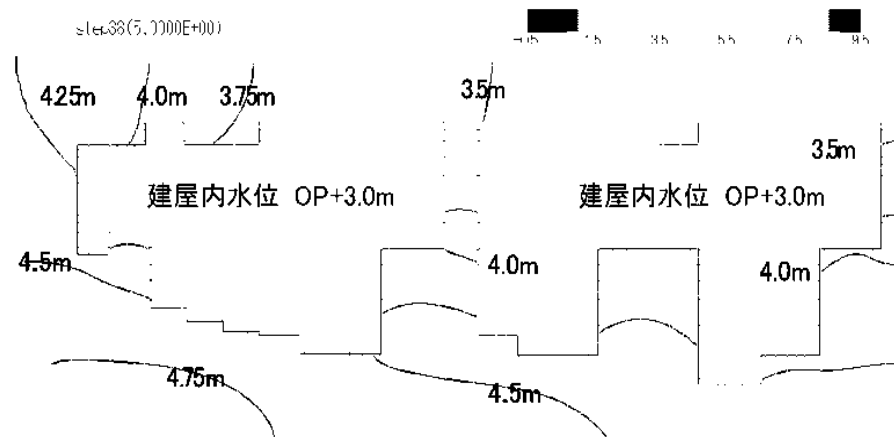
ケース	建屋滞留水位	建屋周辺水位	サブドレン	注水量 (L/min/本)	注水量 (m ³ /日)	降雨浸透 mm/日
1	O.P. +3 m (一定)	三次元解析結果 (凍土構築前の水位分布想定)	非稼働	0	0	0



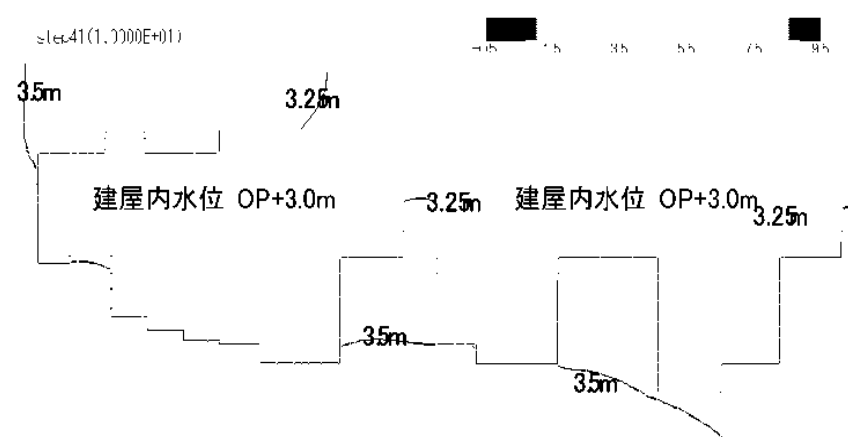
水位分布（1ヵ月後）



水位分布（3ヵ月後）

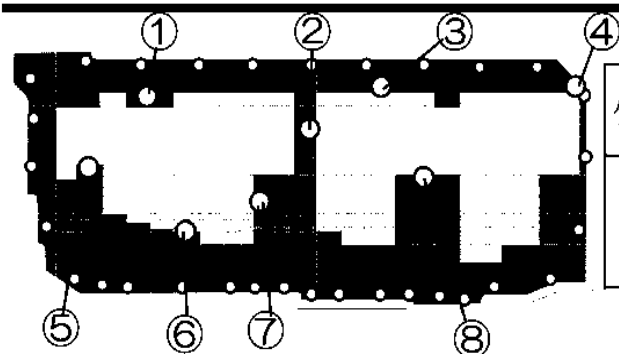


水位分布（5ヵ月後）

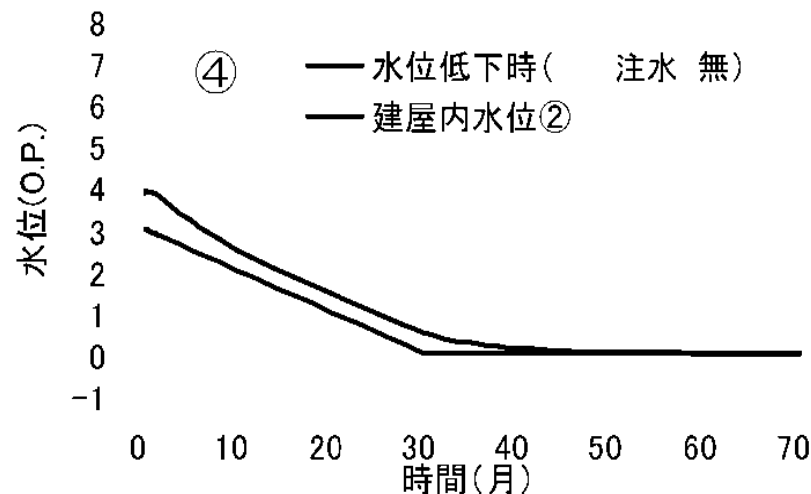
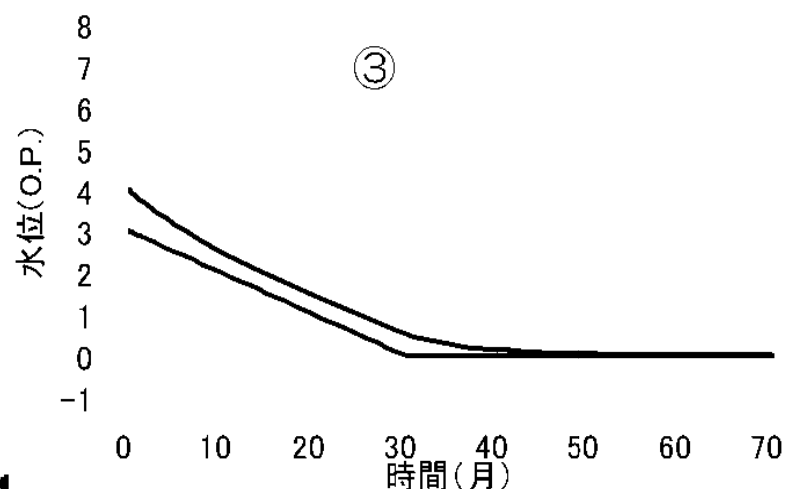
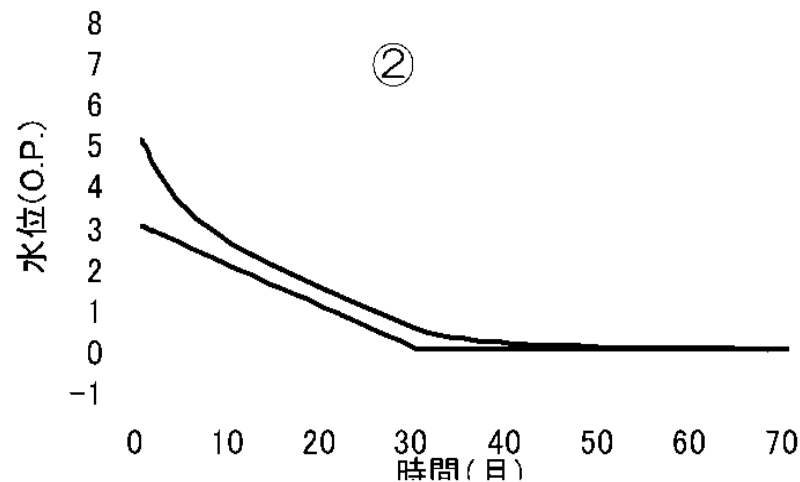
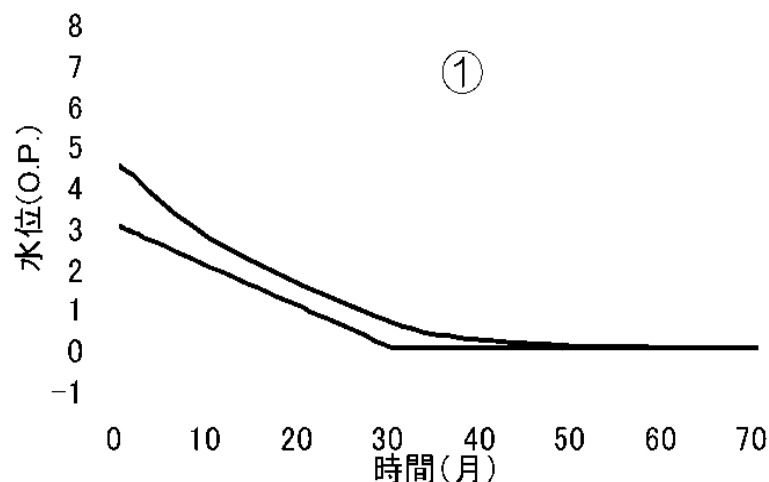


水位分布（10ヵ月後）

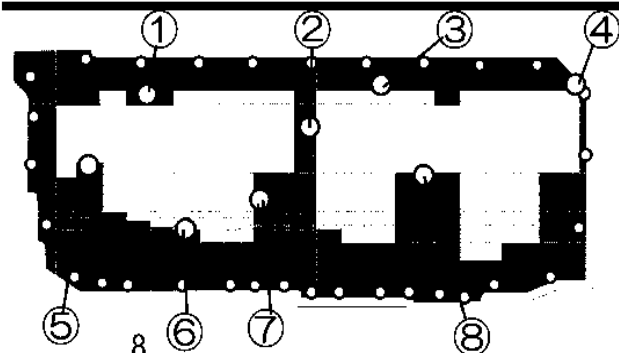
<参考> 建屋周辺地下水位の低下予測－建屋水位低下+注水無の場合（ケース2） 1／3－



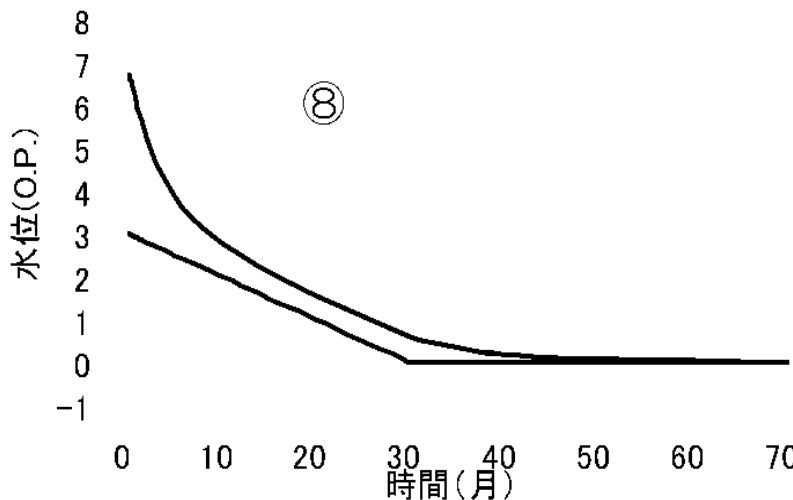
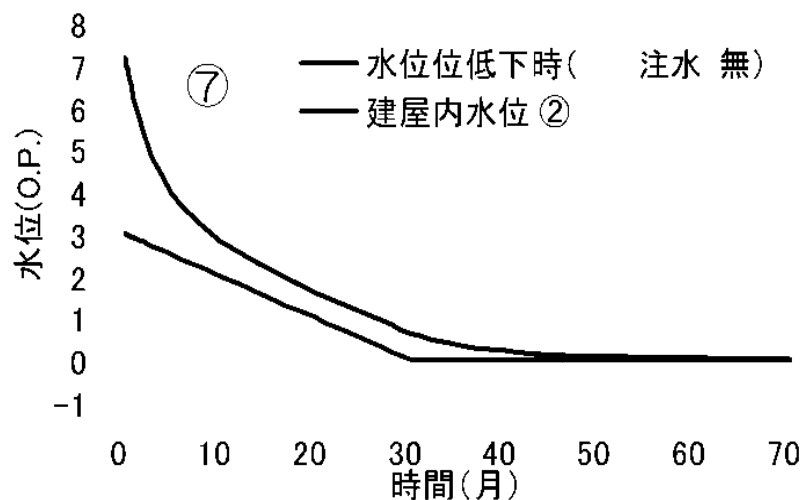
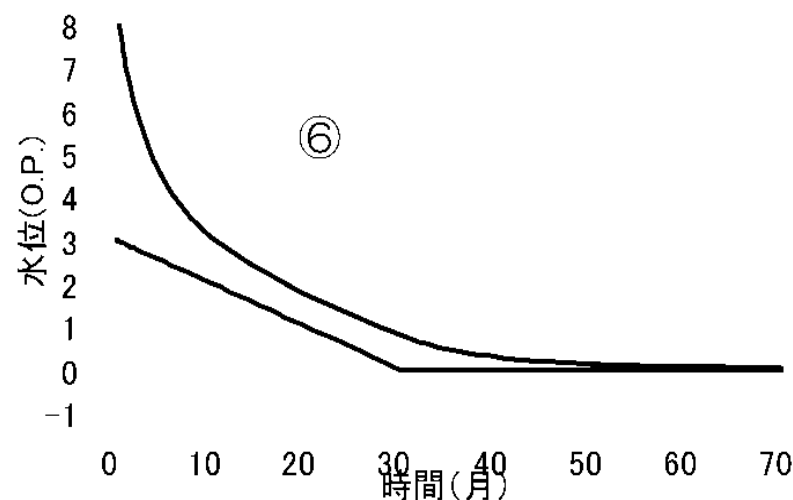
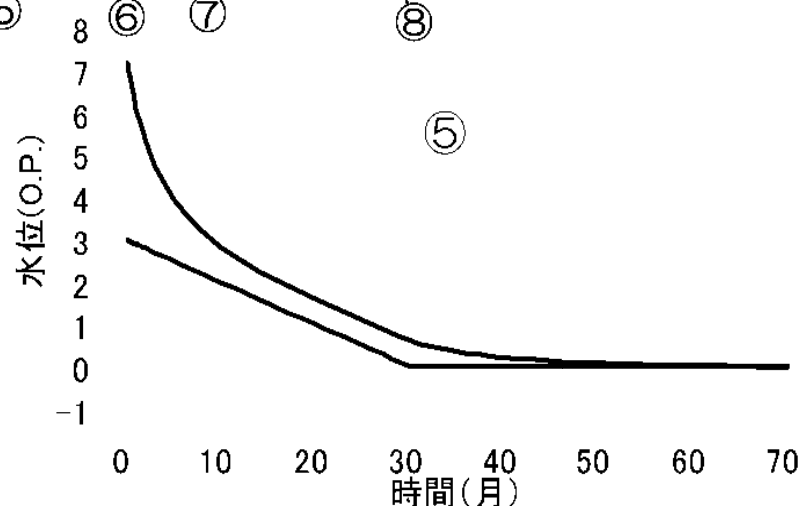
ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺水位	サブドレン	注水量 (L/min/本)	注水量 (m ³ /日)	降雨浸透 mm/日
1	O.P. +3 m ⇒0 m (0⇒30ヶ月)	三次元解析結果 (凍土構築前の水位分布想定)	非稼働	0	0	0



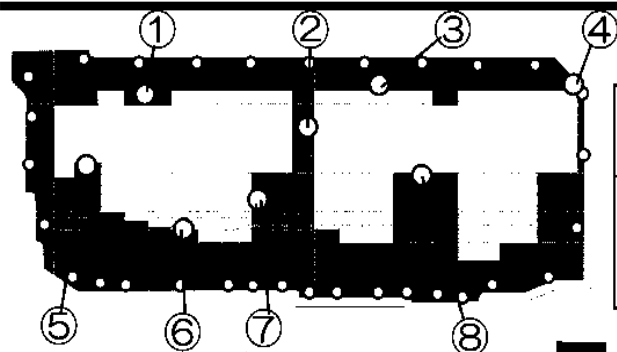
<参考> 建屋周辺地下水位の低下予測ー建屋水位低下+注水無の場合（ケース2） 2/3ー



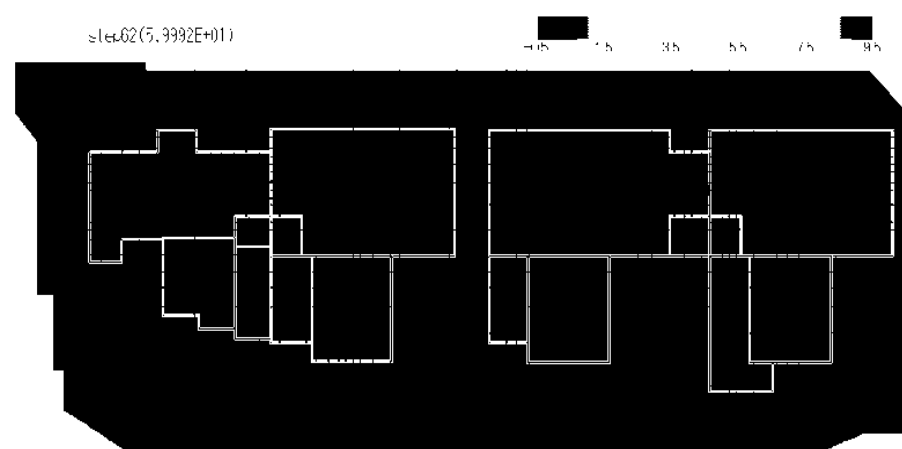
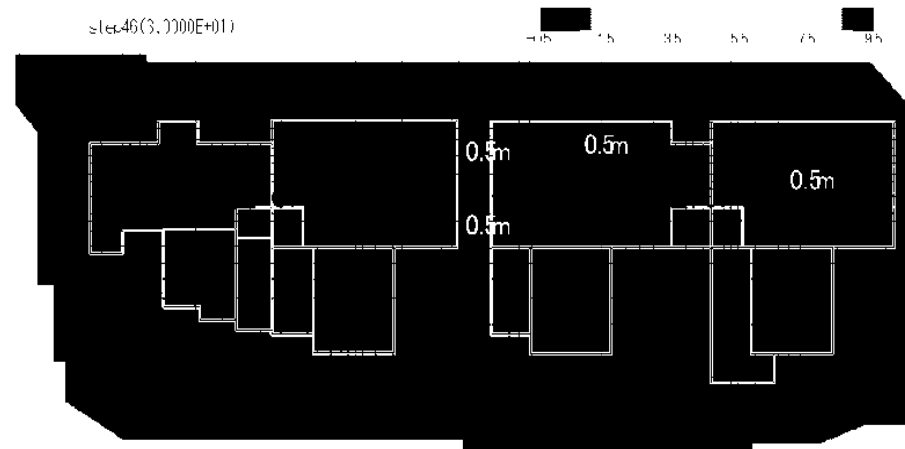
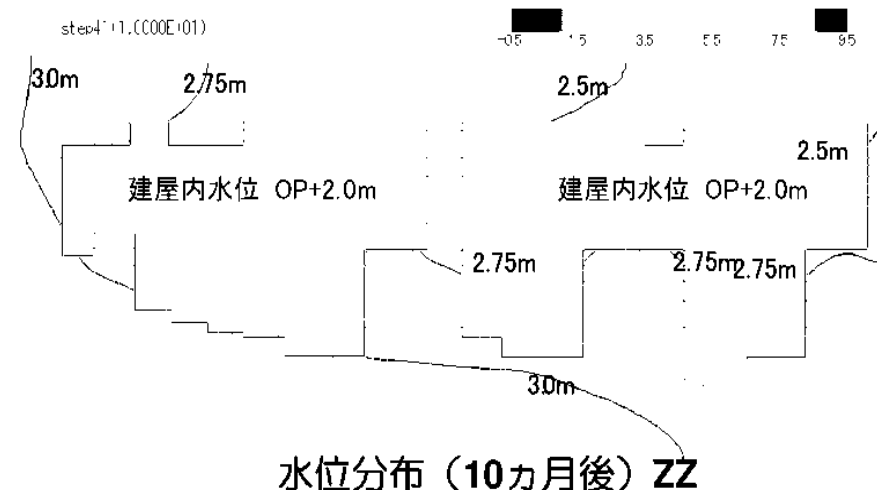
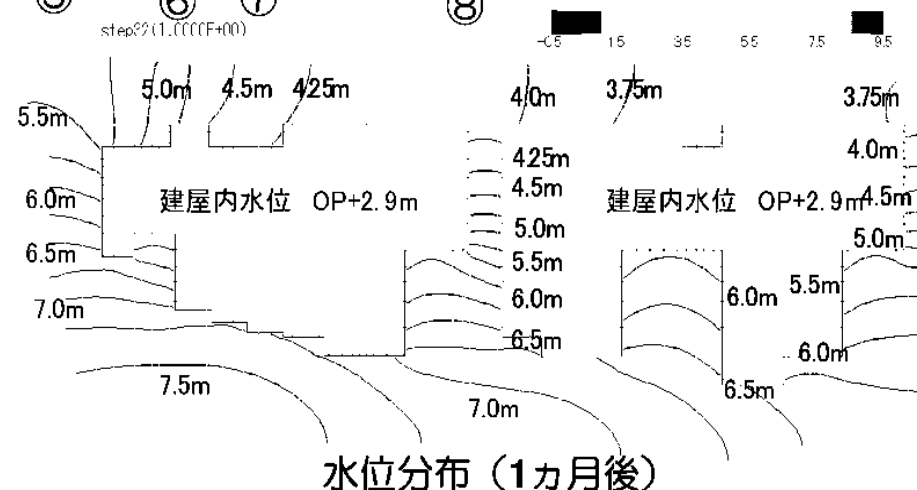
注水せずに，建屋水位をO.P.+3m⇒0mに低下させ，その後一定とした場合，建屋水位一定時期（30ヶ月後）以降，建屋周辺の地下水位が建屋水位に漸近していく。



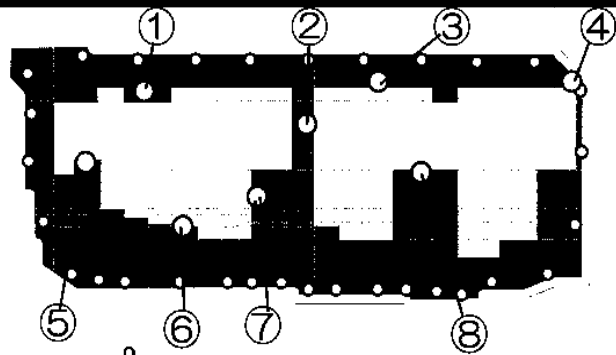
<参考> 建屋周辺地下水位の低下予測－建屋水位低下+注水無の場合（ケース2） 3／3－



ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺水位	サブドレン	注水量 (L/min/本)	注水量 (m ³ /日)	降雨浸透 mm/日
1	O.P. +3 m ⇒0 m (0⇒30ヶ月)	三次元解析結果 (凍土構築前の水位分布想定)	非稼働	0	0	0

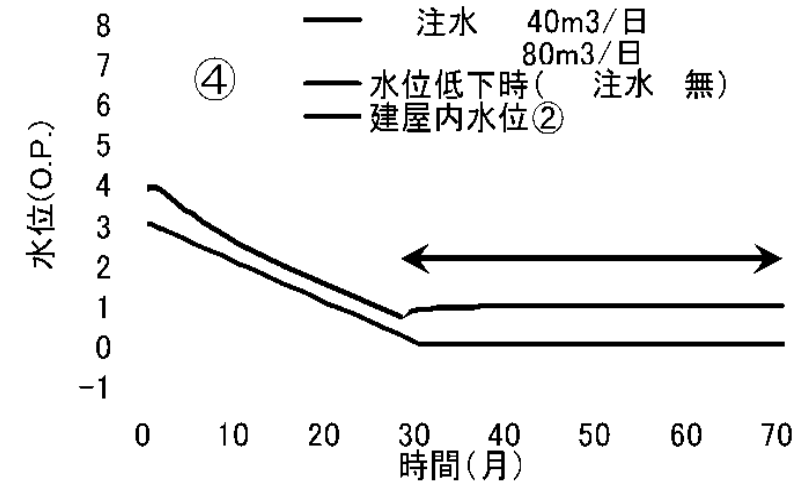
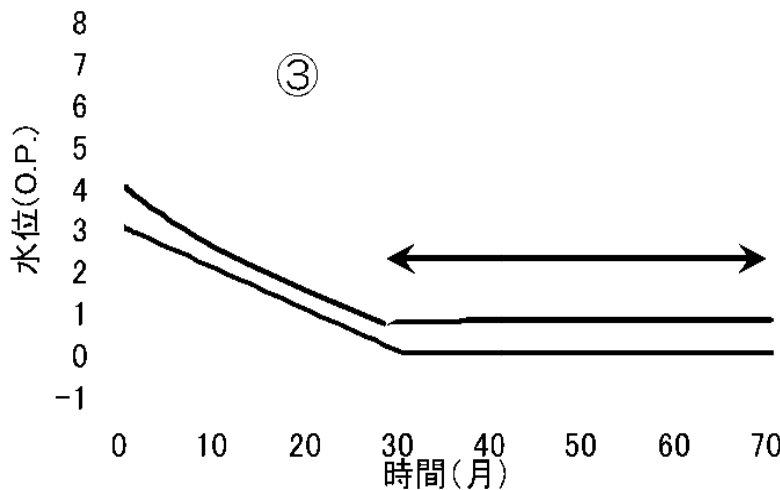
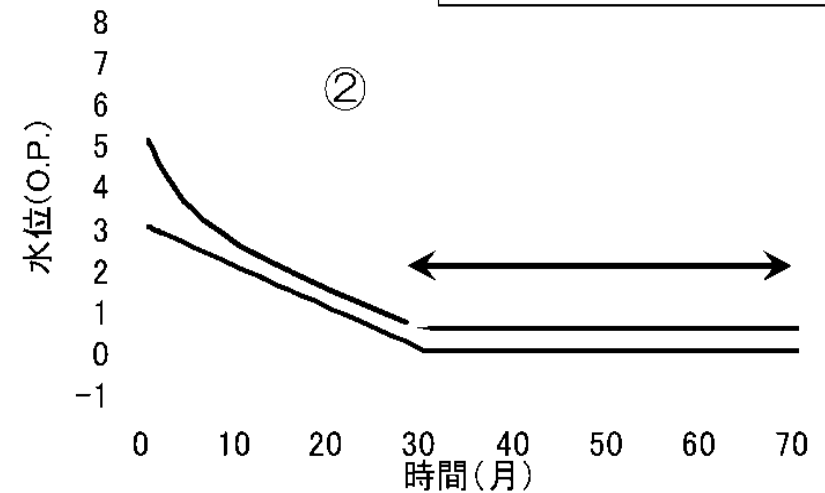
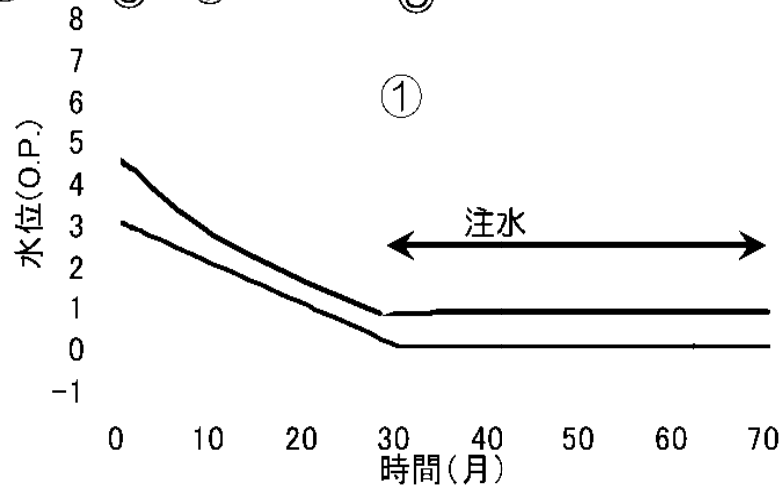


<参考> 建屋周辺地下水位の低下予測－建屋水位低下+注水有の場合（ケース3） 1 / 3－

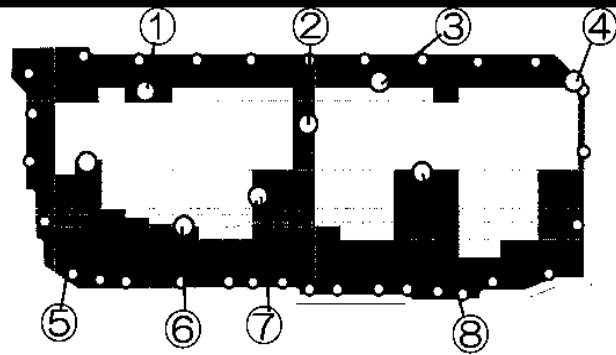


ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺水位	サブドレン	注水量 (L/min/本)	注水量 (m³/日)	降雨浸透 mm/日
3-1	O.P. +3 m ⇒0 m	三次元解析結果 (凍土構築前の 水位分布想定)	非稼働	0.9	40	0
3-2	(0⇒30ヶ月)			1.8	80	

特定原子力施設 監視・評価検討会
(第21回) 資料 再掲

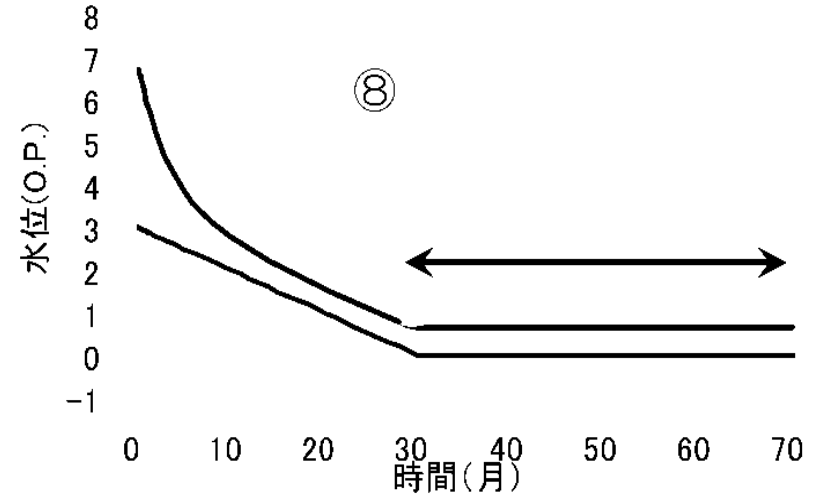
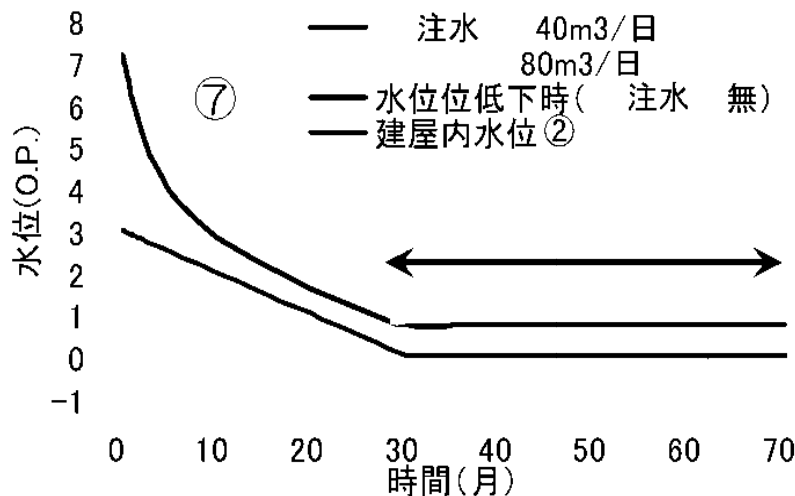
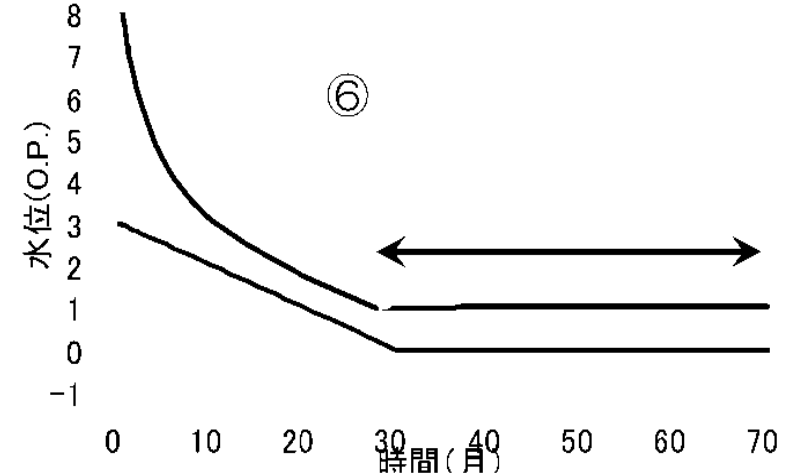
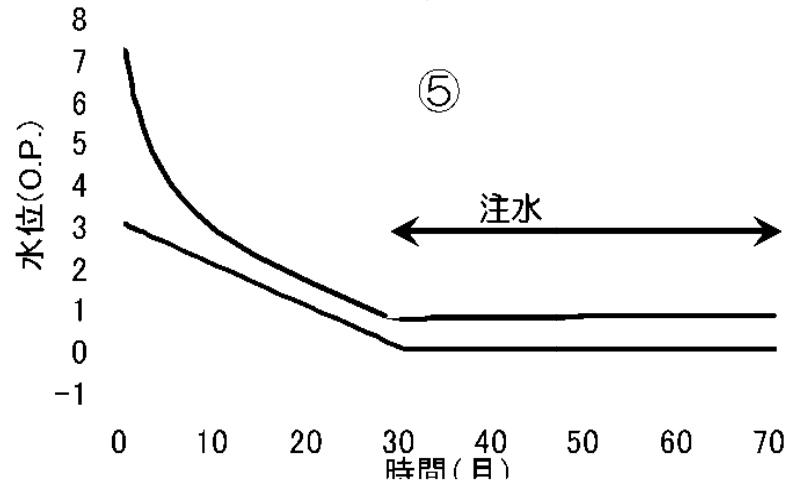


<参考> 建屋周辺地下水位の低下予測ー建屋水位低下+注水有の場合（ケース3） 2／3ー



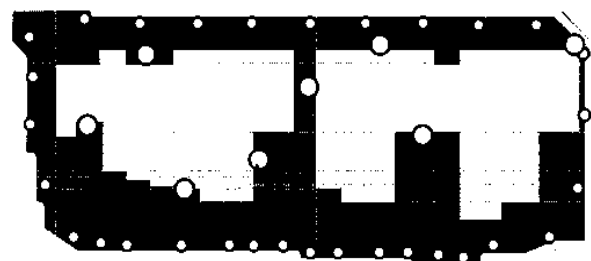
ケース3の場合，ケース2に対し，注水稼働により，建屋水位一定期間において40m³/日，80m³/日（1本の場合0.9，1.8L/min/本）程度の注水により，建屋周辺地下水位を建屋内滞留水水位に対して平均的にそれぞれ約0.5～1m、1～1.5m程度高く維持することができる。

特定原子力施設 監視・評価検討会
(第21回) 資料 再掲



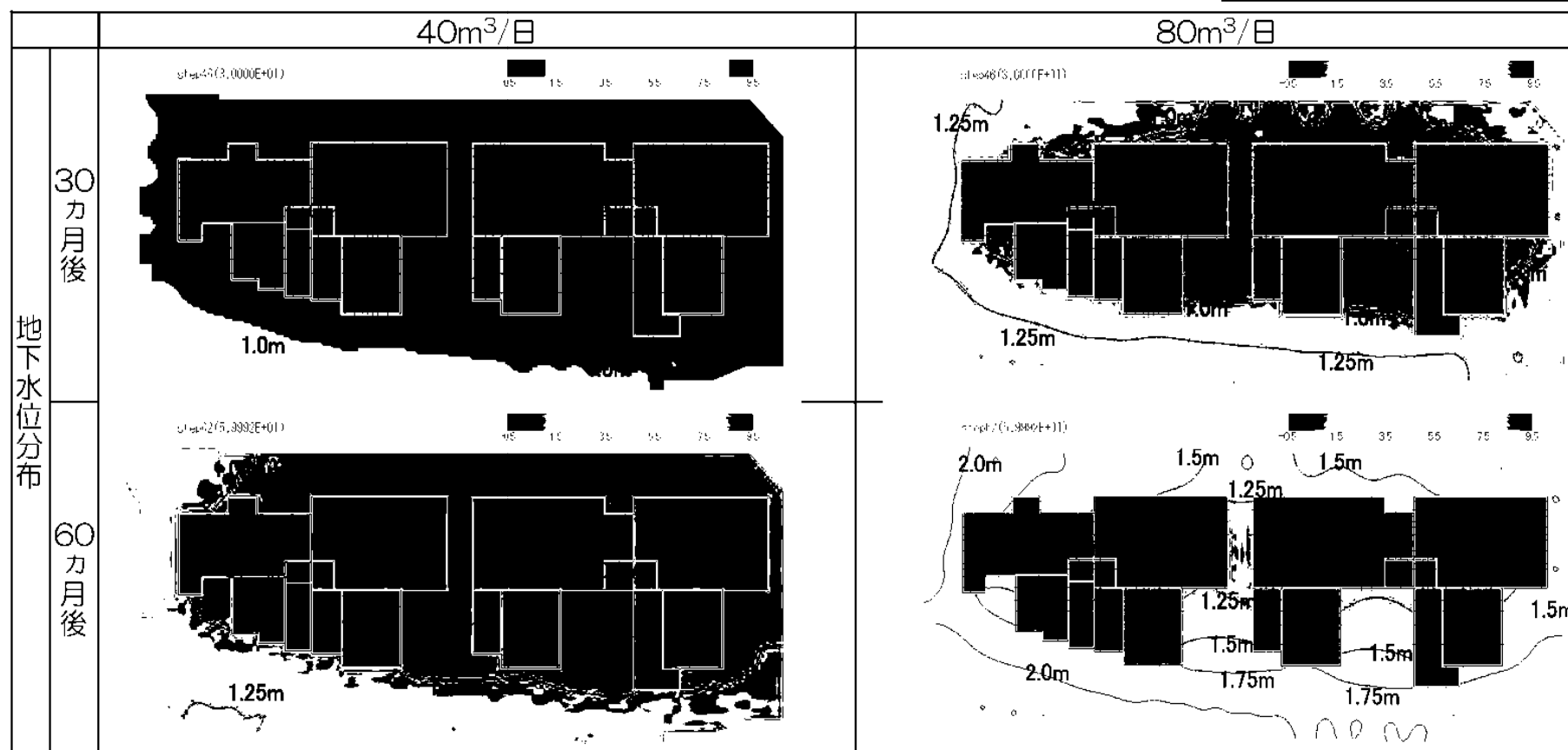
東京電力 鹿島

<参考> 建屋周辺地下水位の低下予測ー建屋水位低下+注水の場合（ケース3） 3／3ー



ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺水位	サブドレン	注水量 (L/分/本)	注水量 (m ³ /日)	降雨浸透 mm/日
1	O.P. +3 m ⇒0 m (0⇒30ヶ月)	3次元解析結果より	非稼働	0.9	40	0
2				1.8	80	

特定原子力施設 監視・評価検討会
(第21回) 資料 再掲



建屋水位に対して高い状態に水位維持出来ている

<資料>解析による注水設備の性能評価－解析条件－

特定原子力施設 監視・評価検討会
 (第20回) 資料 再掲・一部加筆

解析目的

配置した注水井からの注水による水位低下時の水位
 差維持効果の確認

解析手法

準3次元浸透流解析プログラム（GWAP）による
 非定常浸透流解析

解析条件

モデル化領域：凍土壁内側（右図参照）

〔遮水壁内外への水移動は無い
 と仮定〕

建屋モデル化部分：1～4号のタービン建屋
 ・原子炉建屋・廃棄物処理
 建屋

降雨浸透：無し（0 mm/日）

深部岩盤からの湧き上がり：無し（0 m³/日）

初期水位：三次元解析結果による凍土壁造成前
 想定水位（但しサブドレン非稼働）

建屋内水位：仮定（ページ）

注水量：

ケース	注水総量 (m ³ /日)	井への注水量 (L/min/本)
1	0	0
2	0	0
3-1	40	0.9
3-2	80	1.8

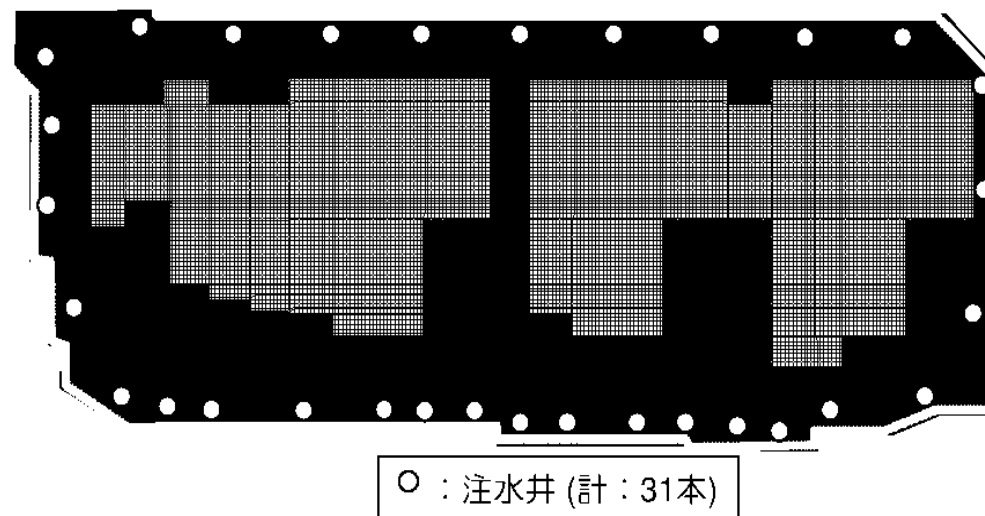
物性値（透水係数・有効間隙率）

	透水係数(cm/s)	有効間隙率
建屋外地盤	3.0×10 ⁻³ ※1	0.16※3
建屋外壁	1.0×10 ⁻⁵ ※2	—

※1：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて
 報告）における“中粒砂岩”の透水係数および実証試
 験結果より設定（次頁参照）。

※2：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて
 報告）における建屋内流入量に基づき感度解析を行っ
 て同定した。

※3：3次元浸透流解析結果（汚染水処理対策委員会にて
 報告）における地下水位低下速度に基づき、感度解析
 を行って同定した。

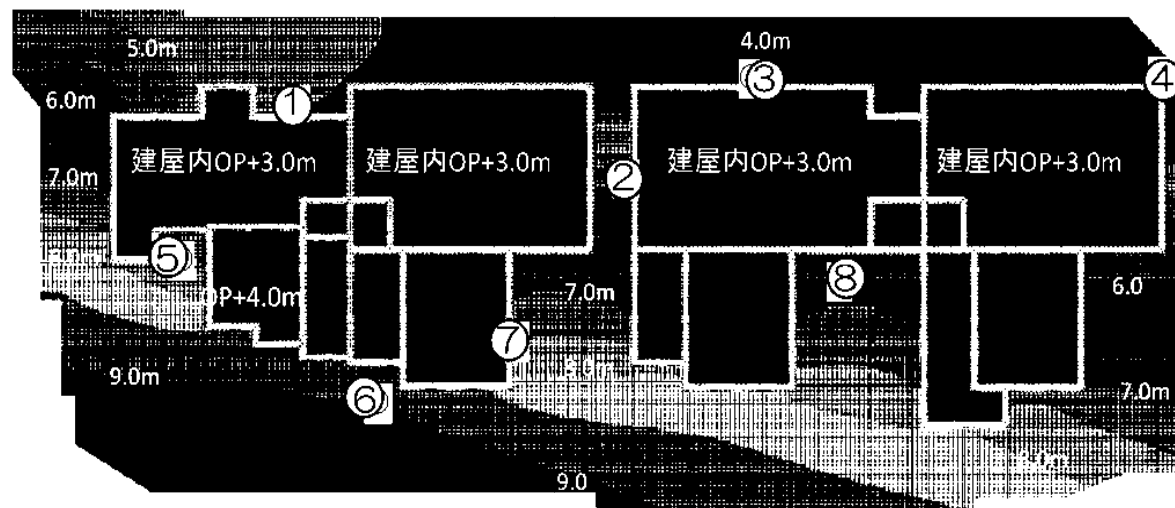


○：注水井（計：31本）

図 注水井配置および解析モデル

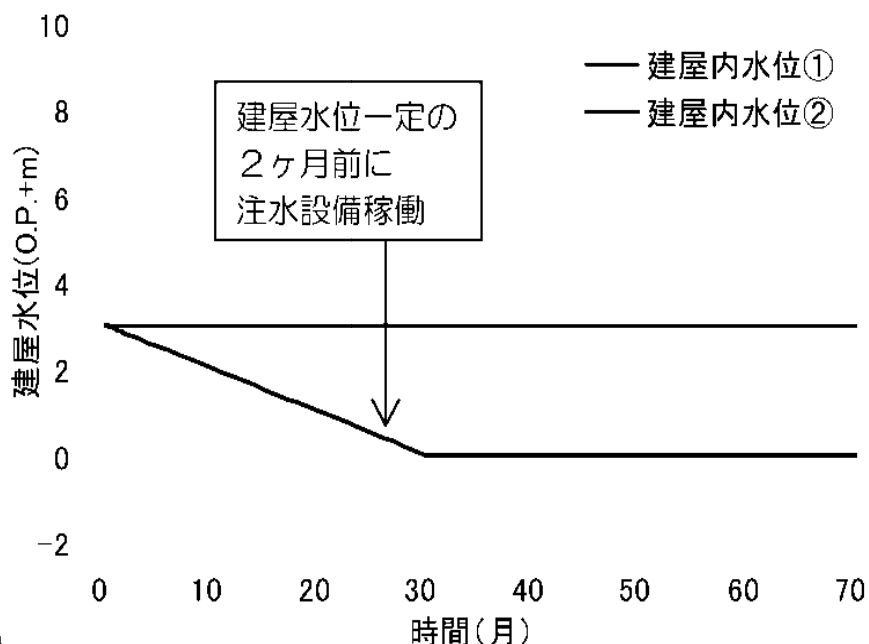
<資料>解析による注水設備の性能評価－初期水位設定と建屋内の水位低下スケジュール－

凍土壁内側の初期水位



- ・3次元シミュレーション解析により凍土構築前の水位分布を想定した。
- ・なお、サブドレンは稼働しない条件とした。

建屋水位低下スケジュール（仮定）

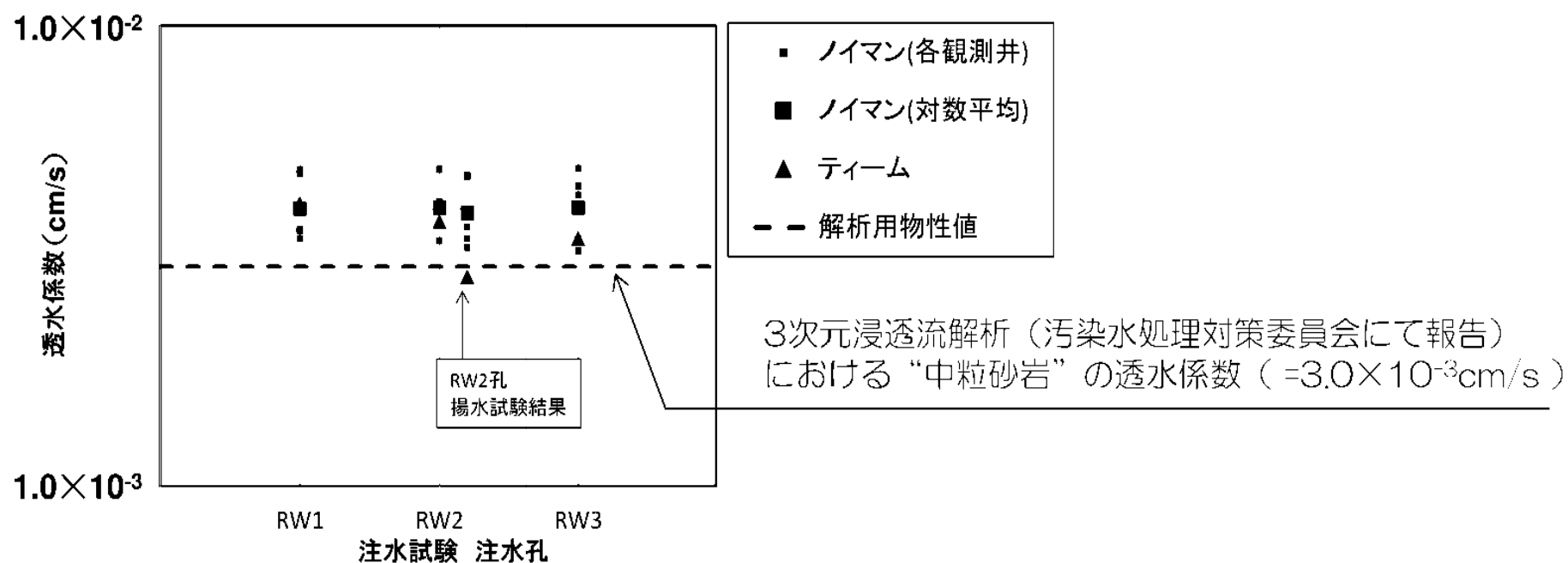


- ・凍土壁造成後の建屋水位については、①O.P.+3mで一定〔ケース1〕，②地下水位の低下速度に合わせて建屋水位を低下（建屋内止水工事等を考慮してタービン建屋床面付近で長期に渡り水位を一定に保持）〔ケース2，3〕の2ケースを仮定した。
- ・建屋水位低下の場合注水設備の稼働時期は解析結果（第19回監視・評価検討会にて報告済）を踏まえ、2ヶ月前に設定

<資料>実証試験結果により得られた透水係数

試験名		透水係数 (cm/s)	
種別	注水孔	ノイマン法 (非定常解析法) 〔対数平均〕	ティーム法 (定常解析法)
揚水試験	RW2	3.9×10^{-3}	2.8×10^{-3}
注水試験	RW1	4.0×10^{-3}	4.1×10^{-3}
	RW2	4.0×10^{-3}	3.8×10^{-3}
	RW3	4.0×10^{-3}	3.4×10^{-3}
対数平均		4.0×10^{-3}	3.5×10^{-3}

実証試験で得られた透水係数は、
これまでの解析で用いていた数値
と同程度であることを確認



3. 建屋内水位計測管理について

特定原子力施設 監視・評価検討会（第21回）において、凍土方式遮水壁による建屋内の汚染水等の水位管理について、ご審議頂いた。

今回は、凍土方式遮水壁の設置に伴う建屋内滞留水の水位管理に関して、上記審議におけるご指摘事項も踏まえ、課題に対する検討状況について整理した。

建屋内の汚染水の水位管理に関しては、今後「滞留水移送装置」に係わる実施計画変更申請を行う。

滞留水移送装置の設置計画

■ 目的

地下水位低下に伴う建屋内滞留水の水位制御のため、原子炉建屋等にポンプを新規設置

■ 設置目標

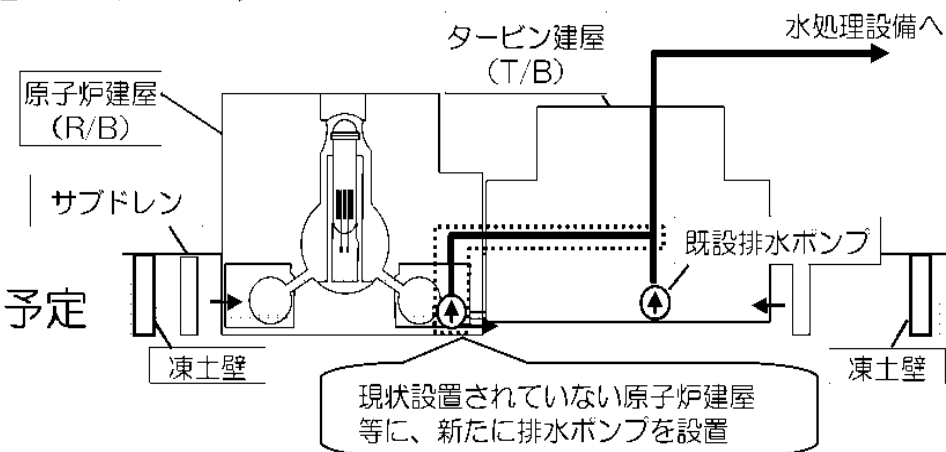
平成27年3月 運用開始（凍土壁造成開始に合わせて）

■ 進捗状況

排水設備に関わる以下項目を実施

- ・ 排水設備の系統設計
- ・ ポンプ、電源盤、制御盤等の配置設計
- ・ 現場調査（実施中）

ポンプ設置等の工事（現地）は、9月頃着手予定



■ 従来設備からの主な改善点

- 排水ポンプを従来設置されていない建屋にも配置することで、各々の建屋水位の制御性を向上させる。
- 監視用の滞留水水位計を従来設置箇所から範囲を広げて設置することで、建屋内水位の監視機能向上を図る。
- 従来、現場の手動操作で管理していた水位制御を自動化し、制御性を向上させると共に、被ばく低減を図る。

	従来設備（現状）	新規設備（案）
建屋内水位計測頻度	3回／日（Webカメラによる目視確認）	常時水位計測データを取り込み、免震棟（遠隔）にて一括管理
ポンプ等の設置箇所	各号機タービン建屋（合計11台（4箇所））	各号機の各建屋（原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋）に原則として1箇所設置（合計22台（11箇所））。
建屋内水位の計測ポイント	各建屋 1 箇所（合計12箇所）	ポンプ設置エリアに水位制御用水位計（11箇所）、想定外の局所的な水の滞留により屋外への流出リスクが否定できない箇所（60箇所）に監視用水位計を設置。（合計71箇所）
水位計計測精度	放射線影響等によるドリフト（～数百mm）が発生しており、定期的に調整を実施（高線量作業）	要求精度を検討中。 耐放射線性、メンテナンス性を向上し、システム全体として信頼性向上を図る。 精度については建屋内水位と地下水位の水位差に見込む。

なお、設置箇所、機器の詳細仕様等は、現場調査の結果等を踏まえて適宜見直す。

従来設備と新規設備の比較（2／2）

特定原子力施設 監視・評価検討会
(第21回) 資料 再掲 一部再評価

項目	従来設備（現状）	新規設備（案）
設備の構成	各号機タービン建屋から排水する設備構成	各建屋を同一水位にするため、各号機の各建屋（原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋）から排水する設備構成とする。（多重化を考慮）
容量 （ポンプの容量）	最大約1,920m ³ /日 （80m ³ /h）	現状以上の排水容量とする。 降雨時の建屋水位変動実績等を踏まえ、過去最大降雨（浪江における24時間最大降雨）に対する建屋水位応答を評価した結果、80m ³ /h排水時の水位上昇は約198mmと算定した。この値は、運用目安の水位差（建屋一周辺地下水）500mmを考慮しても余裕があると考えている。
水位制御方法	現場での手動操作によるON-OFF制御	自動で設定水位への制御を行い、各建屋の水位を一定にする。また、地下水位低下に伴う設定水位の変更やポンプの運転等を免震棟で遠隔操作できるようにし、制御性を向上させる。
水位制御の範囲	各号機タービン建屋からの排水のみ（建屋間は水位差による移動）	原則として、各号機の各建屋に排水設備を設け、各建屋を同一水位に制御する。
水位制御の能力 ・ 時間応答性		上記排水容量による建屋水位低下量は約50mm/日。これに対し、地下水低下量は約15mm/日（注水停止時想定より）となっており、余裕を有している。

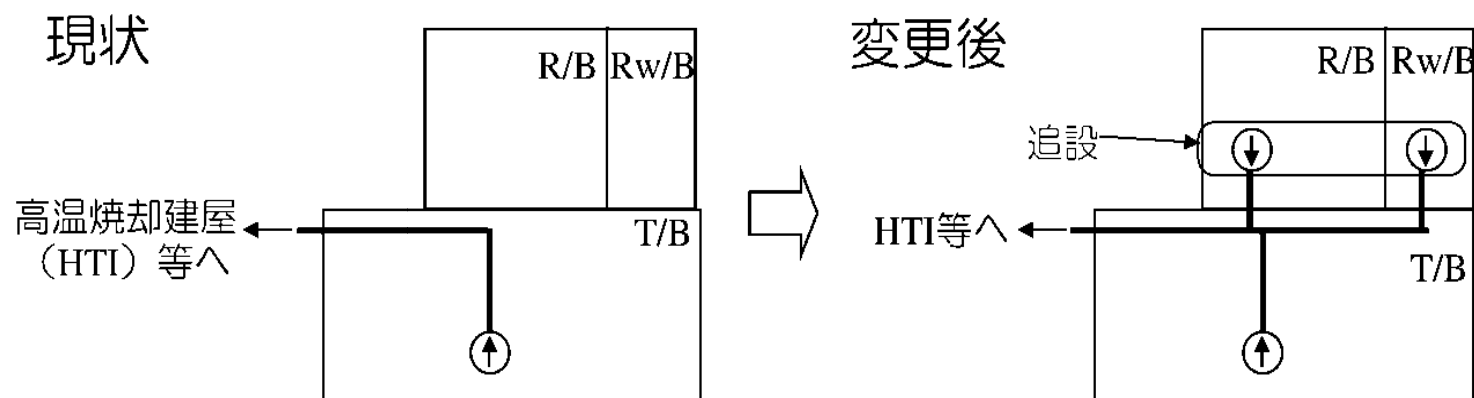
課題

- ① ポンプおよび水位計の設置箇所は高線量箇所が含まれ作業が困難

特定原子力施設 監視・評価検討会（第21回）でのご指摘事項

- ② 既設水位計の問題に対する改善方法
- ③ 各建屋に設置する水位計の校正（基準点設定）方法
- ④ 収集した水位データの管理方法
- ⑤ 確実に水位制御可能な方式の選定

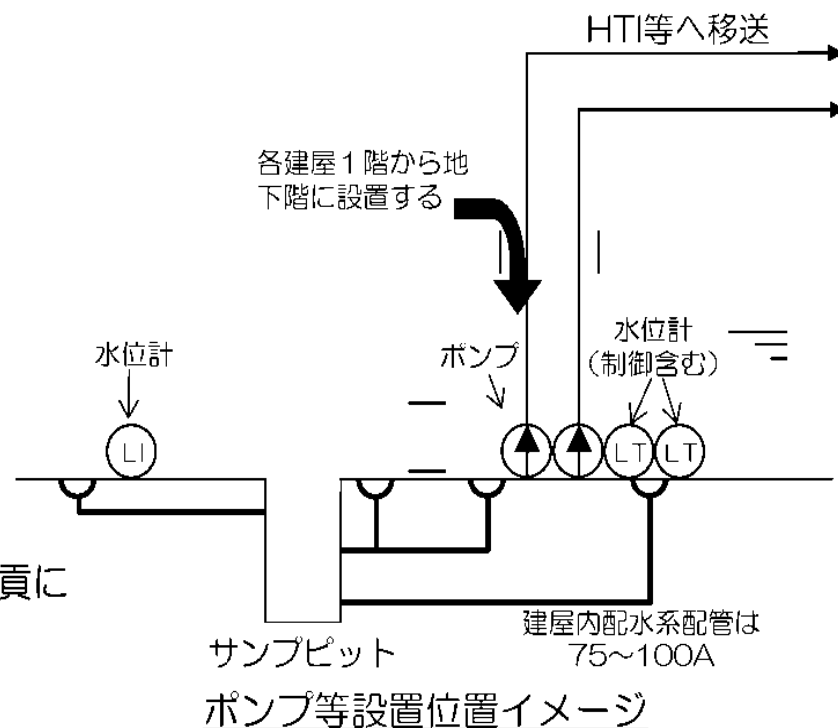
①ポンプ／水位計設置箇所について



ポンプ、水位計の設置は、局所的な水位差の発生を防止する観点から、以下の考えに基づいて対応する。

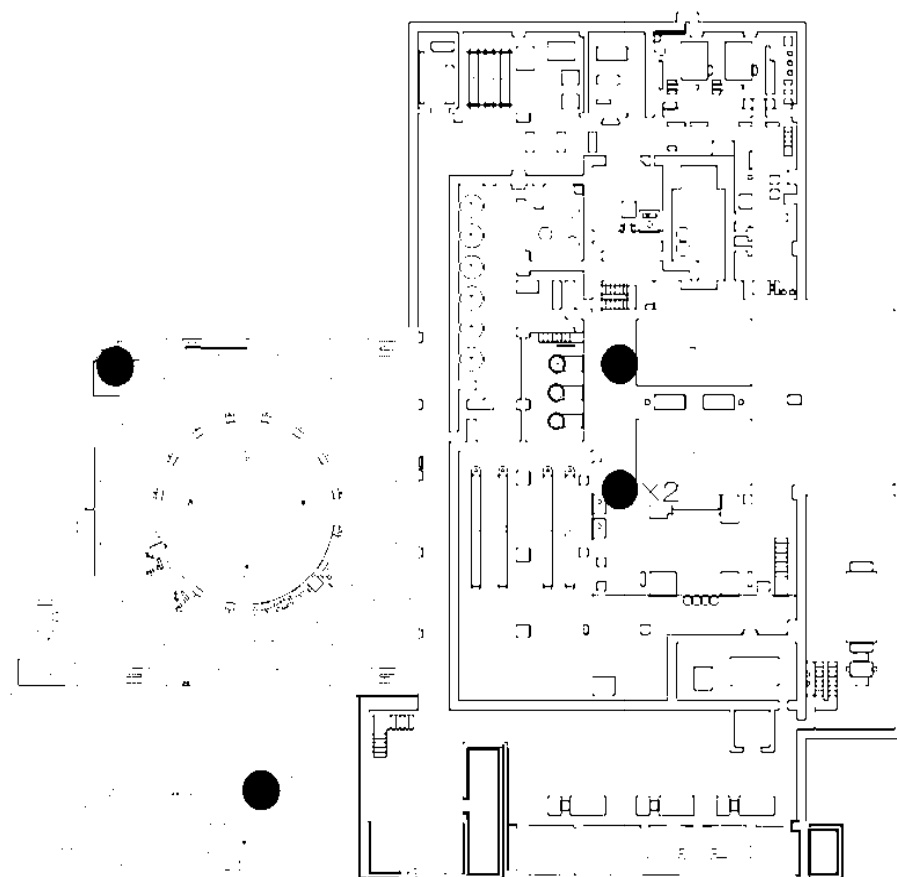
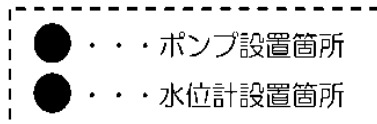
- (1) 建屋内 (R/B、T/B、Rw/B) の各エリアは建屋内排水系、扉等を経由して連通していることから、原則として各建屋1箇所にポンプを設置（各建屋の最低床レベルのエリアに設置）。
- (2) 放射線量等を考慮し、扉の開放等の連通が明らかなエリアは同一エリアとみなす（1，2号Rw/B）。
- (3) 水位計設置にあたっては、水位制御用の水位計をポンプ設置エリアに設置（多重化）することに加え、想定外の局所的な水の滞留により屋外への流出が懸念される箇所（エリア外壁が土壌に面し、かつ、系外放リスクのある貫通部が存在する箇所）に、監視用の水位計を設置。

現状と比較したポンプ・水位計の設置計画（案）を39頁～42頁に各建屋のエリアの区画図を43頁～46頁に示す。

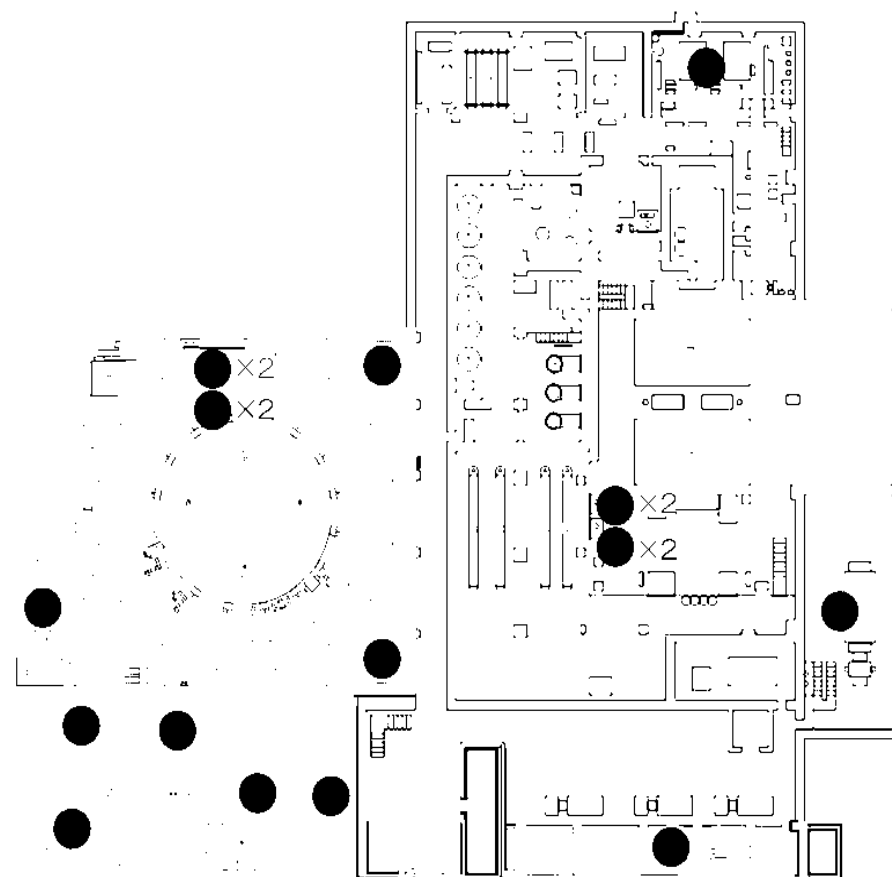


1号機のポンプ及び水位計設置計画（案）

特定原子力施設 監視・評価検討会
(第21回)資料 再掲 一部加筆

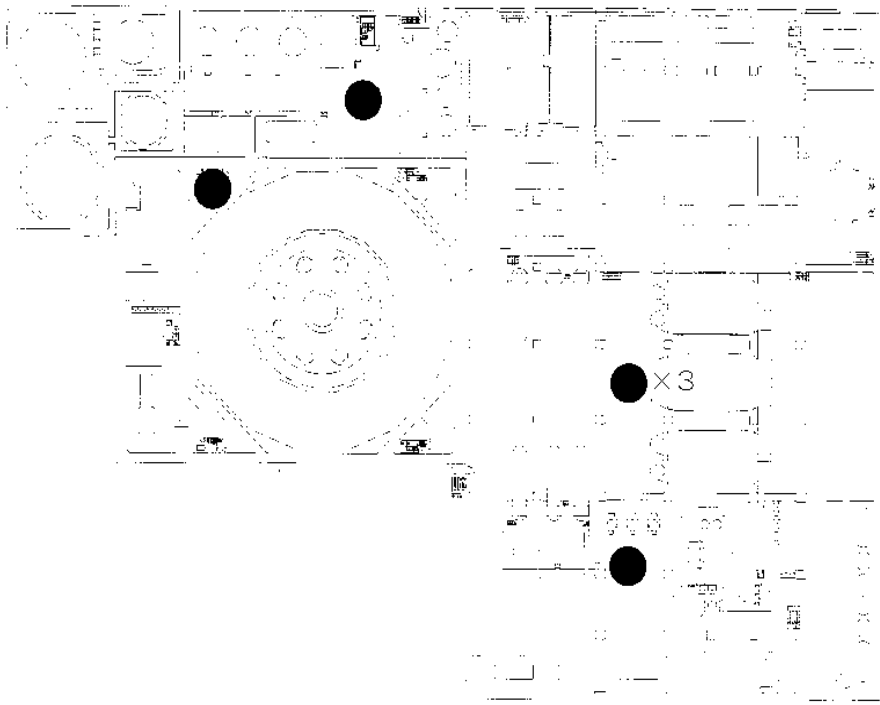
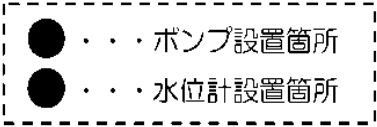


現状

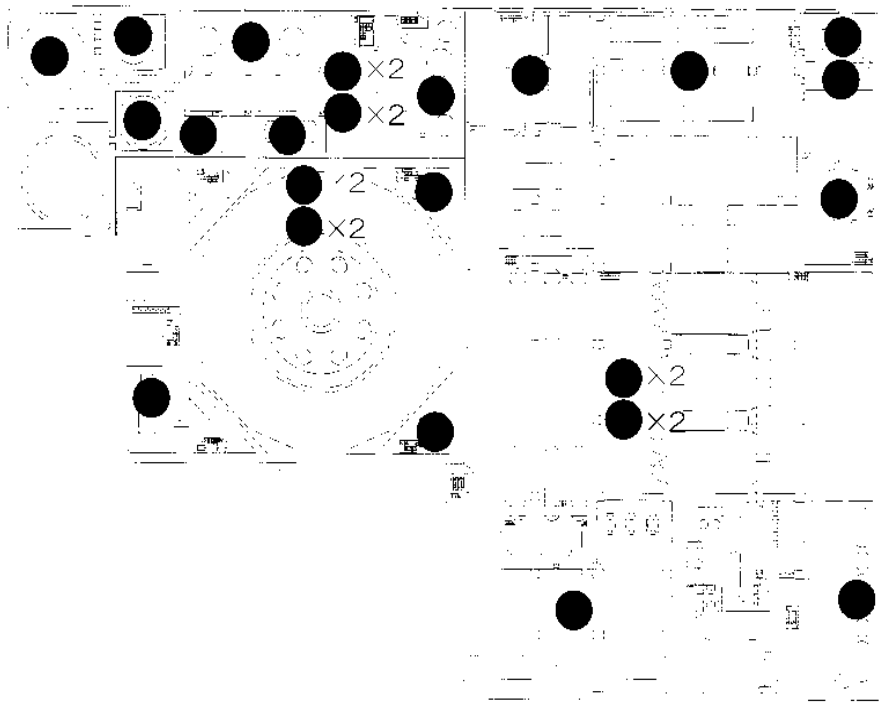


新規設備（案）

2号機のポンプ及び水位計設置計画（案）



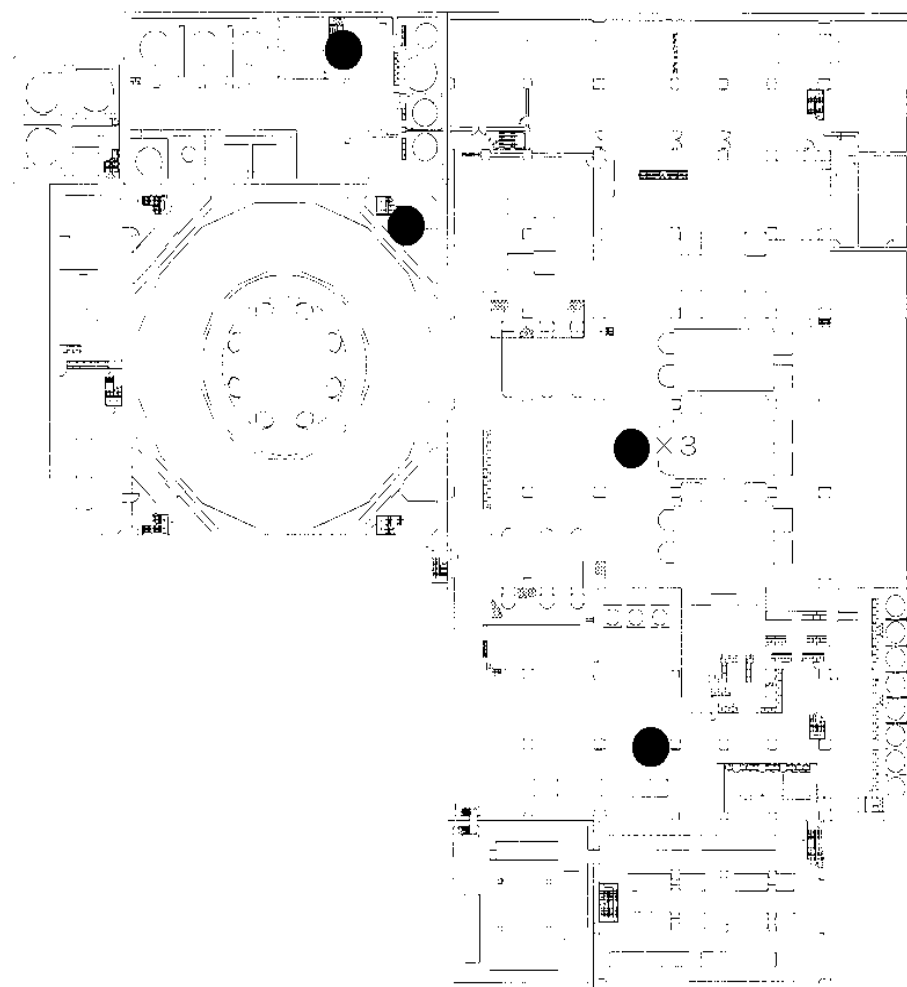
現状



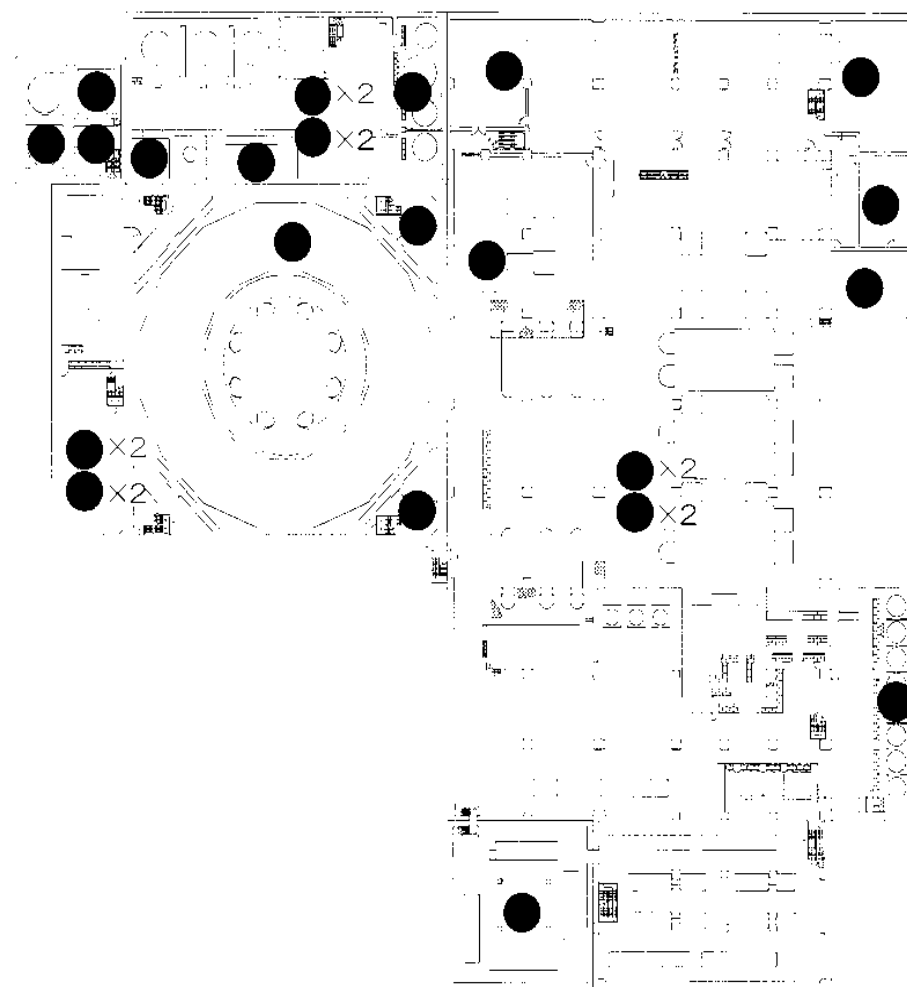
新規設備（案）

3号機のポンプ及び水位計設置計画（案）

- ・・・ポンプ設置箇所
- ・・・水位計設置箇所

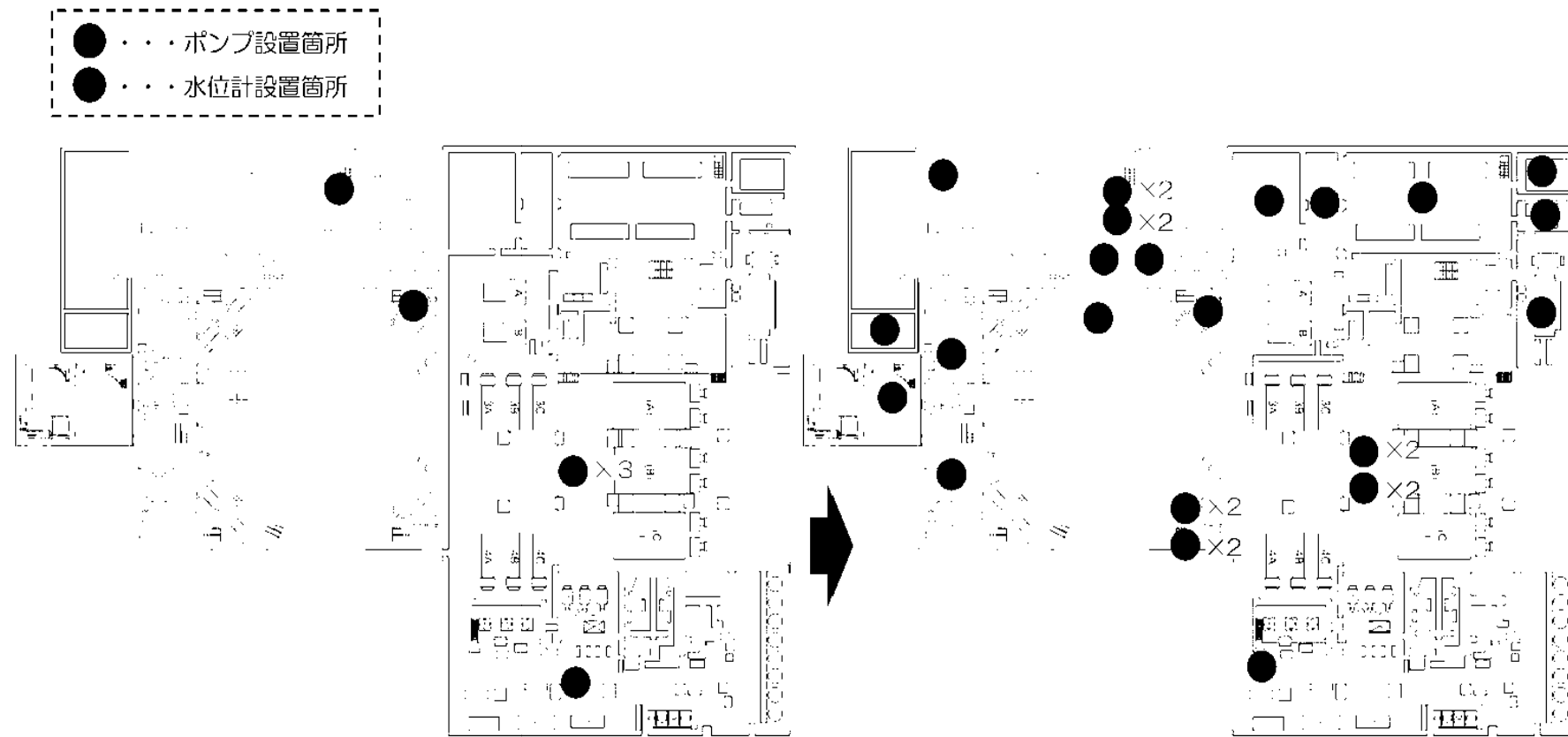


現状



新規設備（案）

4号機のポンプ及び水位計設置計画（案）



現状

新規設備（案）

建屋の区画とポンプ・水位計設置箇所（案）（1号機）

■■■■■■・・・区画の境界線

+ + +・・・建屋内排水系や貫通部等を介して連通しているエリアの境界線

- ・・・土壌と面した外壁に存在する貫通部
- ・・・ポンプ設置箇所と区画され、連通性が不明な箇所であり、かつ土壌と面した外壁に貫通部がある箇所
- ・・・ポンプ設置箇所と建屋内排水系等を介して連通しており、かつ土壌と面した外壁に貫通部がある箇所

水位計を設置し、局所的な水の滞留を監視する。
滞留が確認された場合は水中ポンプにより排水を行う。

●・・・ポンプ設置箇所

●・・・水位計設置箇所

土壌と面した外壁がないため
水位計設置不要

土壌と面した外壁に貫通部が存在しないため、水位計設置不要

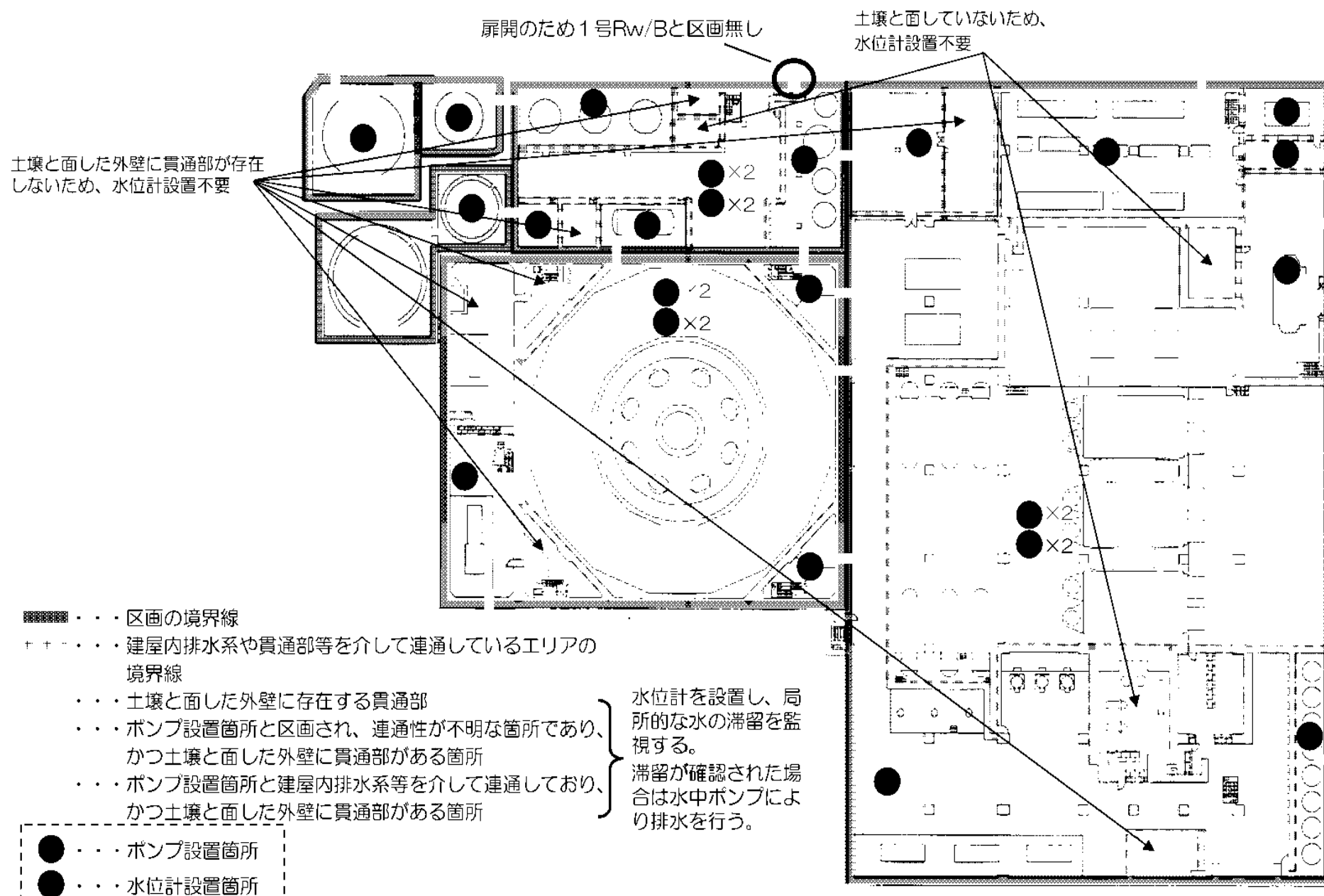
土壌と面した外壁に貫通部が存在しないため、水位計設置不要

土壌に面していないため水位計設置不要

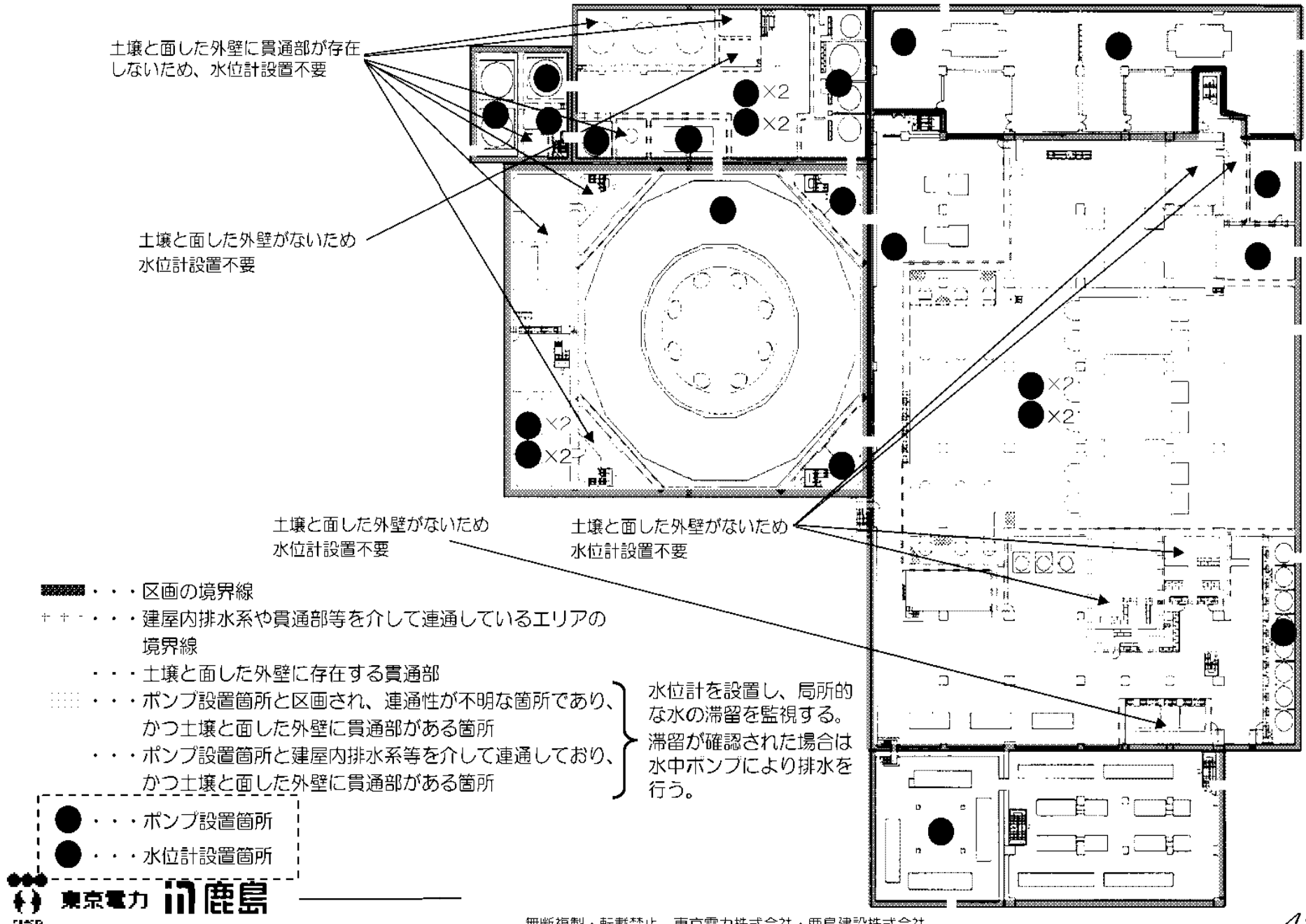
扉開のため2号Rw/Bと区画無し

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社・鹿島建設株式会社

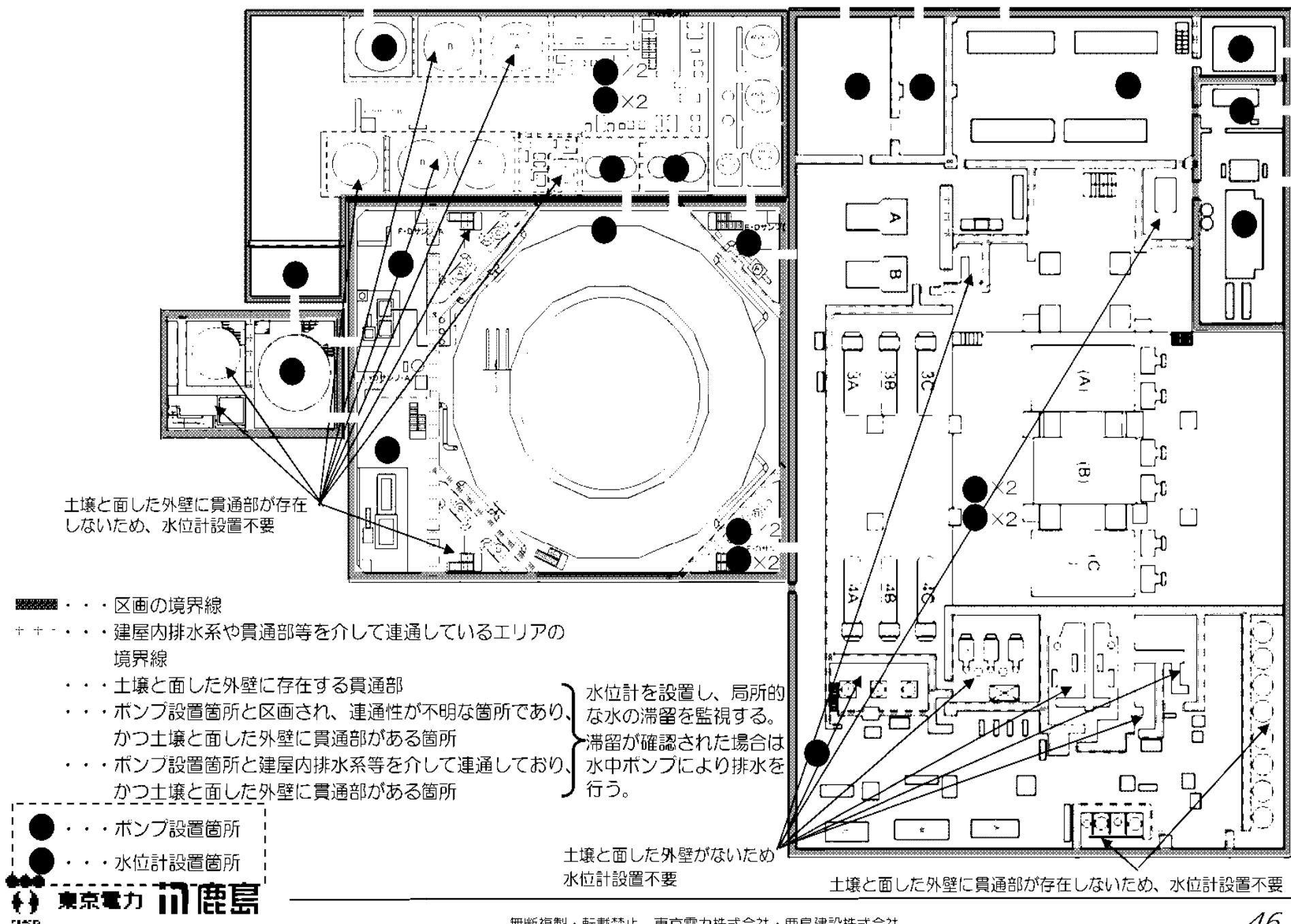
建屋の区画とポンプ・水位計設置箇所（案）（2号機）



建屋の区画とポンプ・水位計設置箇所（案）（3号機）



建屋の区画とポンプ・水位計設置箇所（案）（4号機）



ポンプ、水位計設置に関する今後の対応について

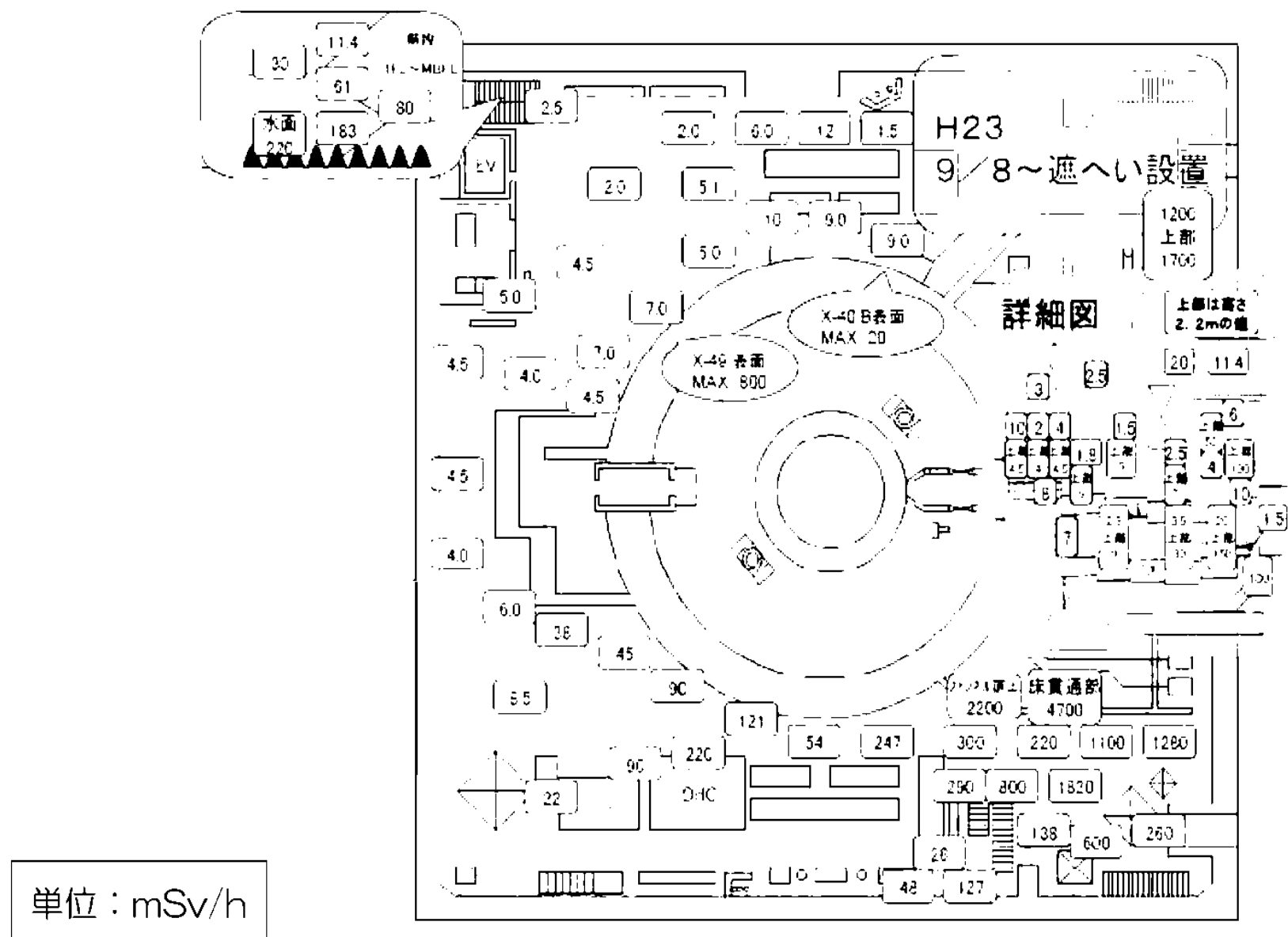
設置を計画しているエリアが高線量である箇所もあり、除染等の線量低減対策を実施していく予定。

「①ポンプ／水位計の設置箇所について」に記載の方針に従い、各設備の設置を計画中だが、特に水位計については設置箇所が多数有り、箇所によっては設置目標時期であるH27.3までに十分な線量低減効果が得られず設置ができない可能性があるため、代替の水位監視方法についても検討していく。

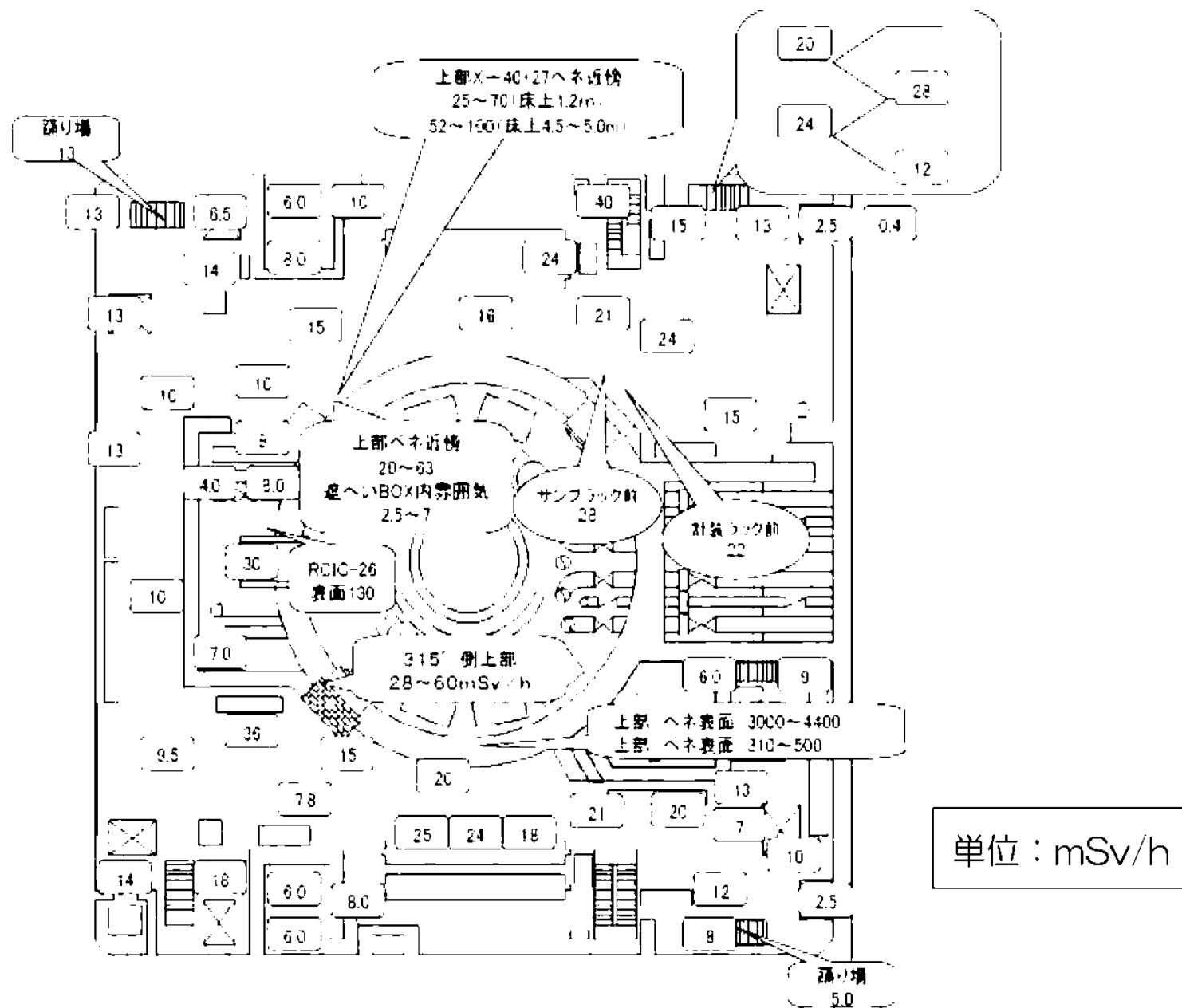
また、ポンプについては、設置予定エリア（地下階含む）の干渉物等により設置が難しい場合は、設置エリアを変更する等の対策を行う。

今後の除染等の進捗状況を踏まえながら設置可否について判断することとなるが、場合によっては「滞留水移送装置の実施計画変更」の認可後に判明する可能性もあることから、実施計画の記載内容について今後協議・調整していく。

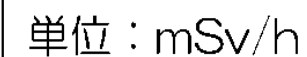
<参考> 1号機原子炉建屋1階 線量マップ



<参考> 2号機原子炉建屋1階 線量マップ

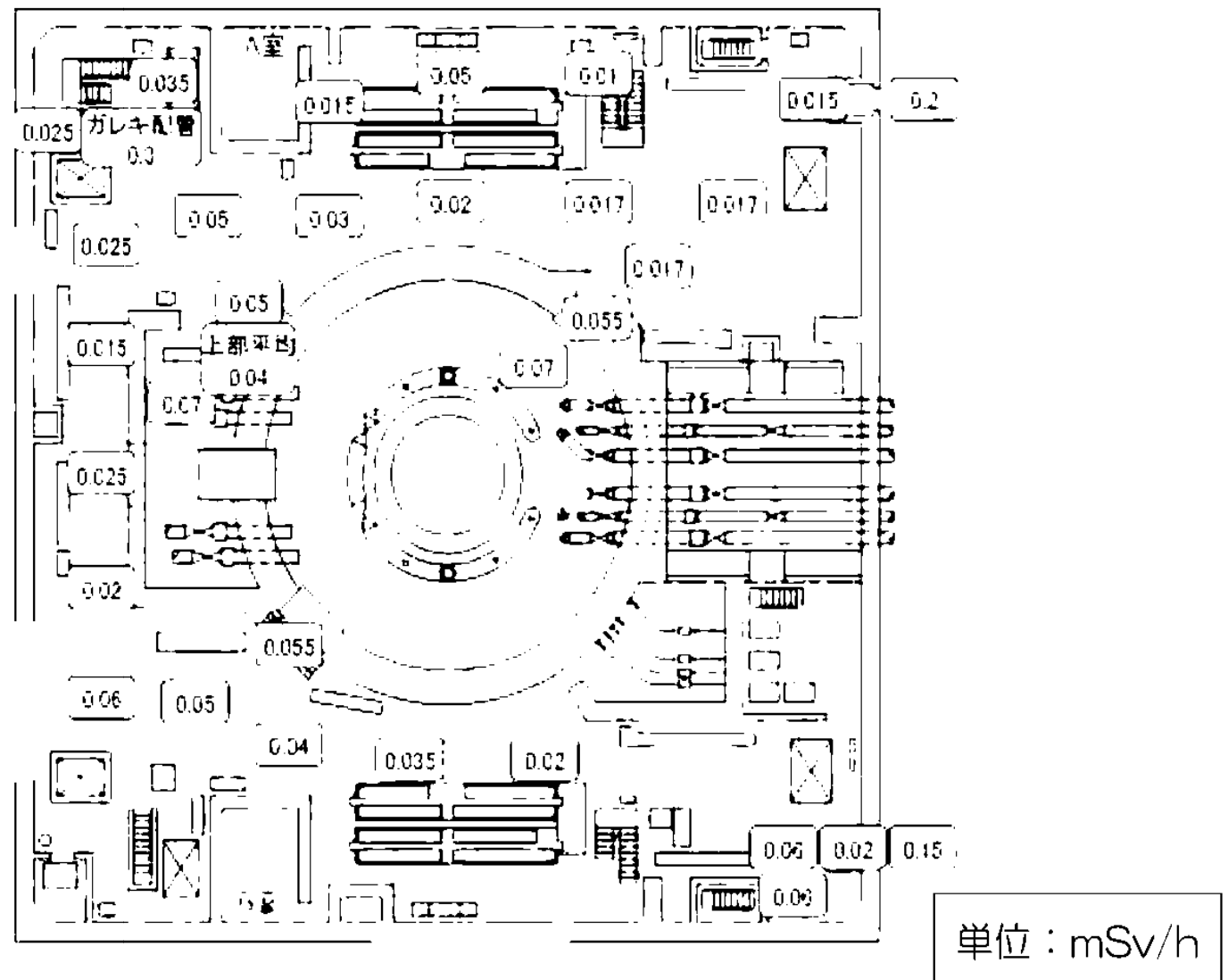


＜参考＞ 3号機原子炉建屋1階 線量マップ



(データ採取期間：H23.4～H25.2)

<参考> 4号機原子炉建屋1階 線量マップ



(データ採取期間：H23.4～H25.2)

②既設水位計の問題に対する改善方法

現状の建屋水位監視における問題点は以下の通り。

- ・放射線の影響による計器のドリフト
- ・計器ドリフトに伴う校正については、高線量下での作業となることで多量の被ばくを伴う

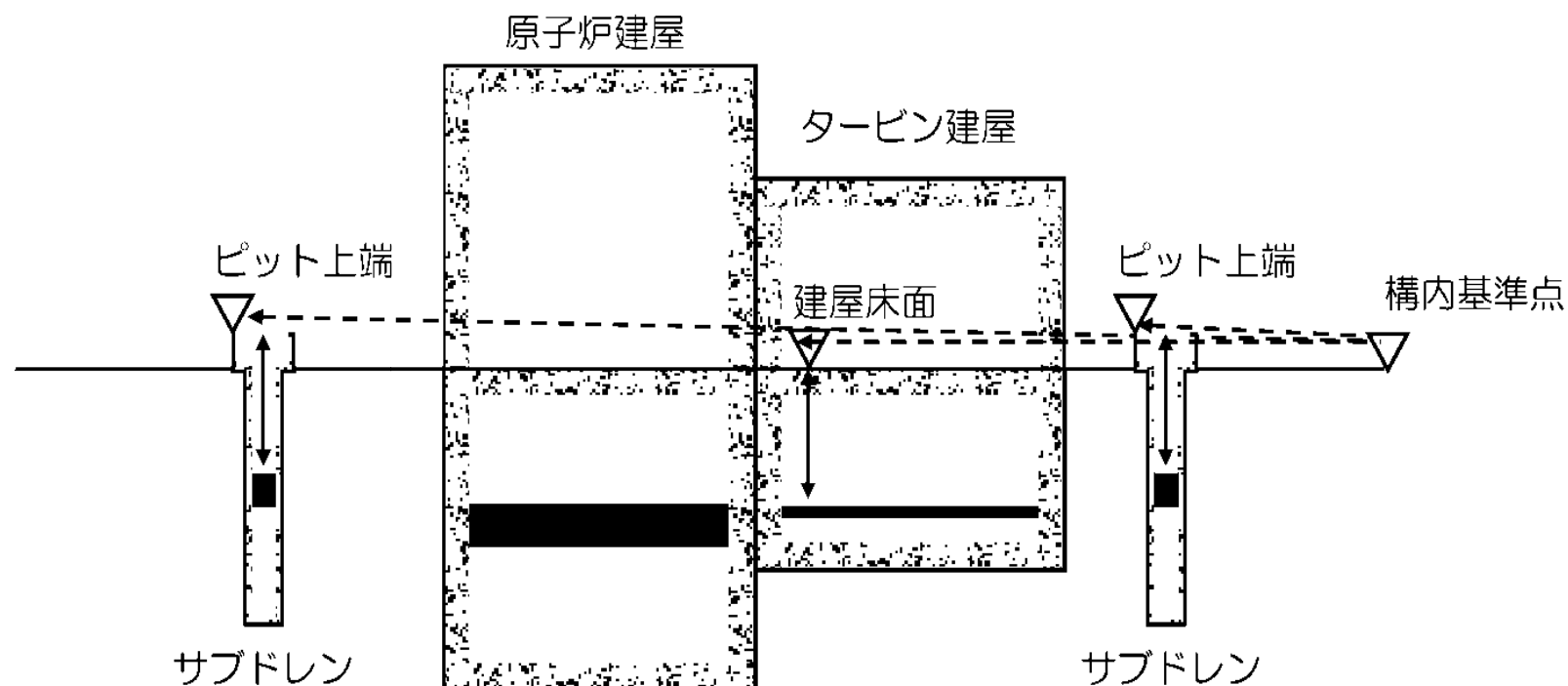
以上を踏まえ、今回設置する水位計は以下を考慮し信頼性向上を図る。

- ・放射線に耐力のある計器の選定
- ・上記による校正頻度を減らし、作業員の被ばくを低減

	現状（監視対象）	今回選定予定	備考
計器の信頼性	4号機を除いた原子炉建屋において時間の経過に伴い、実測値と数百mmの差異を確認。他の建屋では差異は少ないことから、放射線の影響が支配的な要因と考えられる。	耐放射線性を確認した計器を選定し、放射線の影響によるドリフトの発生を抑える。	
校正	ドリフトの傾向が有ることから、液面計（ロープ式水位計）により実測し、校正を行う。 （1回／2ヶ月程度） →高線量下での実測作業による作業員の被ばく線量が問題となっている。	放射線に耐力のある計器を選定することで、現状と比較して校正頻度を減らすことが可能であり、現場作業による被ばく線量を低減することができる。	

③水位計の校正（基準点設定）方法について

- 震災後に新規設置した構内基準点からの測量により、建屋1階床面及びサブドレンピット上端のエレベーション(O.P)を計測する。
- 線量等の影響により直接測量が困難な地点があった場合は、周辺の測量点と設計図書を併用し、エレベーションを設定する。



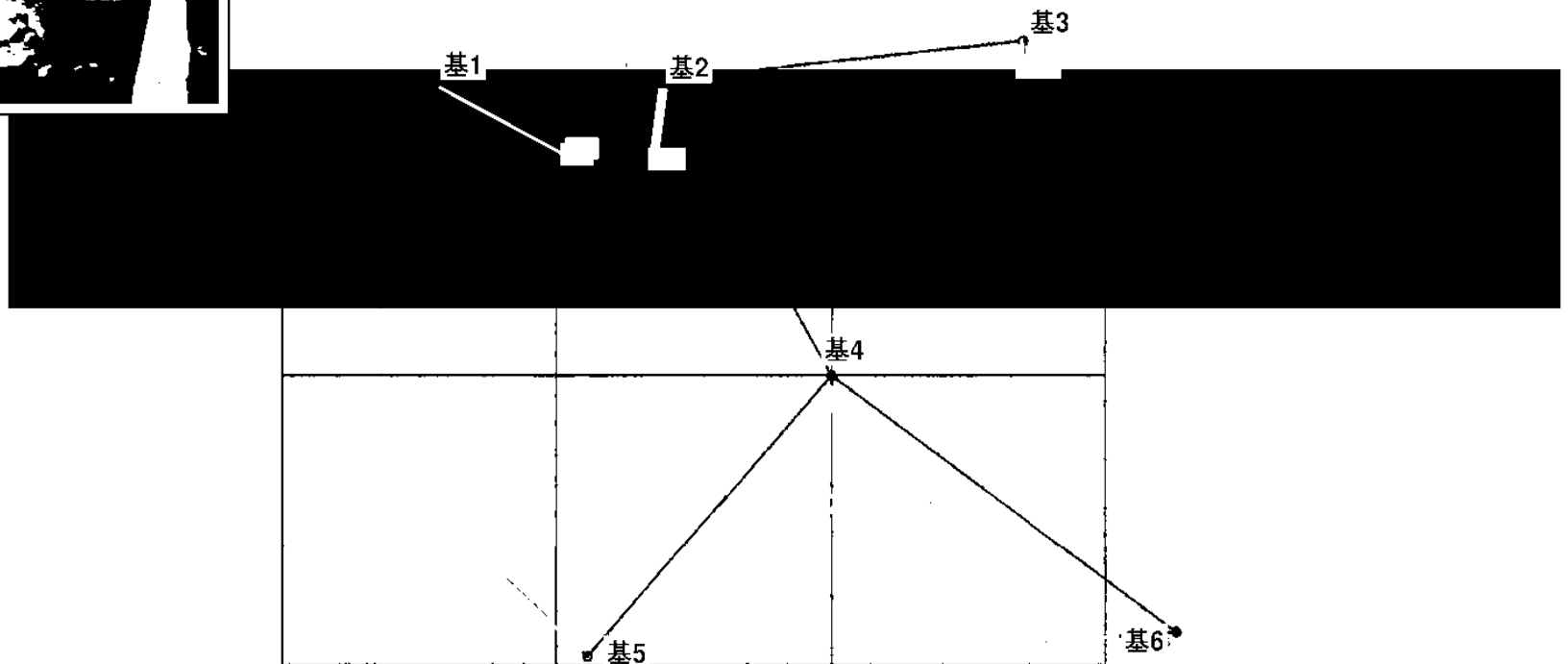
<参考>構内基準点について

- 構内の基準点の高さ（O.P）は、震災後に構外の水準点から構内まで測量し、「2級水準点」の精度を確保している。（X・Y座標は、1級基準点の精度を確保）

基準点例



● 基準点



建屋内水位計の設置方法

設置前に水位計の校正を行う。

水位計の検出器を地下階床面付近まで投入し、1階床面レベルから検出器の受圧部までの距離[L]を、ケーブル長さにより算出する。

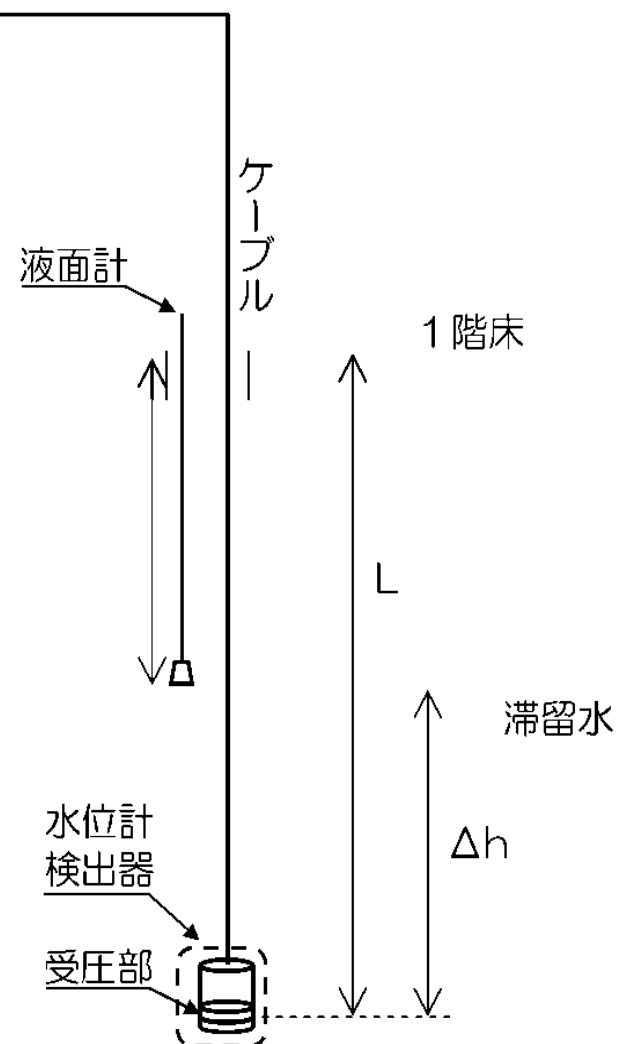
水位計により出力される滞留水深さ[Δh]より、滞留水水位は以下の式で表すことができる。

滞留水水位(O.P)

$$= 1 \text{ 階床面O.P} - L + \Delta h$$

実水位と水位計指示値の比較により、設置に問題ないことを確認する。なお実水位と指示値に大きな差がある場合は、再設置を実施する。

免震棟に
出力



④収集した水位データの管理方法

建屋水位データ及び地下水水位データ(サブドレン水位)を免震棟に伝送し、一括管理を行う。各々の水位データを基に、以下の警報を出力させ、水位を管理する。

偏差大　：建屋内水位の指示値の中で偏差が大きい水位計を検出し警報を出力

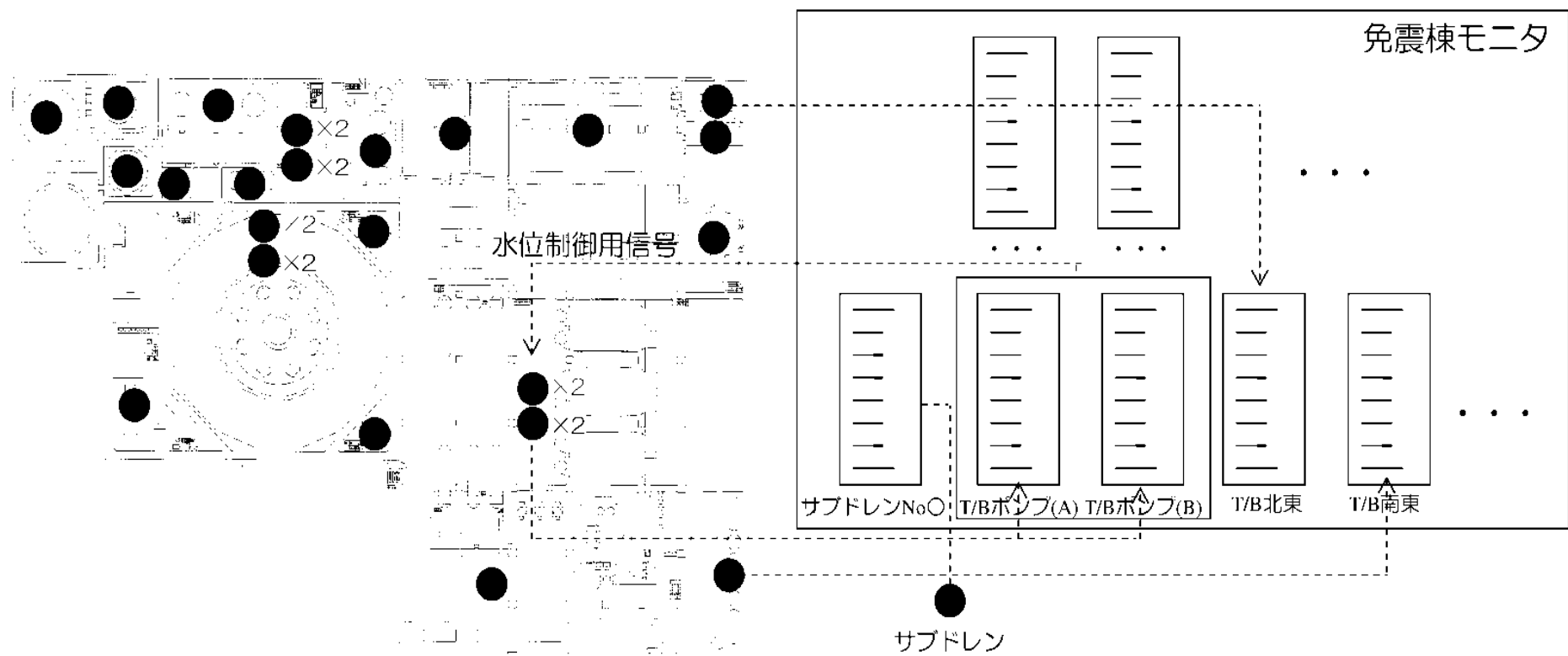
水位差小：地下水位と建屋水位の水位差にて警報を出力

「偏差大」は、水位計の異常や建屋水位の挙動等の異常の検出、「水位差小」は、地下水位－建屋水位間の水位差の管理を目的に設定。

次頁以降に、「偏差大」および「水位差小」のイメージを示す。

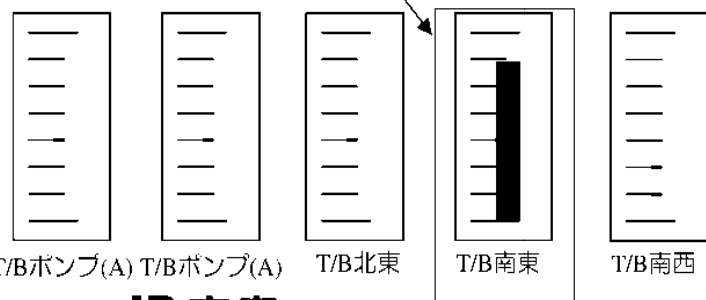
水位データの収集方法と管理方法のイメージ（1 / 2）

建屋の各箇所における水位を免震棟に収集

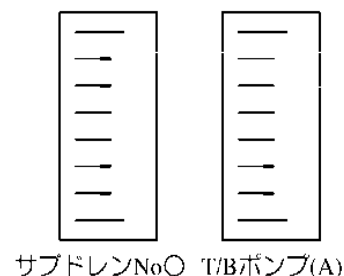


偏差大

他の水位計との偏差を検出し、警報を出力



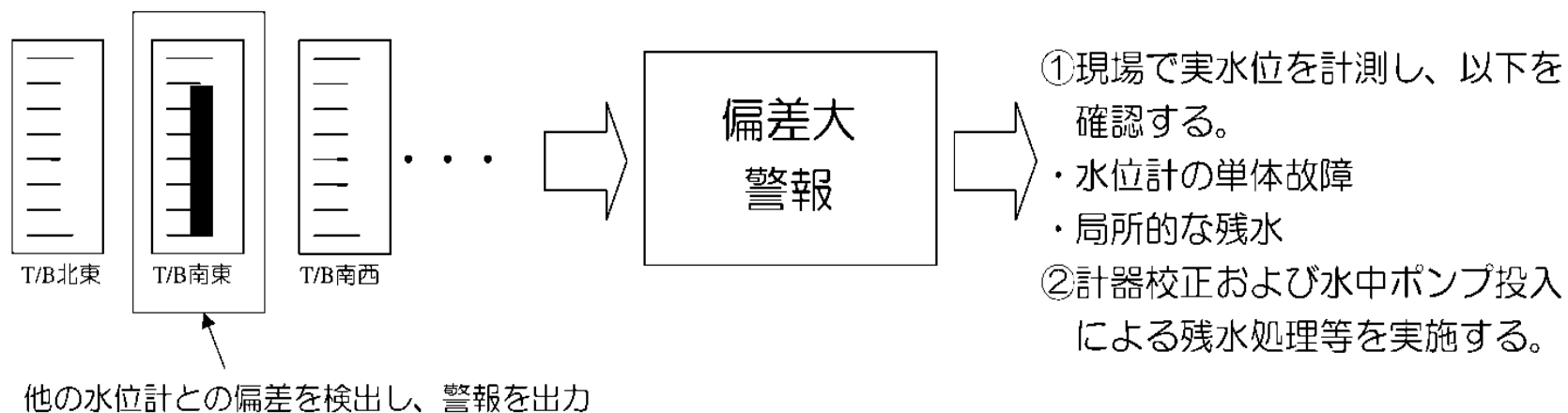
水位差小



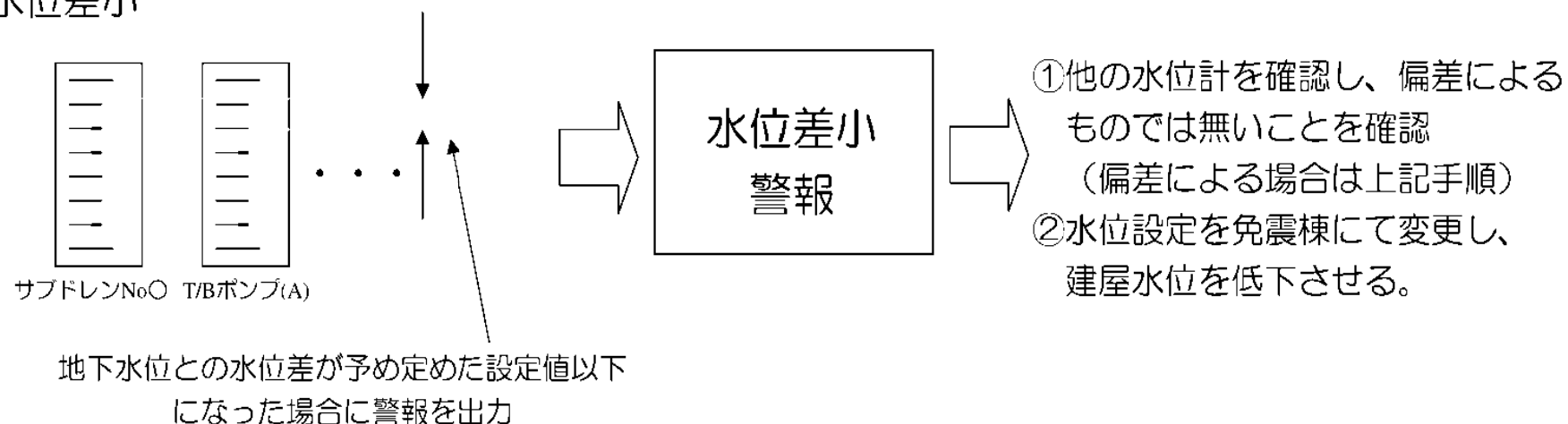
地下水位との水位差が予め定めた設定値以下になった場合に警報を出力

水位データの収集方法と管理方法のイメージ（2／2）

■偏差大

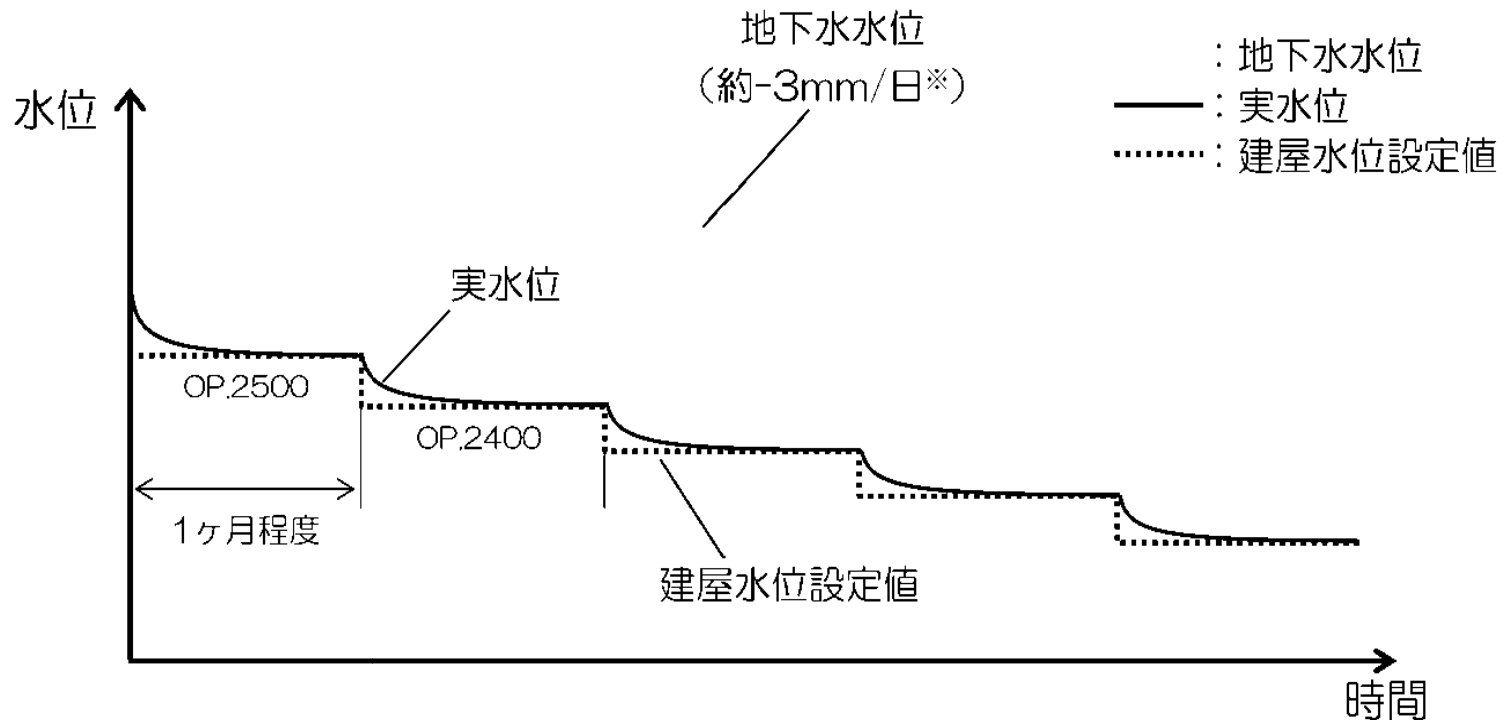


■水位差小



＜参考＞地下水位低下時の水位制御について

建屋水位は、以下のように地下水位の低下に合わせて、統括制御盤から水位設定を変更し低下させる。



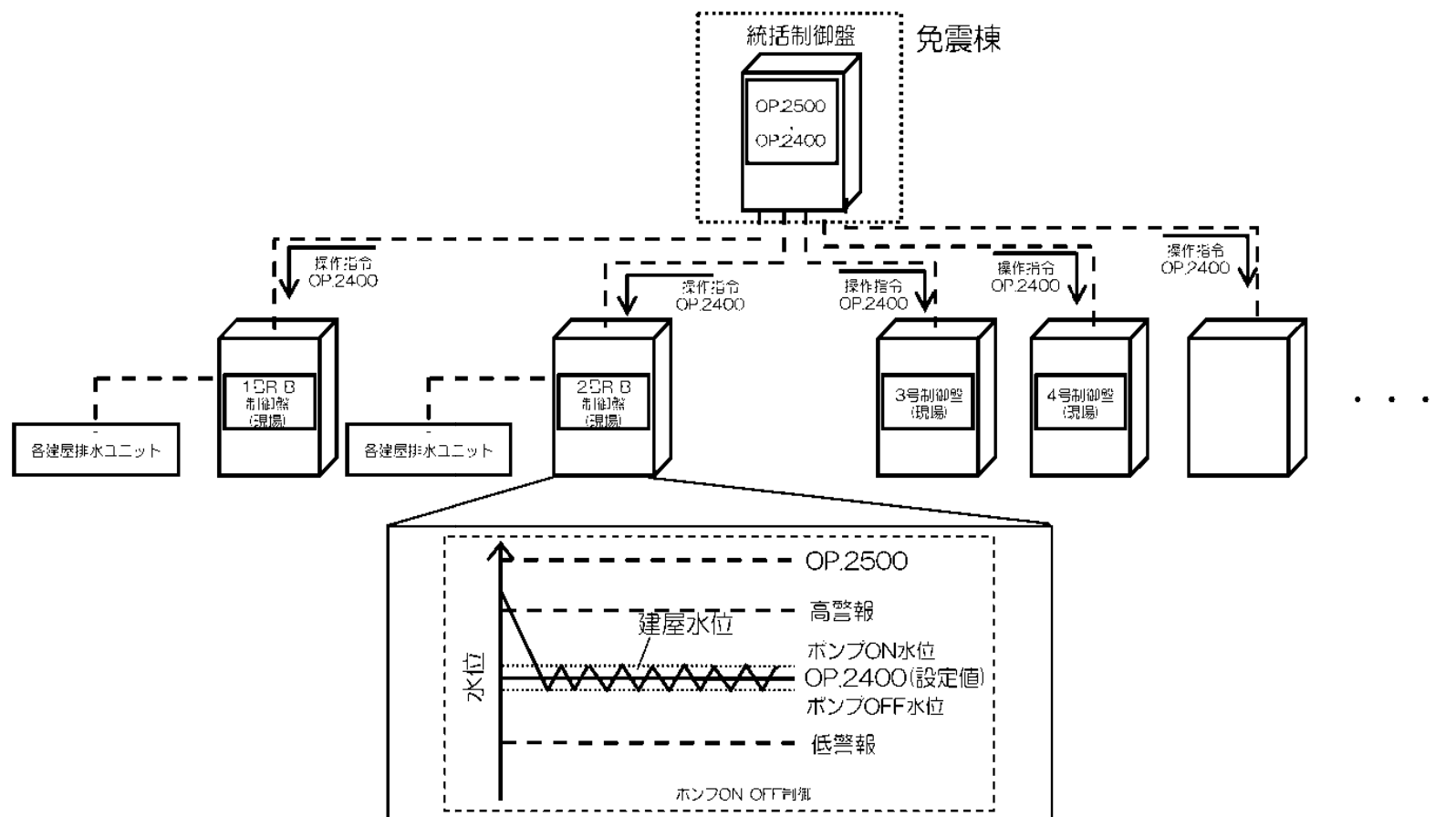
※：シミュレーション結果より

地下水低下に伴う水位制御イメージ

⑤水位制御方法について

水位については常時監視し、各建屋の滞留水水位が同一になるよう、総括制御盤からの指令で水位制御を行う。

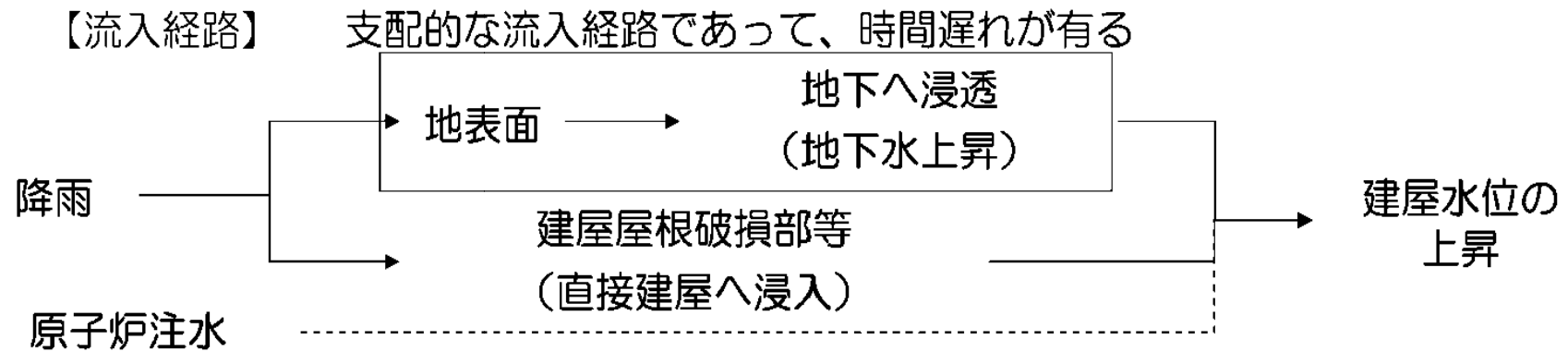
各建屋の排水ユニットは、確実に制御可能なポンプのON-OFF制御により水位一定制御を行う。



制御システム構成イメージ

＜参考＞ポンプの排水容量について（１／２）

流入経路による時間の遅れを考慮して、実測データを元に評価した。



実測データは震災後の24時間最大降雨を記録した日※¹とし、降雨の影響のある期間※²の流入データ※³における水位上昇量を算出した。

建屋の水位上昇評価は、排水しない場合および80m³/hで排出した場合の水位上昇量（1日）を、以下の通り算出し、その結果から、累計を算出した。

水位上昇量（1日）（排出しない場合）

$$= (\text{建屋への流入量} + \text{原子炉注水量}) / 23,000\text{m}^2 \text{ [※4]}$$

水位上昇量（1日）（80m³/hで排出した場合）

$$= (\text{建屋への流入量} + \text{原子炉注水量} - 80\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h}) / 23,000\text{m}^2 \text{ [※4]}$$

※¹：平成23年9月21日 205mm/24h

※²：通常400m³/日程度の地下水流入量に対し有意な流入量増加が見られる期間

※³：建屋内水位データの変動量、炉注水量および滞留水処理量により算出

※⁴：1～4号機の滞留水が存在している建屋面積の合計

<参考>ポンプの排水容量について（１／２）

日付	降雨量 [mm]	1日あたり205mmの降雨時 (震災後の24時間最大降雨)			
		建屋への流入量 [m ³]	水位上昇量（１日） [mm]	水位上昇量（累計） [mm]	80m ³ /h排水時※の 水位上昇量(累計) [mm]
2011/9/20	64.5	580	39	39	39
2011/9/21	204.5	1341	71	110	27
2011/9/22	10.5	3557	164	274	105
2011/9/23	0	1089	60	334	85
2011/9/24	0	432	32	366	34
2011/9/25	0	520	36	402	-13

※：9/21からポンプを起動すると仮定した

上表より、震災後の24時間最大降雨を記録した時は、排水しない場合の建屋内水位の上昇は402mmである。また、80m³/h排水時の水位上昇量は最大でも105mmであった。

また、上記評価結果から、浪江地区観測最大の降雨実績（285mm/24h）を考慮した場合には、排水しない時の水位上昇は526mmとなったが、80m³/h排水時の水位上昇量は最大でも198mmであった。従って、運用目安の水位差（建屋一周辺地下水）500mmで運用していれば過去の最大降雨時の評価でも問題ないことを確認した。

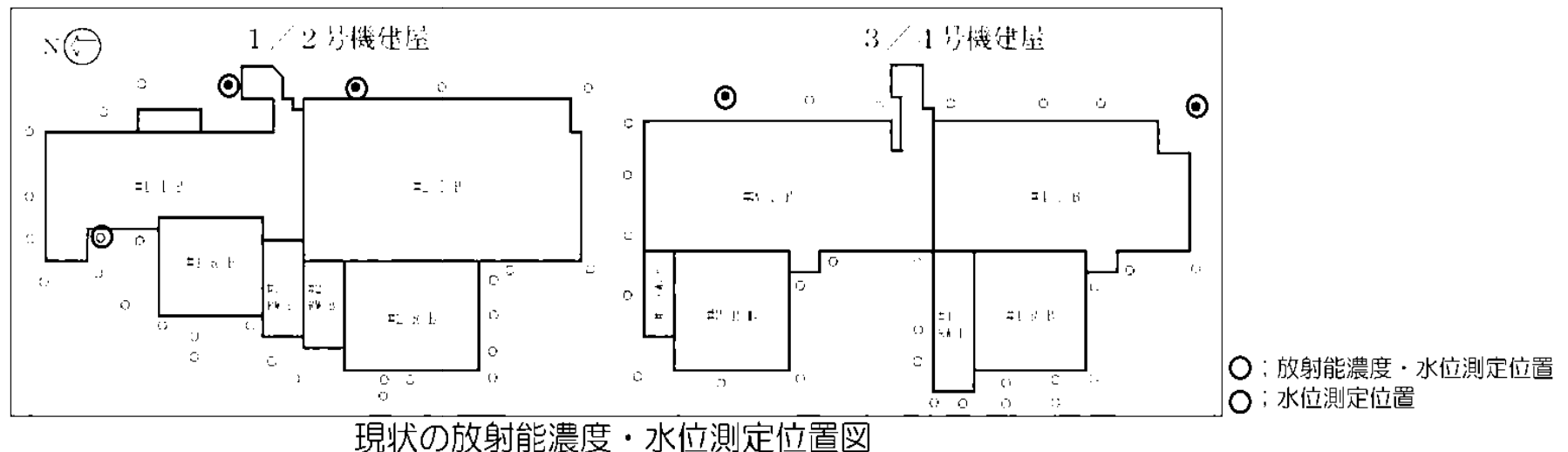
凍土方式遮水壁の設置に係る地下水等の監視 および緊急時の対応について

平成26年6月6日

東京電力株式会社

鹿島建設株式会社

- 建屋周辺の地下水に含まれる放射性物質の計測について具体的な方策（計測頻度、サンプリングポイント等）を示し、それが監視（局所的な漏えいに対する監視を含む。）を行う上で十分であることを示すこと。【審査の視点1. ②】
- 建屋滞留水の漏えいについては、建屋滞留水水位が建屋周辺地下水位（サブドレン水位）より低いことを確認することで、監視することとしている。
- 局所的な漏えいに対しては、今後、建屋内滞留水位及び建屋周辺地下水位（サブドレン水位）の測定位置及び頻度の増加により監視精度を高める。
- 建屋周辺の地下水の放射性物質濃度は、現状、建屋海側の地下水位が低いことから、建屋海側でサブドレン水の放射性物質濃度を1週間に1回測定している（実施計画（H25.8.14認可）より抜粋）。
- 今後、凍土壁造成に伴い、凍土壁内の地下水位が均一化していくことから、建屋海側と同様に建屋山側においても放射性物質濃度の測定を実施する。



緊急時の対応について

- 凍土壁造成後に想定される水位管理における緊急事態に対しては、現状と同じく、建屋滞留水の移送で対応する。
なお、滞留水移送先のバッファ容量の確保についても、現状と同じである。
- その他異常事象の影響評価とその対応については、次頁に示す通りである。

異常事象	影響評価（時間的余裕の評価を含む）	具体的な対応策
a) 凍土方式遮水壁の機能が喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・凍土壁が融解した場合においても、建屋周辺の水位は上昇傾向を示し、建屋滞留水漏えいリスクは生じない。（凍土造成前の状態に戻る。但し、凍土壁融解には2ヶ月程度かかる。） ・建屋内地下水流入量が増加する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・汚染水増加を抑えるために、凍土壁の遮水機能を復旧する。
b)-1 冷媒（冷凍機冷媒）の漏えい	<ul style="list-style-type: none"> ・冷媒は代替フロンで不燃性、化学的に安定。 ・漏えいを起こした冷凍機の機能低下あるいは機能停止。（維持運転においては冷凍機は30台のうち15台程度の稼働となる想定であり1台の機能停止しても代替機の稼働が可能。） 	<ul style="list-style-type: none"> ・漏えいを起こした場合には自動で停止する制御となっている。（高圧ガス保安法上の冷媒漏えい対策） ・漏えいを起こした冷凍機の修理あるいは使用停止措置（冷媒抜取り含む）等の必要な措置を行う。
b)-2 冷媒（ブライン）の漏えい	<ul style="list-style-type: none"> ・ブラインは“塩化カルシウム水溶液”であり、環境影響等は生じない。 ・凍土造成後は凍結管が破損しても、ブラインは地中に漏えいせず管内に留まる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ブライン漏えいを検知し、ブライン送液の停止。 ・速やかに漏えい箇所を修理し、凍結運転を再開。
c) 注水設備の故障・停止	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋周辺の地下水位の低下が生じ、建屋との水位差が小さくなる。 ・想定される水位低下速度15mm/日程度以下。 	<ul style="list-style-type: none"> ・電源異常による停止⇒電源の復旧および注水井バルブの手動操作。 ・注水処理（ろ過）プラント故障⇒故障中は1系統で運用、故障機は修理等で復旧。プラントは冗長化のため2系統設置。） ・配管破損等⇒各井戸への手動注水 等の対応を実施。

異常事象	影響評価（時間的余裕の評価を含む）	具体的な対応策
d) 建屋内汚染水の移送停止	<p>【現状と同様】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋内滞留水の水位上昇が生じ、建屋周辺水位との水位差が小さくなる。（凍土造成後は地下水流入の抑制に伴い水位上昇リスクが減少する。） 	<p>【現状と同様】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 速やかに移送停止の原因（停電・ポンプ故障等）を取り除き復旧する。 ・ 原因が『処理設備の停止』あるいは『タンク建設上のトラブル』等の場合、“緊急時滞留水移送先”（バッファ容量）で対応する。（数十日分の移送量は確保している。）
e) 電源供給の停止	<p>電源が停止した場合、凍結プラントの停止により、凍土壁の融解が始まる。（但し、遮水機能喪失までの時間は2ヶ月程度かかる。）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 速やかに原因箇所を特定・対処し、電源供給を再開する。（凍結プラントの電源は冗長化（冷凍機15台毎に別系統より受電）されており、電源設備の受電状況については、免震重要棟で監視出来る。）
f) 建屋周辺、凍土方式遮水壁と海側遮水壁間の地下水位が想定を上回る変動	<p>＜地下水位上昇＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋滞留水漏えいリスクは生じない。 <p>＜地下水位低下＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋との水位差が小さくなり、逆転のリスクが高まる。（ただし、水位低下は緩慢である。） 	<p>＜地下水位上昇＞</p> <p>＜地下水位低下＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ “建屋水位がサブドレン水位を上回っていないこと”を確認する。（実施計画 Ⅲ.1.4 第26条記載） ・ 建屋の滞留水の移送量を増やす。

<参考>注水設備の故障・停止時の地下水位低下速度

特定原子力施設 監視・評価検討会
(第21回)資料 再掲

ケース	建屋滞留水水位	建屋周辺地下水位 (初期)	注水	注水量 (L/分/本)	注水総量 (m ³ /日)	降雨浸透 (mm/日)
1	O.P. +3 m	O.P. +3.5 m	非稼働	0	0	0
2						0.5

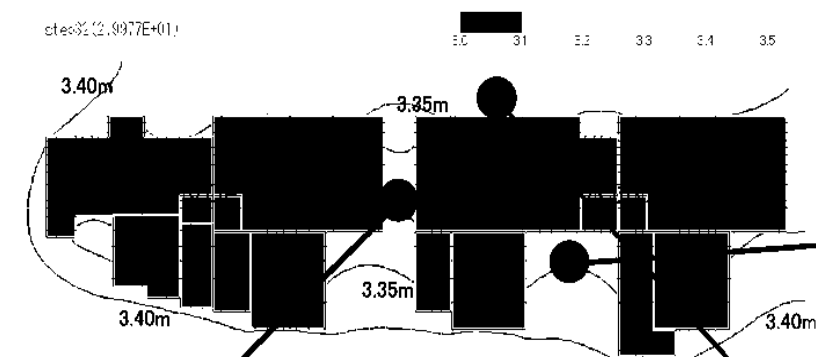
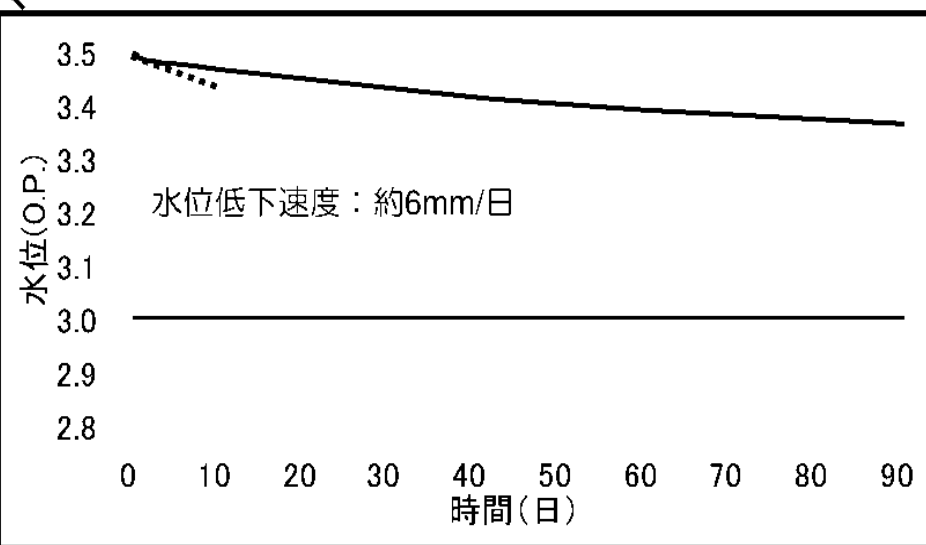
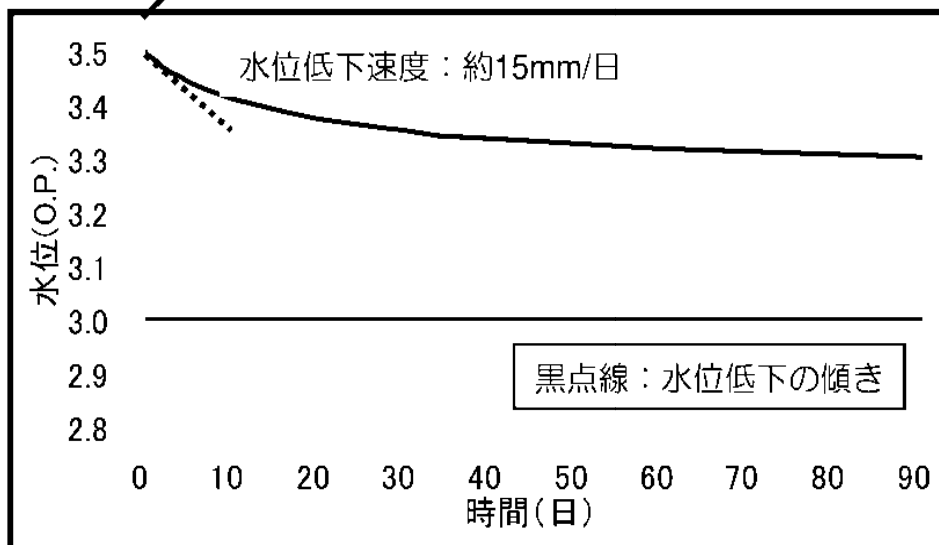
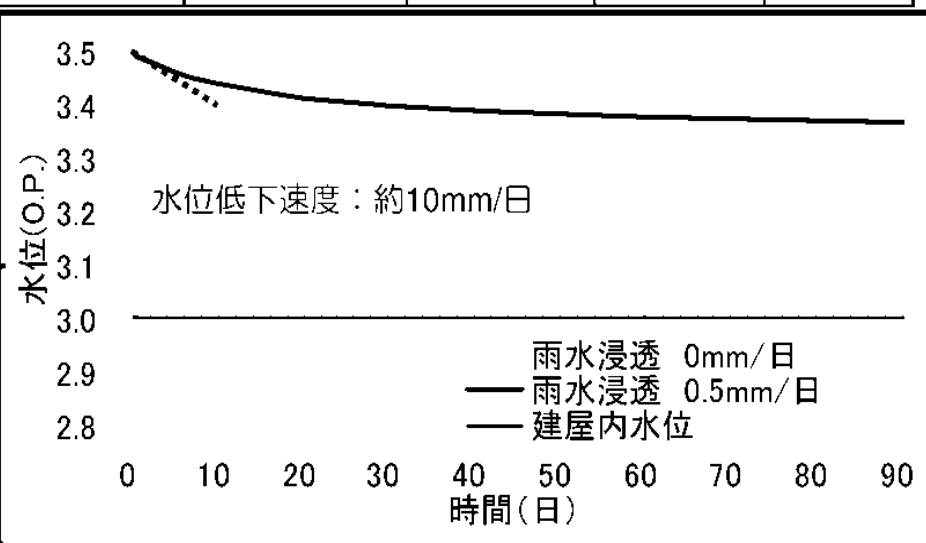


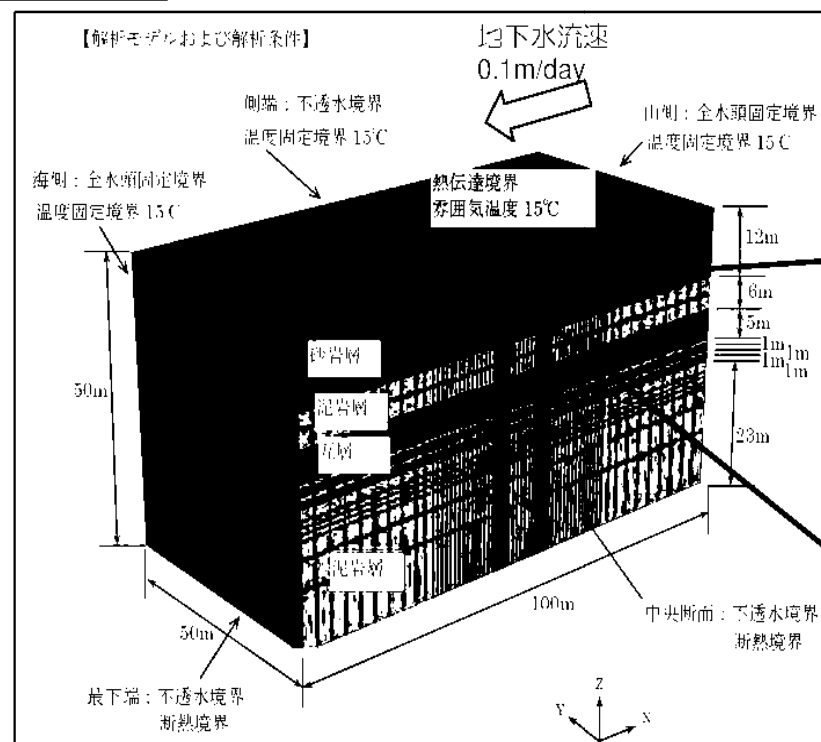
図 水位コンター（初期O.P.+3.5m、停止後30日）



解析内容:

冷凍機のライン温度を -30°C に設定して凍土壁を造成し、30日後に冷凍機を停止して、造成した凍土が融解する時間を想定した。

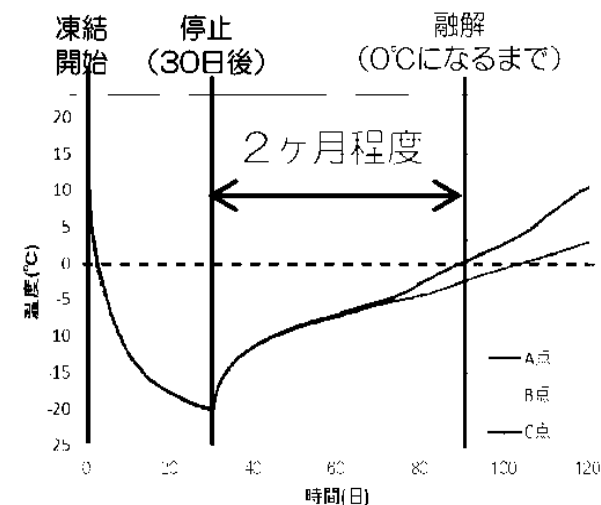
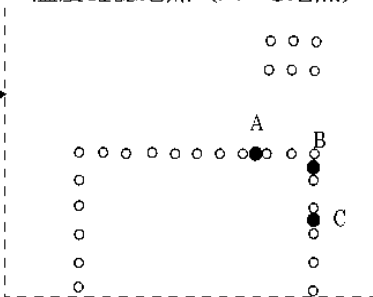
解析モデル



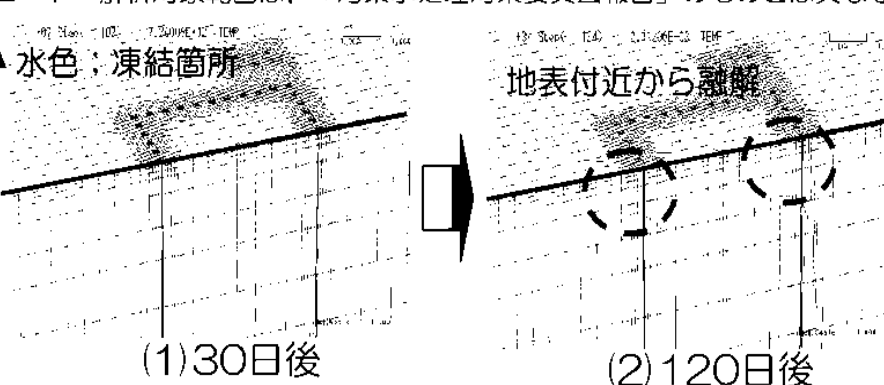
解析結果

凍結管の間の地点で
温度変化を確認

温度確認地点 (A~C地点)



解析コード・解析対象範囲は、「汚染水処理対策委員会報告」のものとは異なる。



解析用 地盤物性

地層	透水係数(cm/s)	比貯留係数(cm^{-1})
砂岩	3.0×10^{-3}	2.9×10^{-6}
泥岩	1.1×10^{-6}	4.5×10^{-7}
頁岩	(水平) 1.0×10^{-3} (鉛直) 1.1×10^{-6}	5.8×10^{-7}

電源喪失等で冷凍機が停止した場合は、地表面温度に関わらず2ヶ月程度かけて徐々に凍土壁が融解していくものと想定される

濃縮塩水処理の対応状況 (多核種除去設備等の状況)

平成26年6月6日
東京電力株式会社

目 次

- (1) 多核種除去設備の状況（CFF不具合の対策）
- (2) 増設多核種除去設備、高性能多核種除去設備のスケジュール
- (3) 濃縮塩水のリスク低減に向けた新たな取組



(1) 多核種除去設備の状況（CFF不具合の対策）



事象概要

多核種除去設備（A系、B系、C系）を運転中のところ、3/18にB系にて処理した水および処理済水の移送先であるサンプルタンク、処理水タンク（J1）に通常より高い放射能濃度を確認。原因を調査するためB系を停止するとともに、汚染したサンプルタンク、処理水タンク（J1）を隔離するため、A系・C系も停止。

調査の結果、原因はB系のクロスフローフィルター（CFF）3Bのパッキンが放射線劣化し、放射性物質（主にSr）を含む炭酸塩スラリーがろ過側（処理済水側）へ移行し、下流側へ流出したと推定。

対策として、耐放射線性能の高い材質を用いたパッキンに変更した改良型CFFへ取り替えて、5/23にB系の運転を再開。

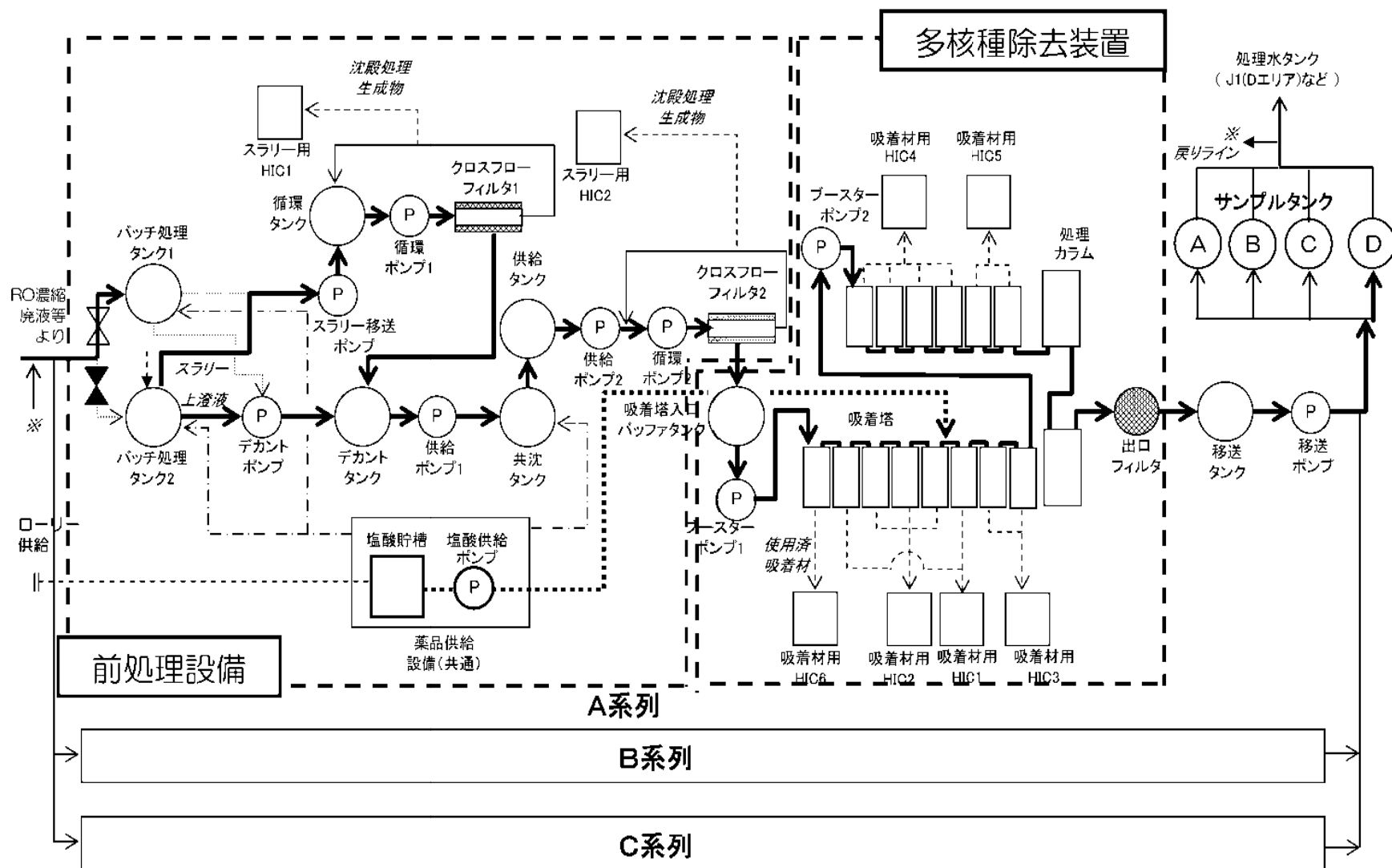
一方、A系およびC系は、処理済水に異常がないことから、汚染したサンプルタンク、移送ラインの浄化のため、3/25に運転を再開。運転再開に当たり、B系と同様の事象が発生した場合の早期検知、汚染拡大防止のため、以下の対策を実施。

- a. ブースターポンプ1出口（吸着塔入口）のCa濃度を毎日測定（CFFの状態把握）
- b. サンプルタンクで放射能濃度を測定し異常がないことを確認した後、処理水タンクへ移送（処理水タンクの汚染拡大防止）

運転再開（3/25）以降、A系とC系により約17,000m³の濃縮塩水を処理。処理中、B系と同様にパッキンが劣化すると下流側のCa濃度が上昇することから、毎日Ca濃度測定を実施し、CFFからの炭酸塩スラリーの流出を早期に検知し、汚染拡大することなく運転を停止（A系：3/27、5/17、C系：5/20）。

A系、C系についても今後改良型CFFへ取り替えて、A系：6月9日、C系：6月19日に起動予定（C系については、停止中に腐食対策有効性確認のための点検も実施）

補足：系統概略図



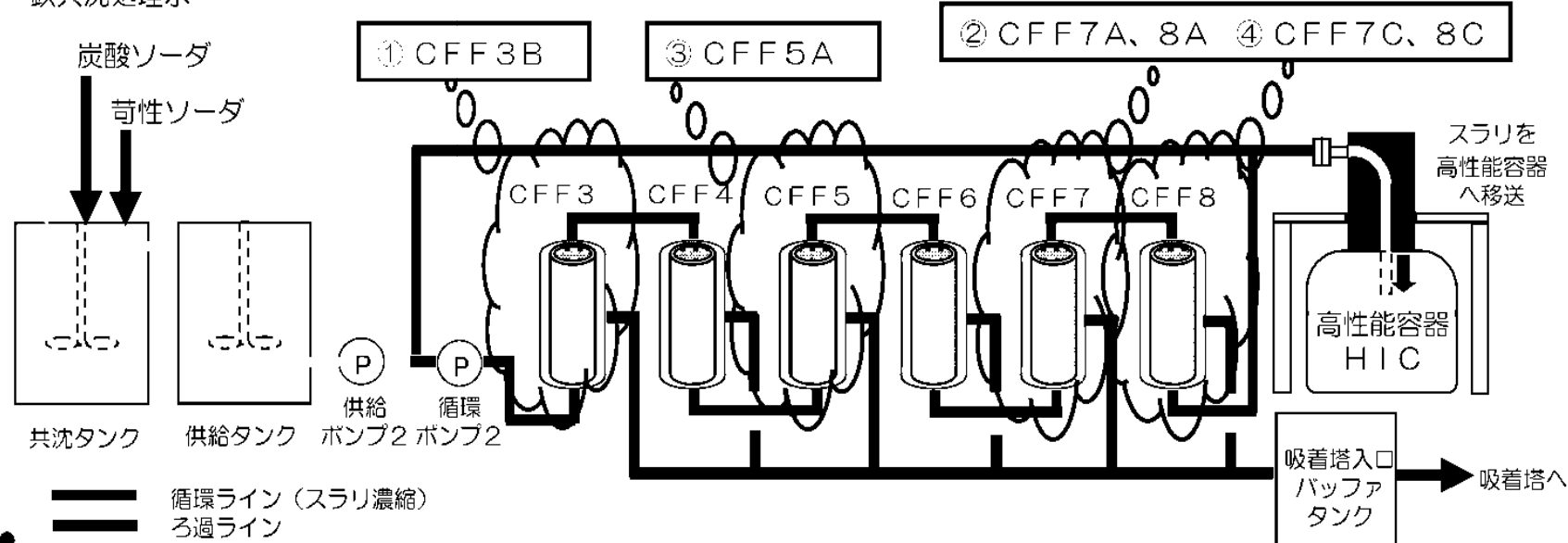
補足：炭酸塩スラリーの流出箇所

クロスフローフィルタ（以下、CFF）より、炭酸塩スラリーの流出を確認。

	箇所名		確認日	備考
①	B系統	CFF3B	3/3	当該CFF交換後、3/13に処理再開したものの、出口水放射能上昇のため、3/18より停止。
②	A系統	CFF7A、8A	3/27	当該CFF交換および系統内洗浄後、4/23に処理再開。
③	A系統	CFF5A	5/17	改良型CFFへの交換および系統内洗浄後、処理再開予定。
④	C系統	CFF7C、8C	5/20	改良型CFFへの交換および系統内洗浄後、処理再開予定。

上記①、②について、分解調査した結果、ガスケットの一部に欠損や微小な傷が確認され、当該部から炭酸塩スラリーが流出したと評価。（③、④については今後、分解調査実施予定。）

鉄共沈処理水

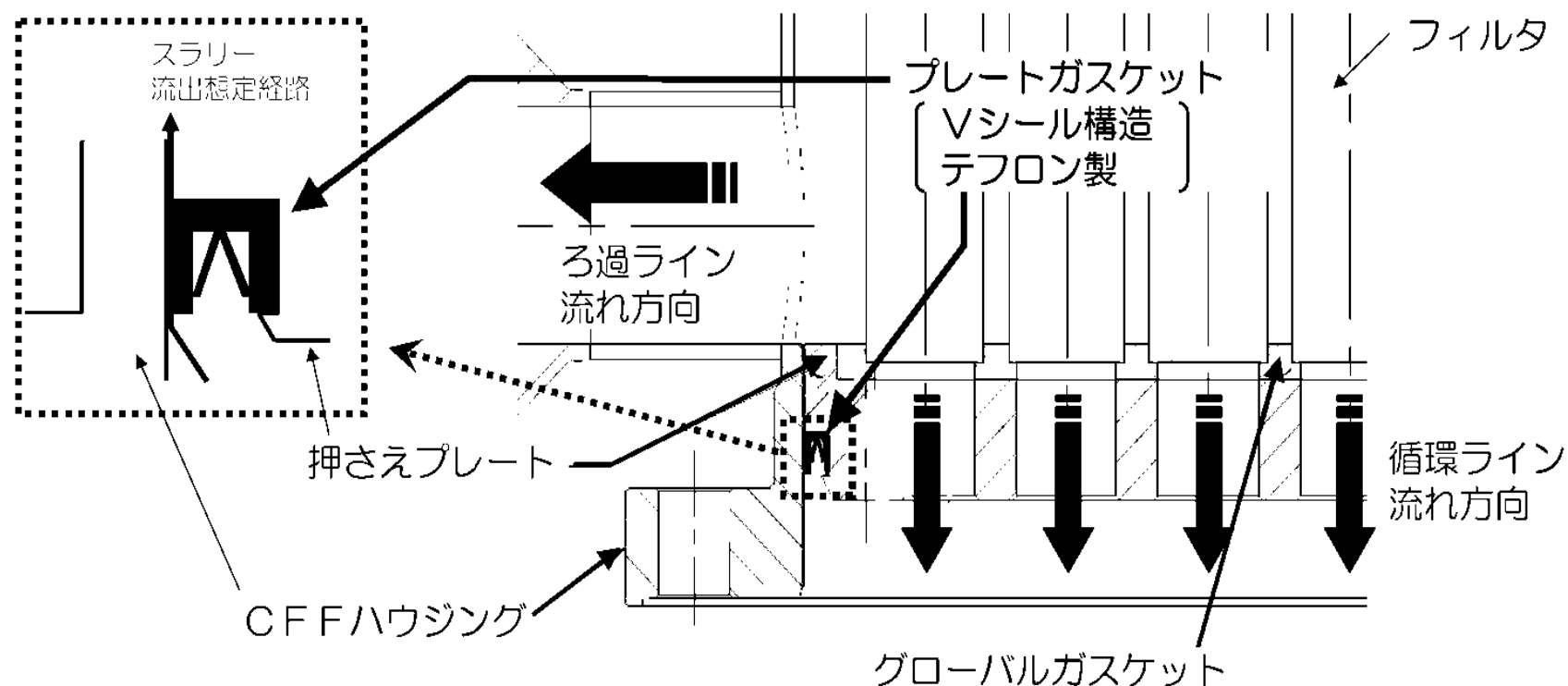


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

炭酸塩スラリー流出の原因 —CFF分解点検結果—

CFF 3B、7A、8Aについて分解調査を実施した結果、CFFハウジングと押さえプレートとの間のプレートガスケット（Vシール構造・テフロン製）に欠損または微小な傷があることを確認。当該部から炭酸塩スラリーが流出したと推定。

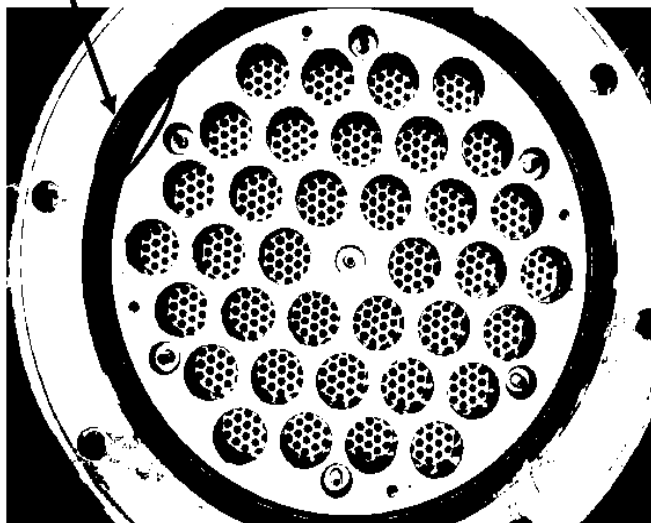


クロスフローフィルタ出口側詳細

炭酸塩スラリー流出の原因 —CF F 3 B分解点検結果—

CF F 3 Bについてはプレートガasketに欠損を確認。

プレートガasket
欠損箇所

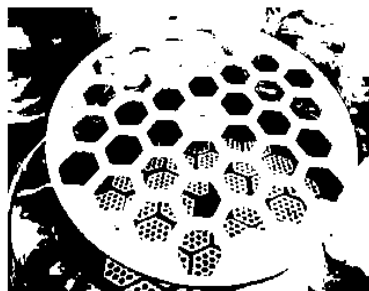


押さえプレート全体

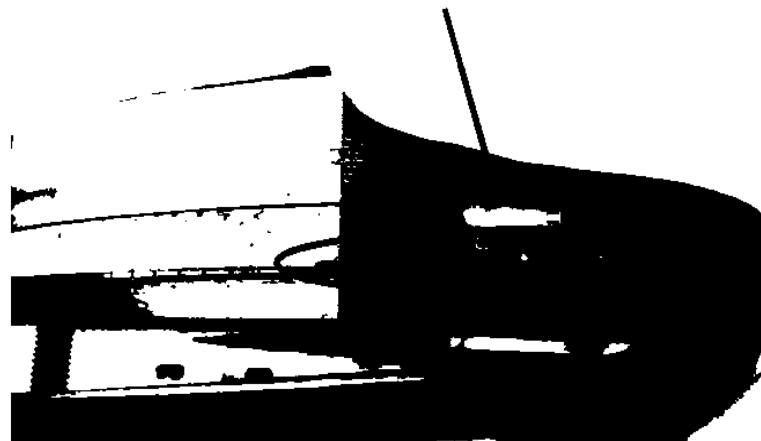
押さえプレート上面より撮影



欠損箇所：幅約6 cm、深さ約3mm



←グローバルガasket（テフロン）
有意な欠陥や脆化は確認されず。



押さえプレート側面より撮影



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

炭酸塩スラリー流出の原因 —C F F 7 A、8 A分解点検結果—

C F F 7 A、8 Aについてはプレートガスケットに欠損は確認されなかったものの、微小な傷を確認。



プレートガスケットに大きな欠損は確認されず。

(写真はC F F 8 A)



プレートガスケットのVの字が開く方を下側とし、下側に引張応力がかかるようにたわませて撮影

微小な傷（割れ）が開いていることを確認。

(写真はC F F 7 A)

炭酸塩スラリー流出の原因 —プレートガスケット詳細調査—

炭酸塩スラリーの流出が確認されたプレートガスケットと新品のプレートガスケットの折り曲げ状況を比較したところ、使用済のプレートガスケットに破断を確認。使用済のプレートガスケットは脆化していることを確認。



←

使用済のプレートガスケットを折り曲げた*
ところ、破断したことを確認

(写真はC F F 8 A)

→

新品のプレートガスケットを折り曲げた*
ところ、破断せずに折れ曲がったことを確認

(写真は新品のプレートガスケット)



* Vの字が開く方向を上面とする



炭酸塩スラリー流出の原因 ー要因分析ー

プレートガスケットが脆化し、逆洗時の圧力脈動等で欠損や傷が発生したものと推定。脆化は放射線劣化によるものと推定。以下に要因分析を示す。

	要因1	要因2	確認方法	評価	状況
C F F から炭酸塩スラリー流出	共沈生成物の微細化	反応条件（温度、濃度等）の変化	他のC F F との比較	×	他のC F F からは流出が確認されていない。
	共沈反応時間の拡大（C F F 透過後に反応）	反応条件（温度等）の変化	他のC F F との比較 攪拌機等の確認	×	他のC F F では共沈反応物が捕獲されており、当該C F F のみ透過後に反応しているとは考えられない。 また、攪拌機等に異常は確認されていない。
		攪拌不十分			
	フィルタの破損	衝撃（圧力脈動）による破損	仕様確認 外観目視	×	運転条件は仕様の範囲内であり、外観目視上も異常が確認されていない。 酸洗浄時の薬品もフィルタに対して問題ないものを使用。
		溶解（酸洗浄時の薬品）による破損			
	構造容器（SUS材）の劣化	腐食	外観目視	×	外観目視より、腐食が確認されていない。
	ガスケット（テフロン）の欠損等	製造時不良	運転実績	×	半年以上、問題なく処理した実績有り。
		熱劣化による脆化	仕様確認	×	仕様上、問題ないことを確認。 酸洗浄時の薬品もフィルタに対して問題ないものを使用。
		薬品劣化による脆化			
		紫外線劣化による脆化	使用条件確認	×	紫外線の照射がない条件で使用。
		経年劣化による脆化	納入時期確認	×	納入時期（2011年）に問題ないことを確認。
		放射線劣化による脆化	照射試験	△	調査実施。
	ガスケットの変形、ずれ	熱による変形、ずれ	外観目視 仕様確認	×	外観目視より、問題無いことを確認。 圧力変動等、仕様の範囲内であることを確認。
		圧力による変形、ずれ			

炭酸塩スラリー流出の原因 —照射試験—

試験条件

積算線量*1	100Gy (約2.5日相当)	
	1000Gy (約25日相当)	
	10000Gy (約250日相当)	
	100000Gy (約2500日(約6年半)相当)	
環境温度	室温	
試験環境	液中(苛性ソーダ溶液、pH12)	
試験片 (n=3)	PTFE*2 (テフロン)	シート(t=1.0mm)
		シート(t=2.0mm)
	EPDM*3 (合成ゴム)	シート(t=2.0mm)
		Oリング(φ=5.3mm)
照射後試験	引張試験(最大伸び、最大応力)	

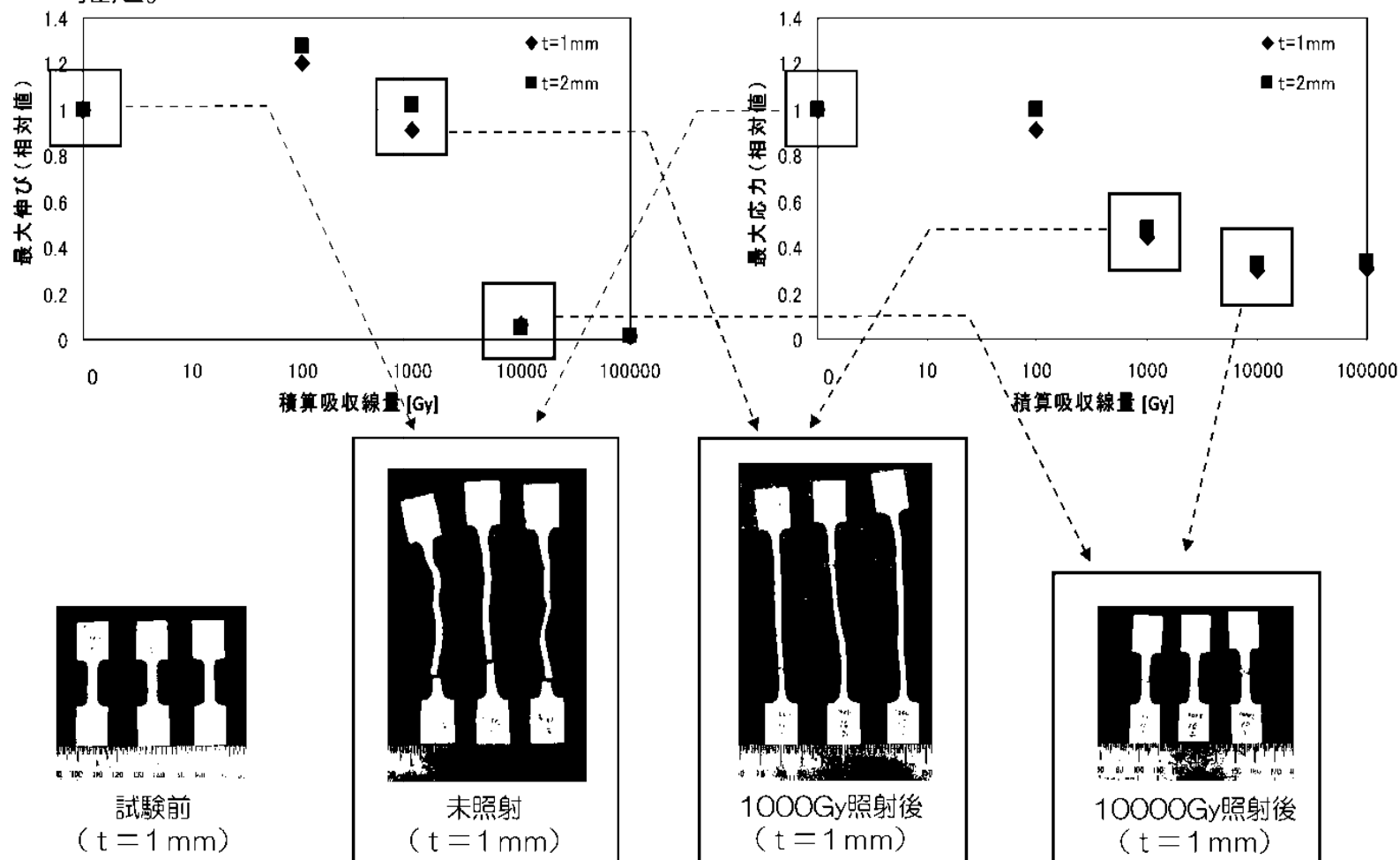
- *1 照射劣化挙動を評価するため数ケースで評価。炭酸塩沈殿処理においては、β線が支配的であり、評価上、表面において1.7Gy/h程度。カッコ内は各積算線量に到達するまでに必要な処理運転期間。
- *2 Vシールの先端(Vの字が開く側)部を想定して1.0mmを、付根(Vの字が閉じる側)部を想定して2.0mmを選定
- *3 対策品のガスケット材質。比較用として、シート(t=2.0mm)、実機適用品としてOリング(φ=5.3mm)を選定

炭酸塩スラリー流出の原因 —照射試験結果（１／２）—

照射試験結果（PTFE（テフロン））

最大伸び試験より、10000Gy（約250日間運転相当）から明らかな脆化を確認。

最大応力は1000Gy（約25日間運転相当）から低下を確認。脆化傾向が表れ始めたと推定。



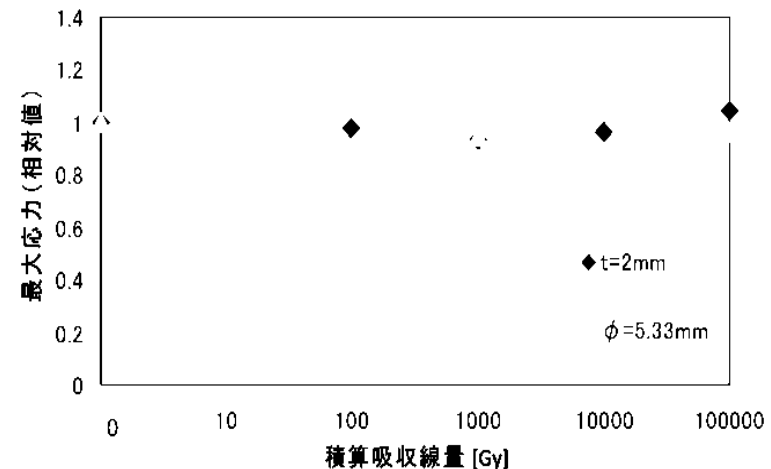
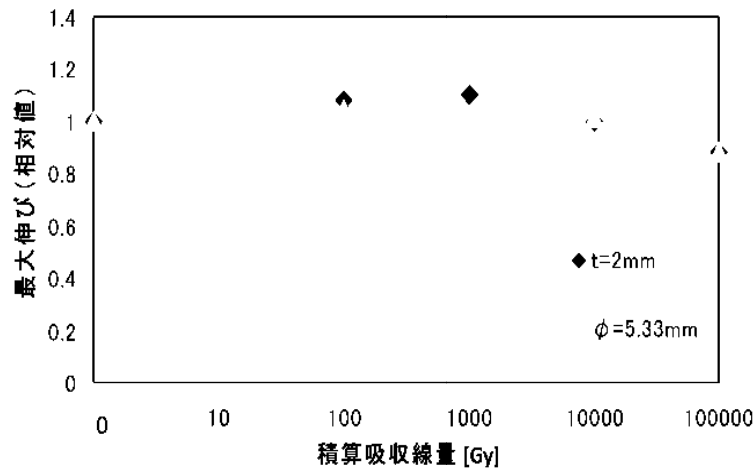
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

炭酸塩スラリー流出の原因 —照射試験結果（2／2）—

照射試験結果（EPDM（合成ゴム））

100000Gy（約6年半運転相当）まで照射されても有意な材料特性の変化は確認されず。
十分な耐放射性を有していることを確認。



長期停止の際はスラリーの希釈（線量低減）を行う場合もあるものの、当該ガスケットはホット試験開始時より照射されている状態であり、脆化は進行

A系統は414日、C系統は233日間経過（5／19時点）。

B系統は停止した3／18時点で279日経過。

今後は耐放射性に優れるEPDM製のガスケットを採用したCFEを採用。



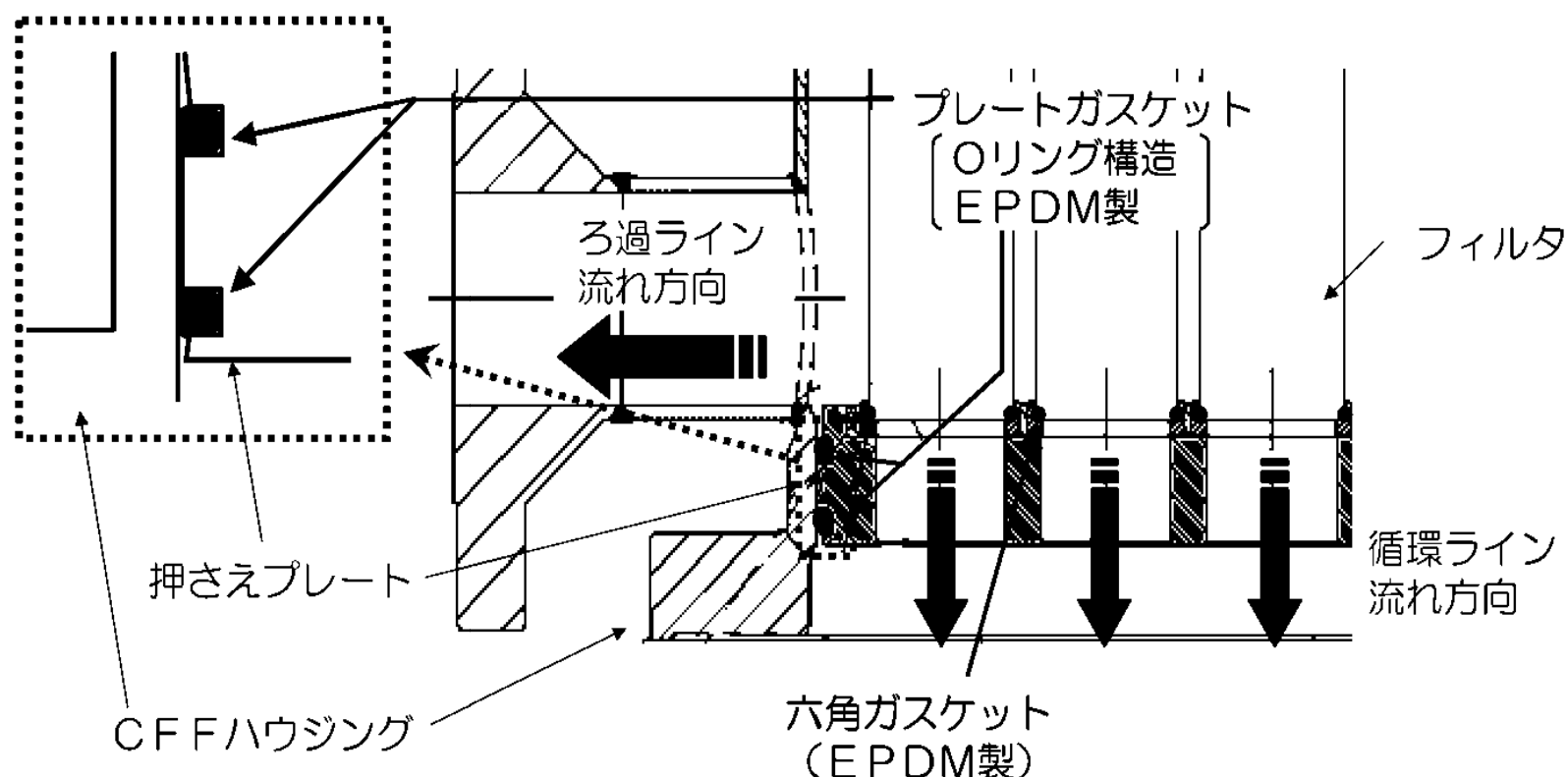
再発防止対策（改良型CFF）

以下の点を改善したCFFへ交換

ガasketの材質を耐放射性に優れるEPDM（合成ゴム）へ変更

逆洗時の圧力脈動に対する耐性を向上させるため、プレートガasketの構造をOリングへ変更（更に信頼性向上のため2重化）

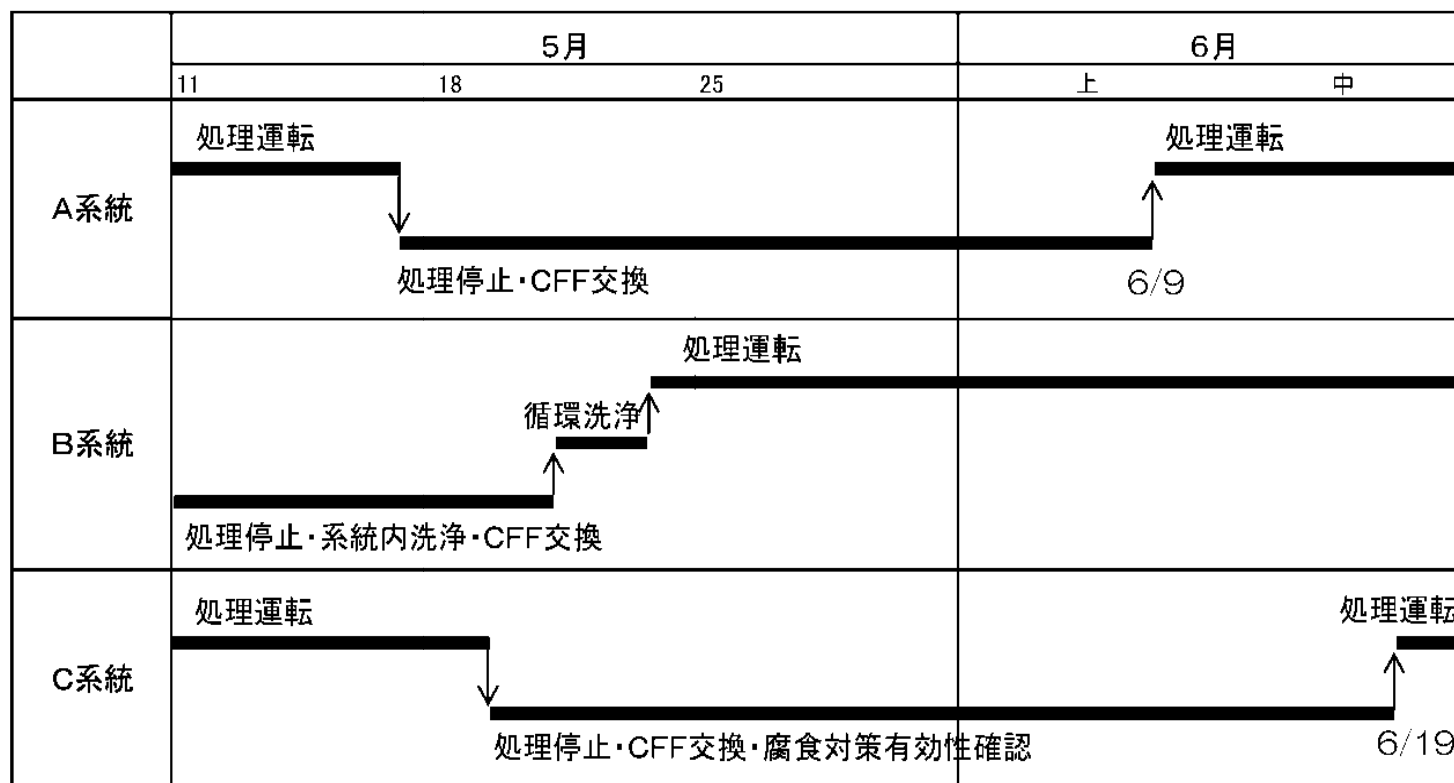
また、増設多核種除去設備においても改良型CFFを採用



改良型CFF出口側詳細

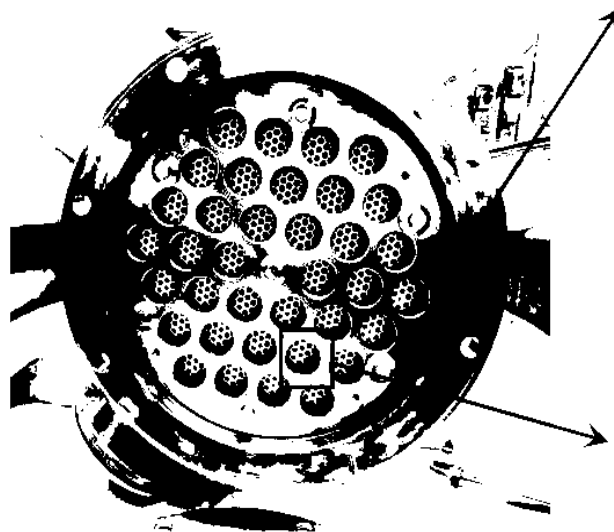
今後のスケジュール

AC系統については、改良型CFFへの交換を実施したうえ、A系統は6／9、C系統は6／19処理再開予定。

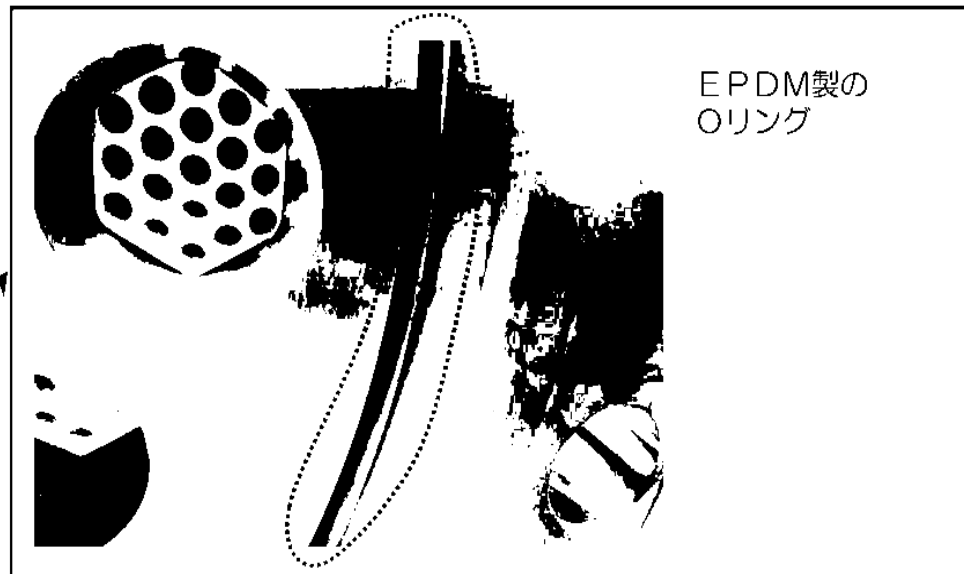


CFFからのスラリー流出事象、バッチ処理タンク腐食事象等、発生した不具合について適切な対策を取り、RO濃縮水処理に万全を期していく（6月下旬以降は、3系列による処理によりRO濃縮水貯留量を低減していく）

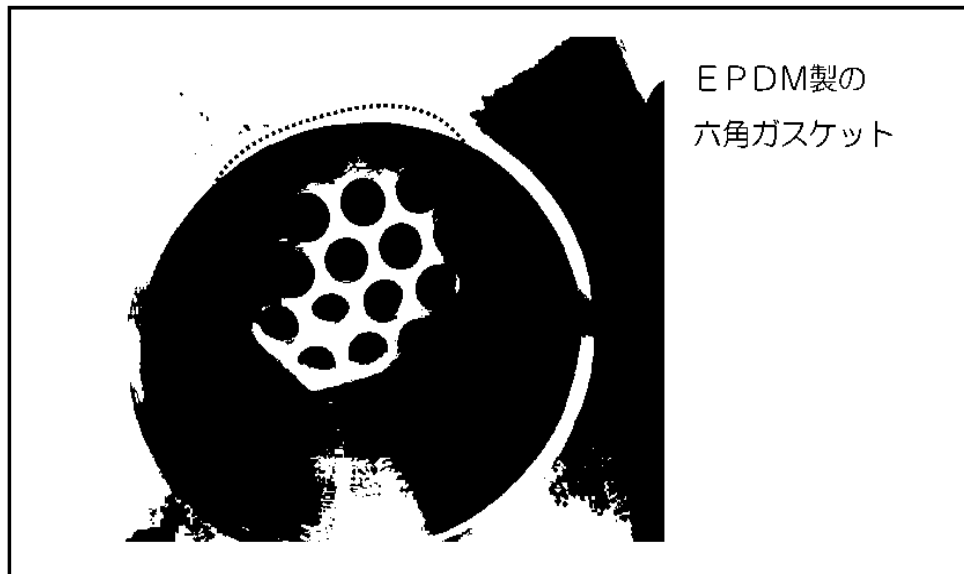
補足：改良型CFF写真



出口側
押さえプレート写真



EPDM製の
Oリング



EPDM製の
六角ガスケット



(2) 増設多核種除去設備、高性能多核種除去設備の スケジュール



増設多核種除去設備、高性能多核種除去設備のスケジュール

増設多核種除去設備

2月12日に実施計画変更認可申請、4月16日に建屋詳細設計を反映した補正申請、5月16日に機電詳細設計を反映した補正申請を実施

実施計画認可、使用前検査等を経て、H26.9中から順次各系統での処理を開始予定

高性能多核種除去設備

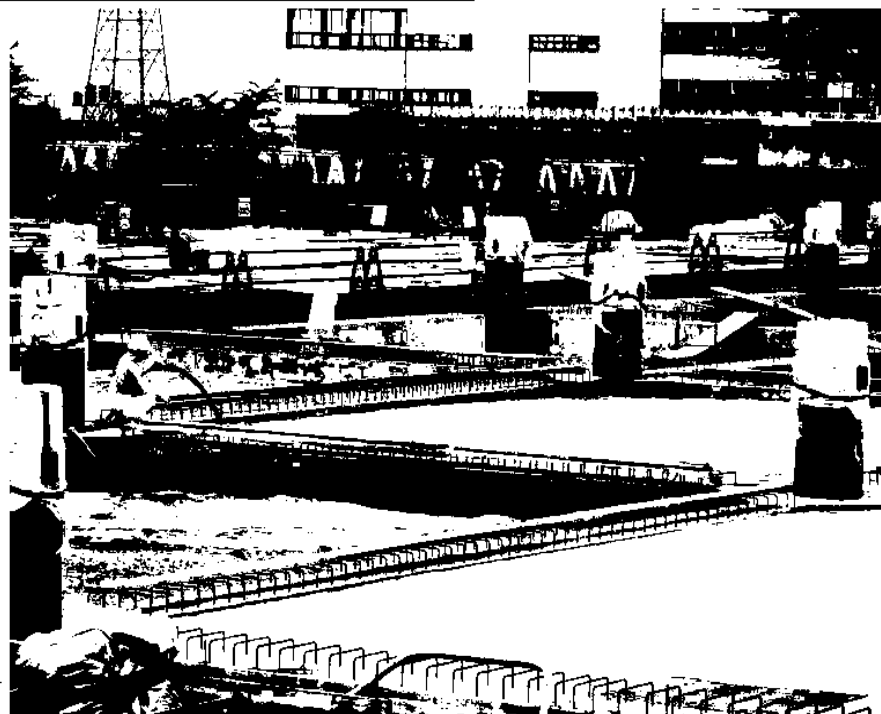
3月7日に実施計画変更認可申請、6月4日に建屋詳細設計、機電詳細設計を反映した補正申請を実施

実施計画認可、使用前検査等を経て、H26.10から処理を開始予定

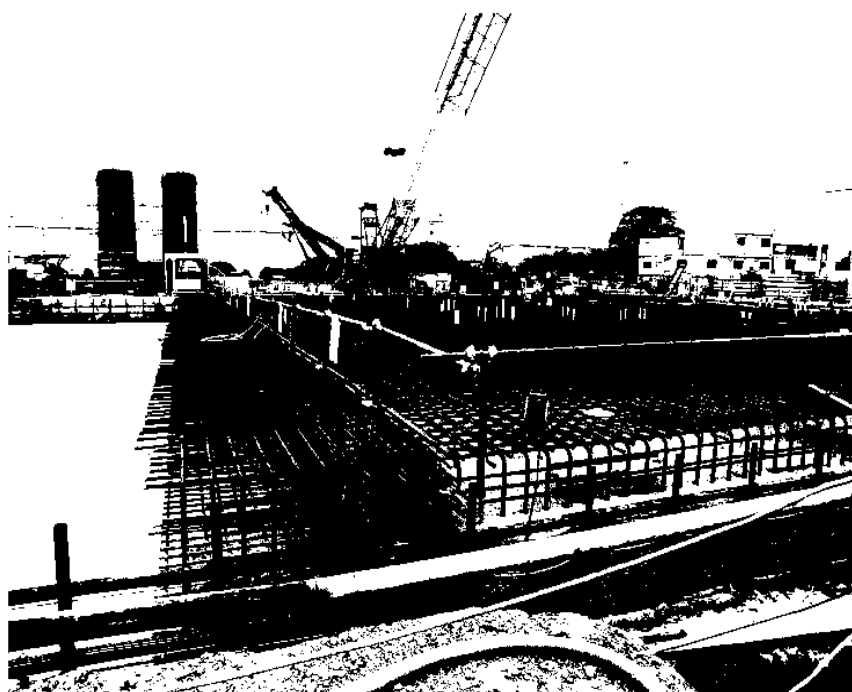
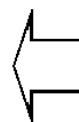
	H26.5	H26.6	H26.7	H26.8	H26.9	H26.10	H26.11
増設多核種 除去設備	実施計画補正 申請 ▼	実施計画審査/使用前検査等			◆	処理運転	
	建屋工事、機器製作・現地据付工事等				◆ ◆		
高性能多核種 除去設備	実施計画補正 申請 ▼	実施計画審査/使用前検査等			◆	処理運転	
	建屋工事、機器製作・現地据付工事等				◆ ◆		

現場状況

増設多核種除去設備基礎
工事の様子（6/5撮影）



高性能多核種除去設備基礎
工事の様子（6/5撮影）



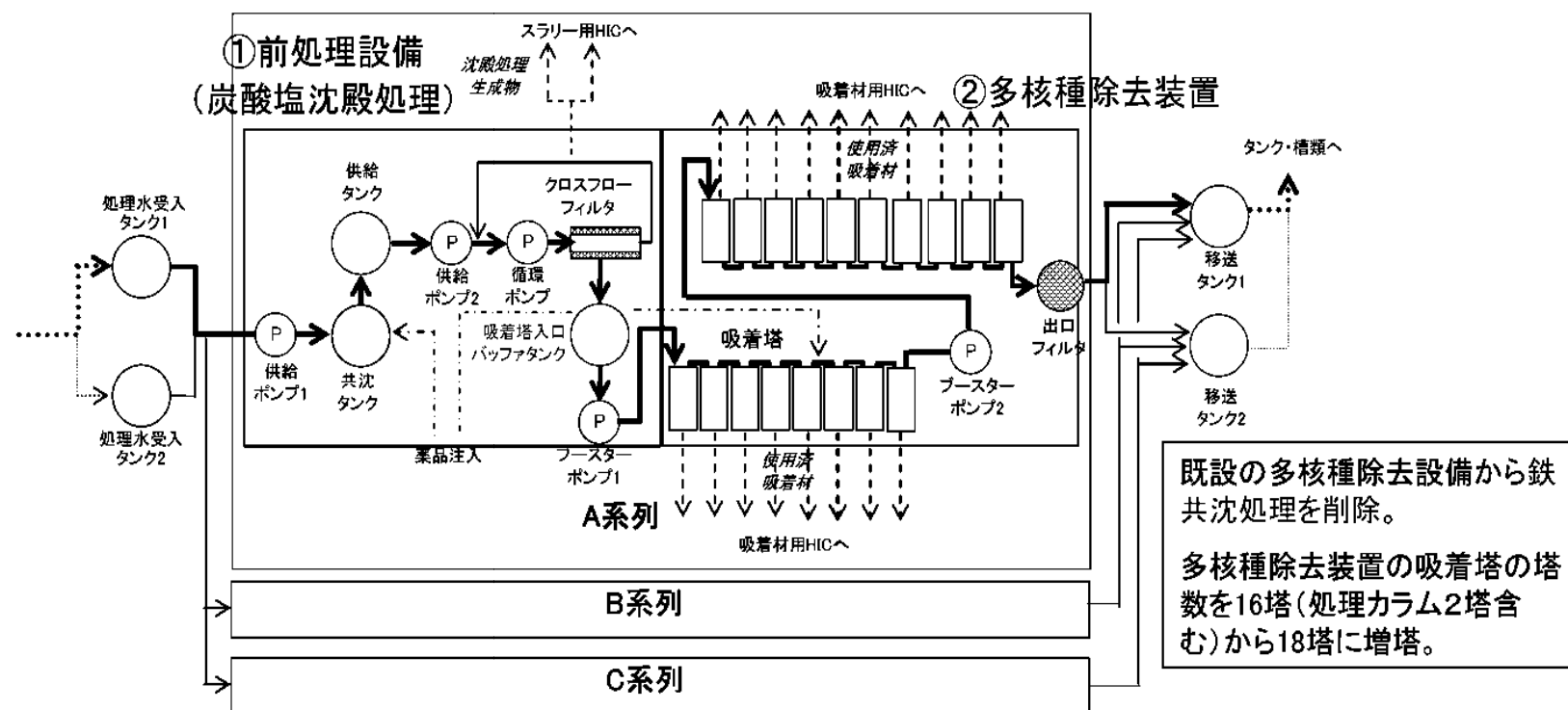
補足：増設多核種除去設備の基本構成

増設多核種除去設備は、前処理設備と多核種除去装置から構成

現行多核種除去設備の運転経験を踏まえ、前処理設備のうち鉄強沈処理工程の削除、吸着塔の増塔、バッチ処理タンクの腐食対策、CFF炭酸塩スラリー流出事象の対策等を反映

①前処理設備：炭酸塩沈殿処理による吸着阻害物質Ca, Mgの除去

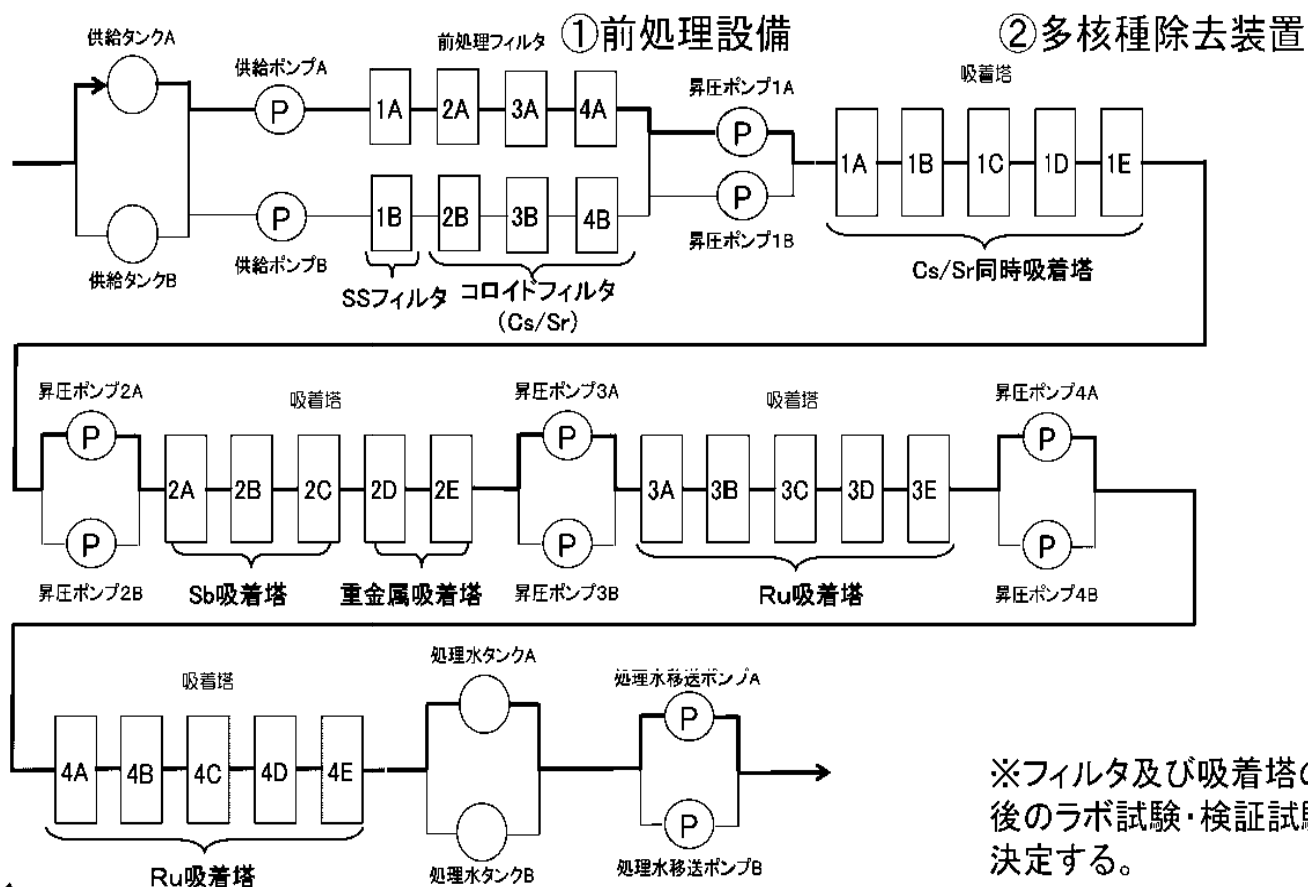
②多核種除去装置：吸着材による核種の除去



補足：高性能多核種除去設備の基本構成

高性能多核種除去設備は、前処理設備と多核種除去装置から構成

- ①前処理設備：フィルタ処理による浮遊物質の除去及びセシウム、ストロンチウムの粗取り
- ②多核種除去装置：吸着材による核種の除去



※フィルタ及び吸着塔の構成は、今後のラボ試験・検証試験結果により決定する。

(3) 濃縮塩水のリスク低減に向けた新たな取組



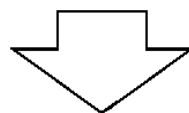
RO濃縮水のリスク低減に向けた新たな取組

《RO濃縮水の現状》

RO濃縮水は、約400m³/日のペースで増加しており、約36万トン进行鋼製タンクに貯留（2014/6/3現在）。

RO濃縮水は、タービン建屋滞留水をセシウム吸着装置（KURION）または第二セシウム吸着装置（SARRY）によりセシウムを除去したものをRO装置で濃縮した汚染水であり、放射性核種のうちSr-90を多く内包

	Cs-134	Cs-137	Co-60	Mn-54	Sb-125	Ru-106	Sr-90
放射能濃度 (Bq/l)	2000～ 60000	3000～ 100000	600～ 30000	700～ 50000	30000～ 200000	9000～ 130000	40,000,000～ 500,000,000



多核種除去設備の増強（増設多核種除去設備／高性能多核種除去設備の設置）によりRO濃縮水の浄化を加速すると共に、モバイル型ストロンチウム除去装置により貯留しているRO濃縮水に含まれるSrを除去及びSARRYへのCs・Sr同時吸着材の適用によりRO装置の前でSrを除去することで、RO濃縮水のリスク低減を図る。

万一のタンク漏えいに対するリスク低減

敷地境界線量の低減

作業員の被ばく低減（タンクパトロール、RO装置メンテナンス時の被ばく低減）

多核種除去設備の負荷低減（稼働率改善）



モバイル型Sr除去装置概要

モバイル型Sr除去装置は、計装制御スキッド、供給／混合スキッド、SS（浮遊物質）フィルタスキッド、UF（ウルトラフィルタ）スキッド、及び吸着塔スキッドで構成

供給／混合タンク、SSフィルタ：供給／混合タンクに吸着材を添加し、SSフィルタで粒子状Srを除去（吸着塔上流側でのSrの粗取り）

UF（ウルトラフィルタ）：微粒子（コロイド）状のSrを除去

吸着塔：イオン状のSrを除去

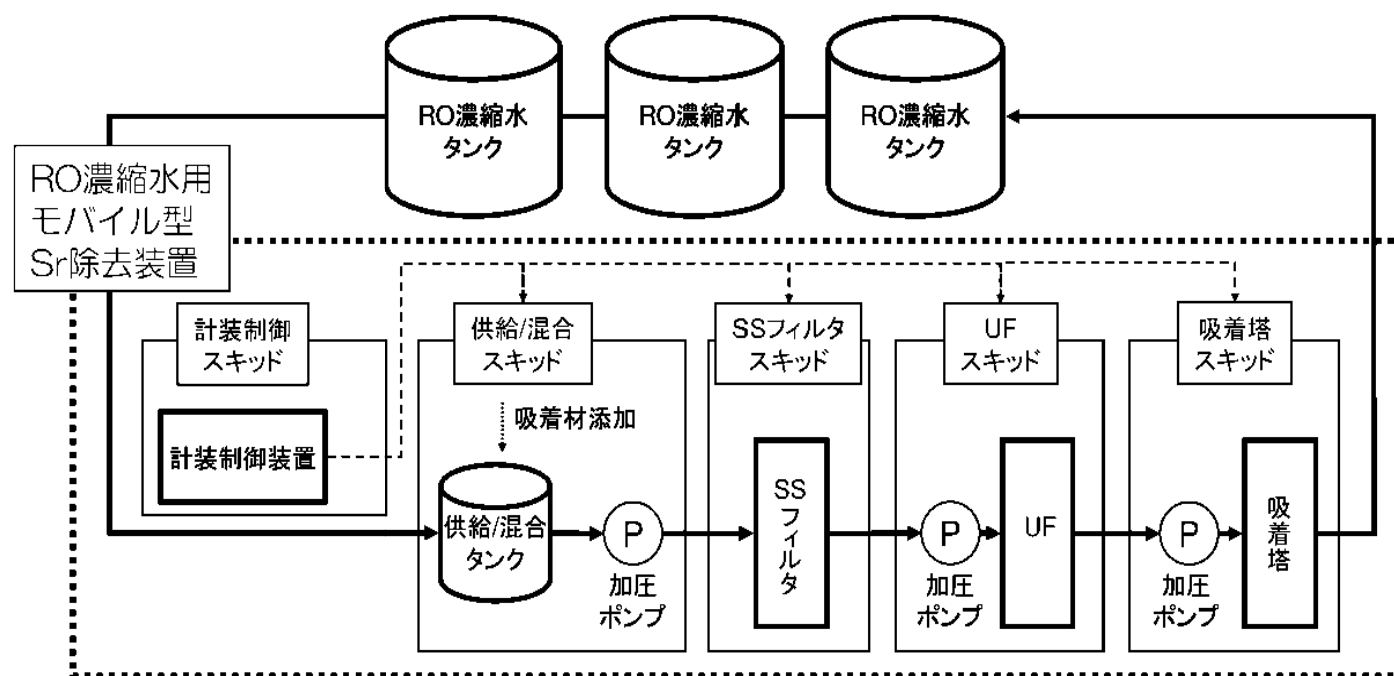
主要仕様

処理方式：ろ過＋吸着材方式

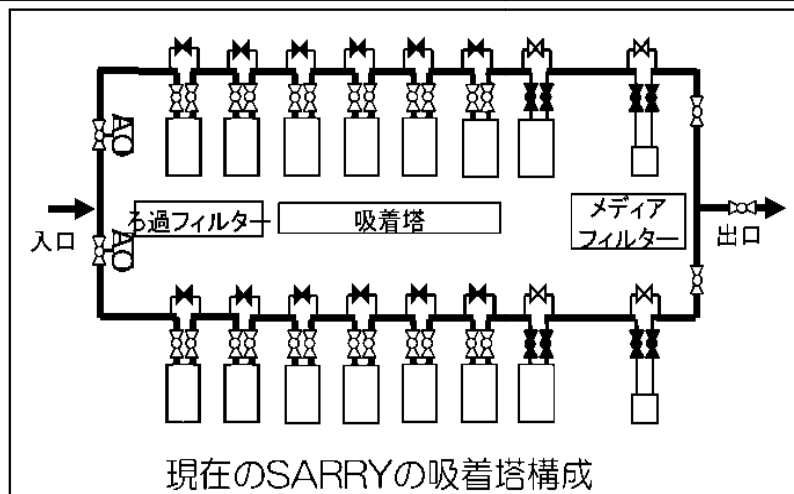
系統数：1系統（コンテナ5基構成）

処理能力：300m³/日（循環運転のため、1,000トンタンクの濃度を3桁低減するのに約10日要すると推定）

処理性能：DF（Sr）10以上（目標値1,000）



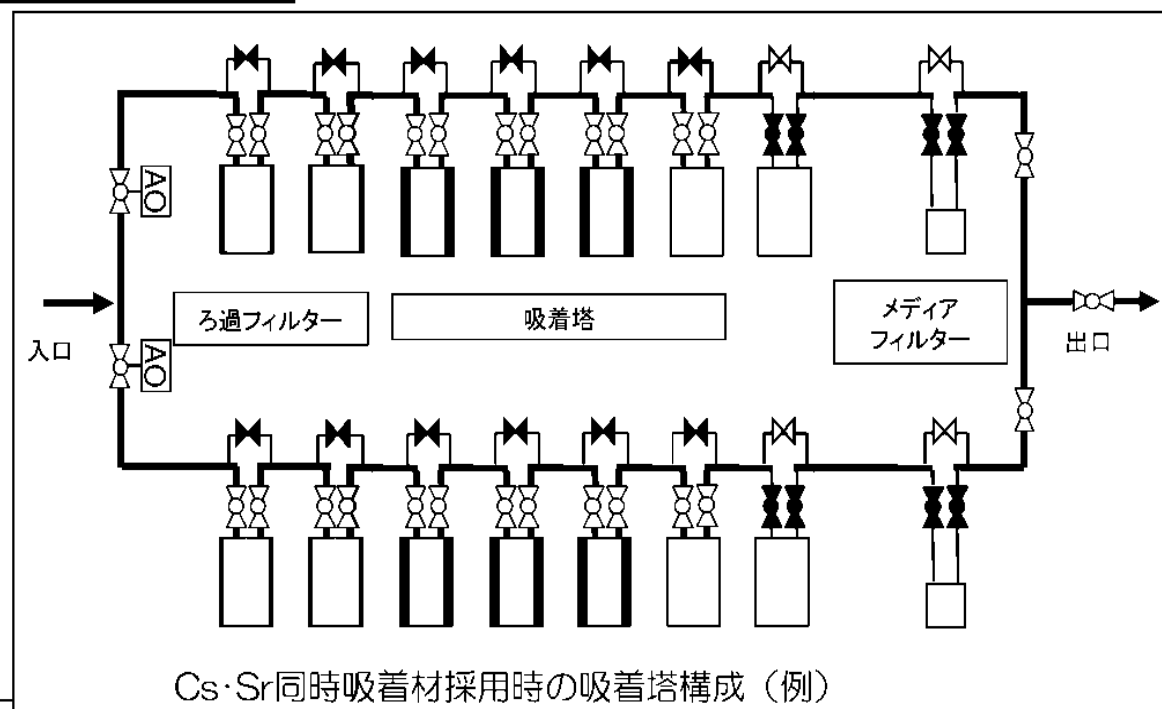
SARRYへのCs・Sr同時吸着材の適用概要



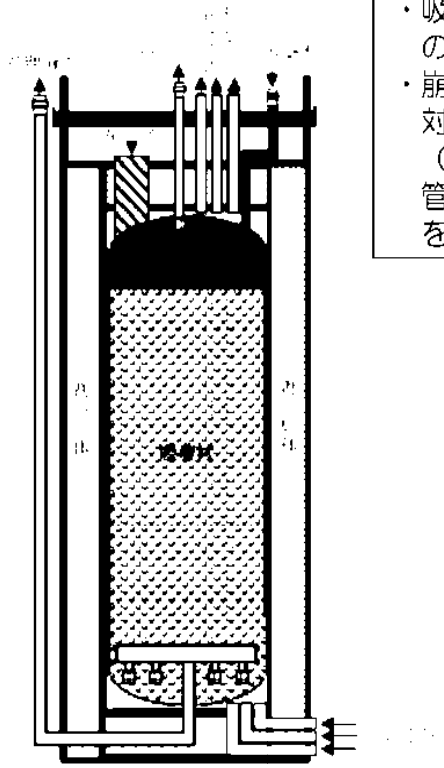
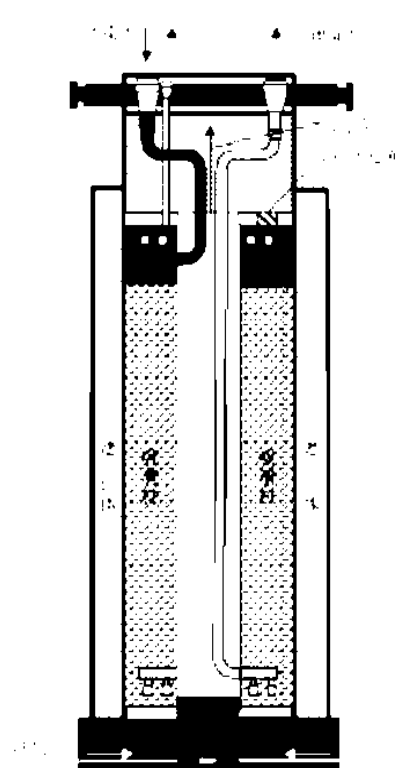
	現状	同時吸着塔導入後
処理能力	Cs：出口放射能 10 ² Bq/cc オーダー以下	Cs：出口放射能10 ² Bq/cc オーダー以下 Sr：目標DFとして1000



- SARRYにCs・Sr同時吸着材を適用し、滞留水処理（大循環）の段階でCsの他にSrを除去し、RO濃縮水に含まれるSr濃度を低減
- 初期運用を踏まえて塔構成等は決定



Cs・Sr同時吸着塔の概要

項目	TYPE-A	TYPE-B
構造 (概略)	 <p>＜特徴＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・吸着材容器の構造：円筒形 ・崩壊熱は、自然対流により冷却。（吸着塔下部の配管より冷却空気を取り入れる。） 	 <p>＜特徴＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・吸着材容器の構造：中空円筒形 ・崩壊熱は、自然対流により冷却。（吸着塔底板※1より冷却空気を取り入れる） <p>※1：ラビリンス構造</p>
主要材料	吸着材容器：ステンレス鋼 遮へい材：Pb（鉛）	吸着材容器：ステンレス鋼 遮へい材：Pb（鉛）
主要寸法	外径：約1.4m 全高：約3.6m	外径：約1.4m 全高：約3.6m

導入スケジュール

モバイル型ストロンチウム除去装置

5月22日に実施計画変更認可申請（装置の性能等を事前に確認するためのパイロット試験装置についても変更認可申請を実施）

実施計画審査、使用前検査等を経て、H26.8末から処理を開始予定（敷地境界に近く、フランジ型タンクにRO濃縮水を貯留しているタンクから優先的に処理）

SARRYへのCs・Sr同時吸着材適用

6月中旬に実施計画変更認可申請予定

実施計画審査、使用前検査等を経て、H26.8末から初期運用による処理を開始予定

初期運用で1系列あたりCs・Sr同時吸着塔を2塔設置し、性能等を確認した後、1系列あたり3塔設置し、本運用とする予定

	H26.5	H26.6	H26.7	H26.8	H26.9	H26.10	H26.11
パイロット試験装置	実施計画変更認可申請 ▼	実施計画審査/使用前検査等 パイロット試験装置による性能確認					
モバイル型Sr除去装置	実施計画変更認可申請 ▼	実施計画審査/使用前検査等 機器製作・現地工事等				処理運転	
SARRY Cs・Sr同時吸着材適用	実施計画変更認可申請 ▽	実施計画審査/使用前検査等 吸着塔製作			初期運用	本運用



Carrying the factory made welded tanks into Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

<Reference>
June 11, 2014
Tokyo Electric Power Company

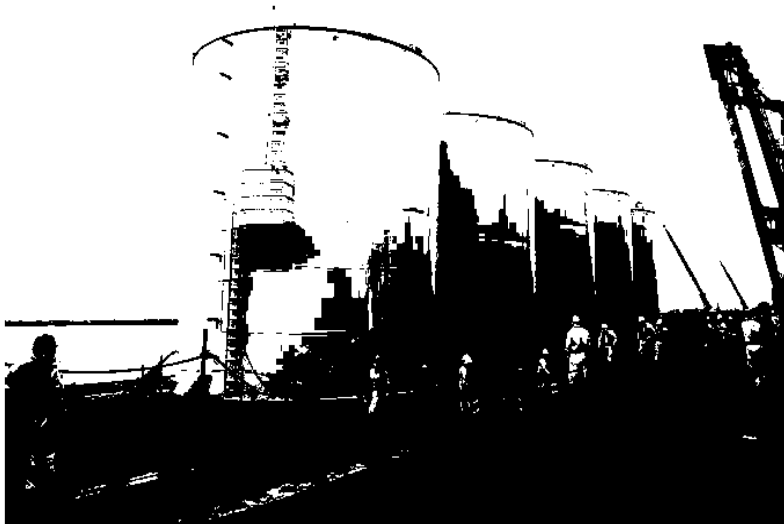
- date: June 11, 2014
- timeline: 8:21: enter port
 - [am] 8:50: docking
 - 9:17: start off-loading
 - 9:36: seat the first on shallow draft quay
 - 11:46: seat fifth on shallow draft quay (operation complete)



marine transport on barge (1)

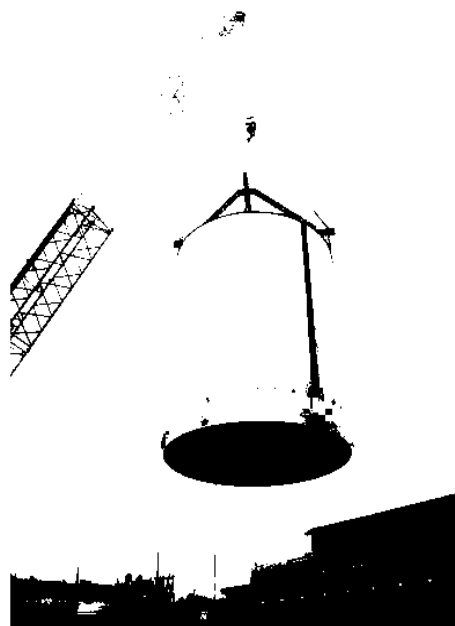
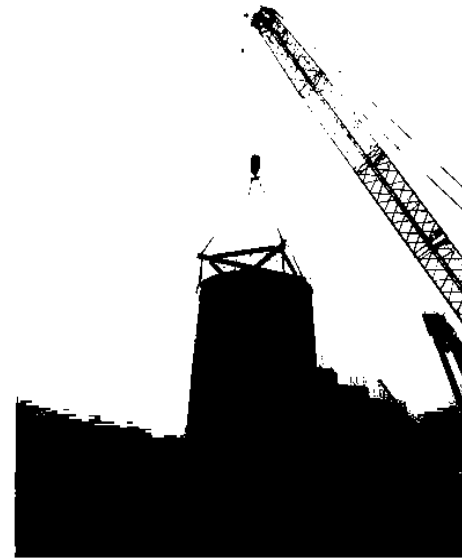


marine transport on barge (2)



Docking

Off-load
(first tank)



Lifting (first tank)

Seating (first tank)

