

Norton, Charles

From: Tateiwa, Kenji <tateiwa.kenji@tepcoco.jp>
Sent: Thursday, August 14, 2014 6:44 PM
To: Tateiwa, Kenji
Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, Aug. 15 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, Aug. 15, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(Next call will be on **Fri, Aug. 22** 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. Verification Testing of Subdrain Water Treatment Facility (8/11/2014)

http://www.tepcoco.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140811_04-e.pdf

2. Measures to Reduce Seawater Contamination (8/11/2014)

http://www.tepcoco.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140811_03-e.pdf

3. Difference between Ice Barrier of Trench and Frozen Soil Wall (8/5/2014)

(video clip)

<https://www.youtube.com/watch?v=C6YSOrfS1Kc>

4. Retiring Areva Water Treatment Facility (8/11/2014)

(only in Japanese)

http://www.tepcoco.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140811_07-j.pdf

5. Construction Plan for Additional Solid Waste Storage Warehouse (8/13/2014)

(only in Japanese)

http://www.tepcoco.jp/cc/press/betu14_j/images/140813j0209.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.)

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, August 07, 2014 5:16 PM
Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, Aug. 8 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, Aug. 8, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time
(Next call will be on **Fri, Aug. 15** 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. Plan Towards a Full-Scale Operation of the Multi-Nuclide Removal Facility (ALPS) (7/31/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140731_01-e.pdf

2. Unit 1 Reactor Building Cover to be Dismantled (8/1/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1239910_5892.html

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140801_01-e.pdf

3. Working-level Meeting of Decommissioning & Contaminated Water Issues Team (7/31/2014)

(only in Japanese)

3-1. Plant Status

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140731_04-j.pdf

(page 6/8) Contaminated water storage volume trend.

3-2. Summary Status of Decommissioning Roadmap

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140731_05-j.pdf

(page 9/21) Seawater sampling results (inside the port)

(page 10/21) Seawater sampling results (outside the port)

3.3 Status of Individual Projects

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140731_06-j.pdf

(page 3/300) Unit 1 RPV nitrogen purging from jet pump sensing line

(page 27/300) Construction status of frozen soil wall

(page 28/300) Status of ice barrier at Unit 2 seawater piping trench

(page 75/300) Estimated reduction of groundwater ingress by waterproofing HTI building

(page 121/300) Covering sea-bottom soil inside the port

(page 197/300) Unit 4 reactor building periodic integrity inspection results (9th)

(page 225/300) IRID development of PCV repair and waterproofing technologies

(page 260/300) IRID development of PCV internal investigation technologies

(page 272/300) IRID development of RPV internal investigation technologies

(page 282/300) IRID development of core debris criticality control technologies

4. Regulatory Approval for Subdrain Processing Facility and Verification Facility of Advanced ALPS (8/7/2014)

(only in Japanese)

http://www.tepco.co.jp/cc/press/2014/1240299_5851.html

5. Nuclear Safety Reform Plan FY2014-Q1 Progress Report (8/1/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1239901_5892.html

(video message by Dr. Dale Klein, Chairman of TEPCO's Nuclear Reform Monitoring Committee)

http://www.nrmc.jp/en/report/detail/1239770_5233.html

6. Fukushima Nuclear Accident Unresolved Issues Progress Report # 2 (8/6/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1240140_5892.html

(English Summary)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu14_e/images/140806e0101.pdf

(Japanese Full Report: 23 MB)

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140806j0102.pdf

All the best,

Kenji

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Wednesday, July 30, 2014 8:46 PM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] THU, July 31 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

THU, July 31, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(Next call will be on **Fri, Aug. 8** 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. Unit 2 Torus Room Wall Survey (7/29/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140728_05-e.pdf

(video clip)

http://www.tepco.co.jp/en/news/library/archive-e.html?video_uuid=c24iaxhc&catid=61785

2. NRA Special Facilities Monitoring and Evaluation Committee (7/23/2014)

(only in Japanese)

2.1 Progress Status on Freezing of Units 2/3 Seawater Piping Trench Connection

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0025_01.pdf

2.2 Unit 1 Reactor Building Dust Inhibition Measures During Cover Dismantling and Rubble Removal

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0025_02.pdf

2.3 Replacement of Fuel Rack in Common Pool

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0025_03_01.pdf

2.4 Fuel Removal Plan for Unit 3 Spent Fuel Pool

http://www.nsr.go.jp/committee/yuushikisya/tokutei_kanshi/data/0025_03_02.pdf

3. Contaminated Water Treatment Committee (7/25/2014)

(only in Japanese)

3.1 Risk Reduction Owing to Contaminated Water Measures

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140725_03-j.pdf

3.2 Status and Effectiveness of Groundwater Bypass

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140725_04-j.pdf

3.3 Tritium Concentration Increase in # 12 Groundwater Bypass Well

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140725_05-j.pdf

3.4 Task Force Studies on Frozen Soil Wall

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140725_07-j.pdf

3.5 Test Results and Demonstration Status of Advanced Multi-Nuclide Removal System

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140725_08-j.pdf

3.6 Tritium Task Force Discussions

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/c140725_09-j.pdf

4. National Academy Sciences Fukushima Lessons Learned Report (7/24/2014)

<http://www8.nationalacademies.org/onpinews/newsitem.aspx?RecordID=18294>

(TEPCO's Statement on the NAS Report)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1239621_5892.html

All the best,

Kenji

----- Original Message -----

From: Tateiwa, Kenji

To: Tateiwa, Kenji

Sent: Thursday, July 17, 2014 11:43 PM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] Fri, July 18 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

Fri, July 18, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No call next week. Next call will be on **THU, July 31** 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. Progress Status of Ice Boundary between Units 2/3 Seawater Piping Trenches and Turbine Buildings (7/7/2014)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140707_05-j.pdf

(video clip)

http://www.tepco.co.jp/tepconews/library/archive-j.html?video_uuid=rbudts0u&catid=61699

2. Investigation Result of Unit 3 Reactor Building North-West Corner (7/11/2014)

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140711_06-j.pdf

3. On-Site Coordination Meeting on Decommissioning & Contaminated Water Issues (7/14/2014)

(only in Japanese)

3-1. Status of Onsite Work Related to Contaminated Water Issues

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l140714_03-j.pdf

3-2. Response to Issues Raised at the Meeting

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l140714_04-j.pdf

3-3. Interim Testing Report on Use of Plastic Scintillation Fiber for Contaminated Water Leakage Detection

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/l140714_05-j.pdf

4. No Impact due to M 6.8 Earthquake Near Fukushima (7/12/2014)

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2014/1238987_5892.html

5. International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) Activities

5-1. RFP for Conceptual Study of Innovative Approach for Fuel Debris Retrieval and Feasibility Study of Essential technologies (7/17/2014)

http://irid.or.jp/fd/?page_id=544

5-2. IRID Annual Symposium 2014 (7/18/2014)

<http://irid.or.jp/en/symposium/>

All the best,
Kenji

----- Original Message -----

From: [Tateiwa, Kenji](#)

To: [Tateiwa, Kenji](#)

Sent: Wednesday, July 02, 2014 10:04 PM

Subject: [TEPCO Weekly Fukushima Update Call] THU, July 3 at 3pm EDT

Nuclear Sector Colleagues,

Please find below information for tomorrow's Weekly Fukushima Update Call.

[Date/time]

THU, July 3, 2014 at 3 pm Eastern Daylight Time

(No call next week. Next call will be on **Fri, July 18** 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. Working-level Meeting of Decommissioning & Contaminated Water Issues Team (6/27/2014)

(only in Japanese)

1-1. Plant Status

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_04-j.pdf

1-2. Summary Status of Decommissioning Roadmap

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_05-j.pdf

1-3. Insertion of Thermometer and Water Level Gauge inside Unit 2 Drywell

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_06-j.pdf

1-4. Status of ALPS, Sr-Immobilization, Groundwater Bypass, Subdrain System

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_07-j.pdf

1-5. Status of Groundwater and Seawater Contamination

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_08-j.pdf

1-6. Dismantling of Unit 1 Reactor Building Cover, Decontamination of Unit 3 Reactor Building Refueling Floor, Change in Unit 4 SFP Fuel Transfer Plan

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_10-j.pdf

1-7. Investigation and R&D in Preparation for Fuel Debris Retrieval

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_11-j.pdf

1-8. Radioactive Waste Storage

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_12-j.pdf

1-9. Candidate Site for Construction of Radioactive Material Analysis and Research Facility

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_13-j.pdf

1-10. MEXT's Plan for Establishing International Joint R&D Center for Decommissioning

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_14-j.pdf

1-11. Request for Proposal (RFP) for Innovative Approach for Fuel Debris Removal

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140627_17-j.pdf

(See following site for English information on this RFP.)

<http://en.dccc-program.jp/2014/07/02/?p=186>

2. Final Investigation Report on H4 #5 Tank Leakage of RO-Concentrated Water (6/30/2014)

(only in Japanese)

2-1. Full Report

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/140630j0401.pdf

2-2. Estimated Leakage of Sr-90 and Recovery Rate

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2014/images/handouts_140630_06-j.pdf

3. "How the Other Fukushima Plant Survived" Harvard Business Review Article on 2F Available for Free

<http://hbr.org/2014/07/how-the-other-fukushima-plant-survived/ar/1>

All the best,

Kenji

<http://www.tepco.co.jp/en/news/library/movie-01e.html?bcpid=59368209002&bclid=347242463002&bctid=571344891002>

<http://www.tepco.co.jp/en/news/library/movie-01e.html?bcpid=59368209002&bclid=347242463002&bctid=569537891002>

http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2013/1229740_5130.html

Investigation Results of the Inside of Unit 2 PCV at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

August 12, 2013
Tokyo Electric Power Company



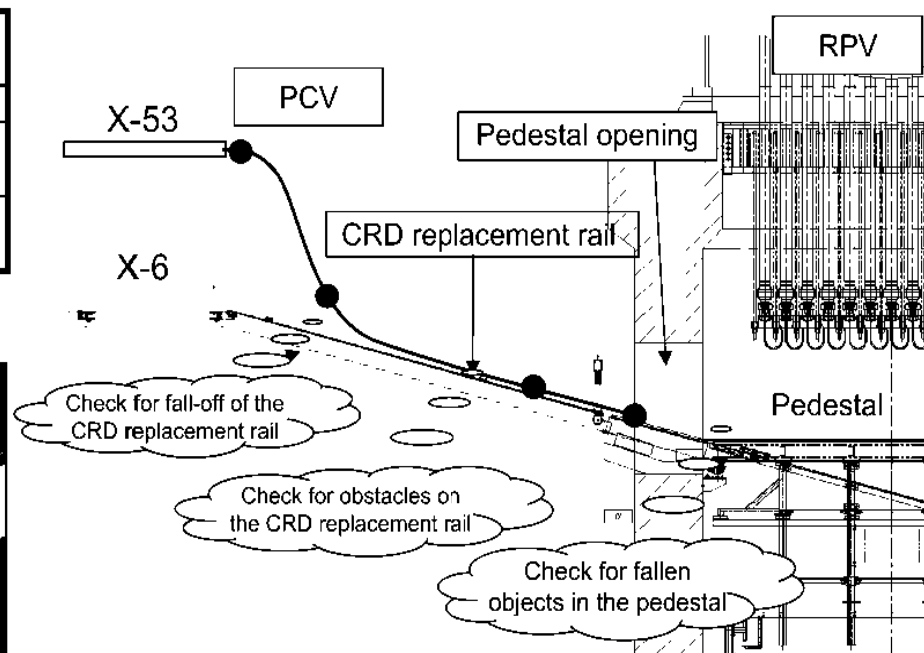
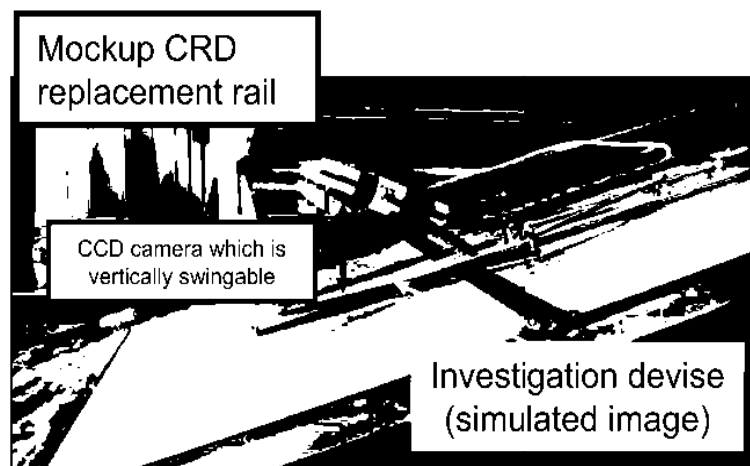
1. Overview of the Investigation of the Inside of the PCV

The CRD replacement rail and the area near the pedestal opening will be investigated by inserting investigation equipment through X-53. The results obtained will be provided as inputs for the investigation of the inside of the PCV to be performed through X-6*.

*The investigation equipment will be inserted from X-6 to the CRD replacement rail and the inside of the pedestal.

Investigation items

Scope of investigation	Investigation items	Investigation equipment
CRD replacement rail, area near the pedestal opening	Appearance	CCD camera
	Atmosphere dose	Dosimetry equipment
	Atmosphere temperature	Thermocouple thermometer



Scope of investigation of the inside of the PCV to be performed through X-53

2. Photo Inside the PCV

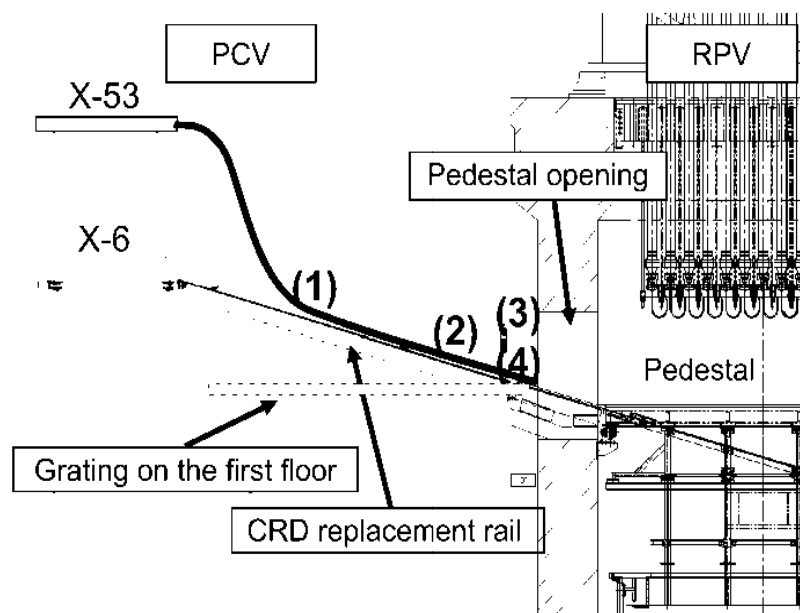
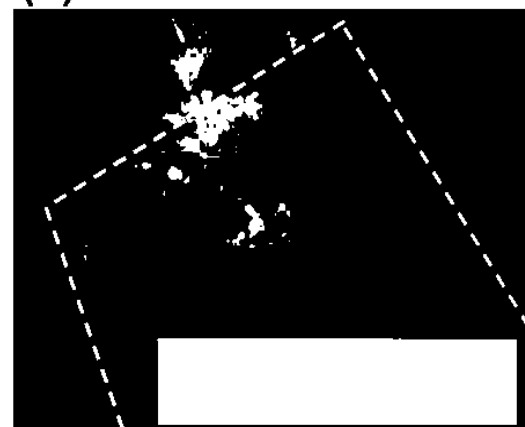
(1)



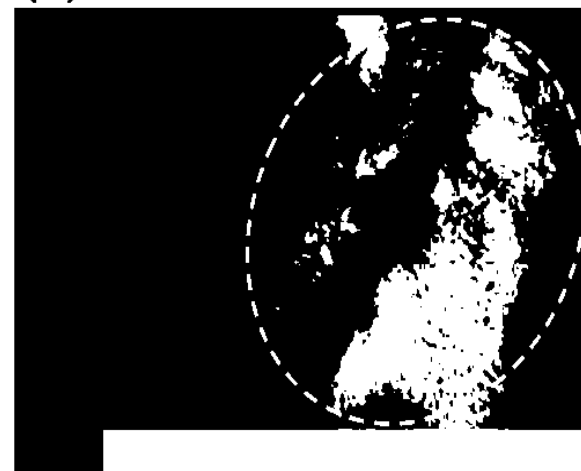
(2)



(3)



(4)

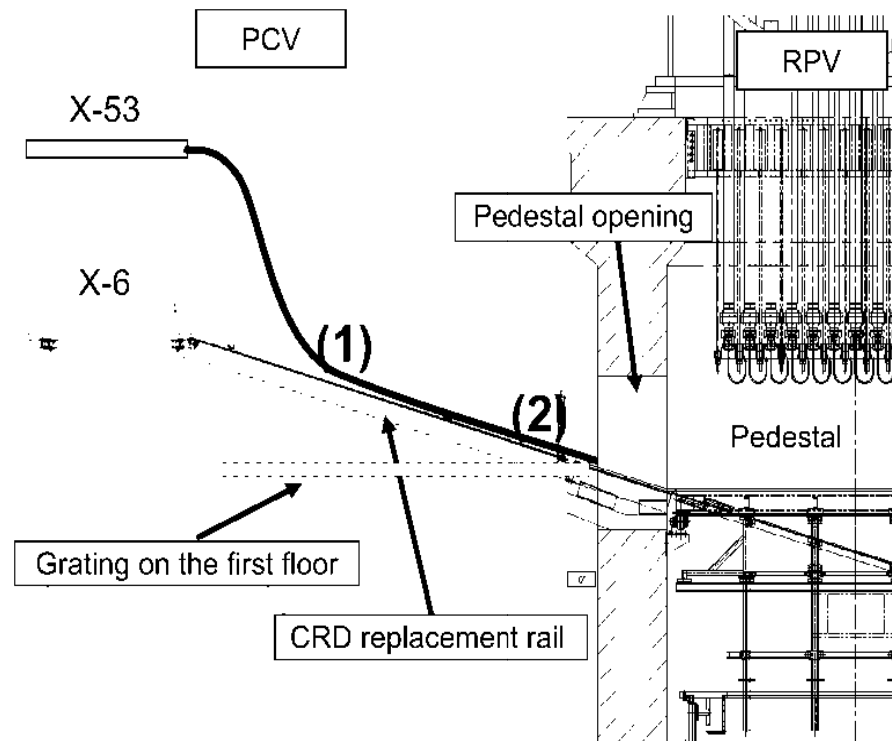


東京電力

Scope of investigation of the inside of the PCV to be performed through X-53

3. Ambient Dose and Temperature Inside the PCV

Scope of investigation of the inside of the PCV
to be performed through X-53



	Ambient dose (mSv/h)	Temperature (°C)
(1)	Under evaluation	Approx. 41°C
(2)	Under evaluation	Approx. 45°C

4. Investigation Results of the Inside of the PCV

- We were able to guide the investigation equipment onto the CRD replacement rail and were able to investigate the pedestal opening vicinity.
- We will analyze video image from the camera, etc. and will reflect it to the investigation plan of the inside of the pedestal from X-6 penetration.

<Purpose of the work>

Inside Investigation of the reactor well, the RPV and the spent fuel pool, which is the supplement of the previous investigation*, toward debris removal in the spent fuel pool, etc. ahead of spent fuel removal work at Unit 4 is as follows.

[Overview of the investigation]

- Confirmation of debris distribution inside the reactor well, RPV and the condition of equipment related to shroud replacement construction
- Confirmation of debris distribution inside the spent fuel pool
- Confirmation of transfer route of equipment inside the reactor

* On March 15, 2012, investigation of debris at the bottom of the RPV was performed.

From March 19 to 21, 2012, investigation of debris inside the spent fuel pool was performed.

<Investigation schedule>

From August 5 to 7: Investigation of the inside of the reactor well and the RPV

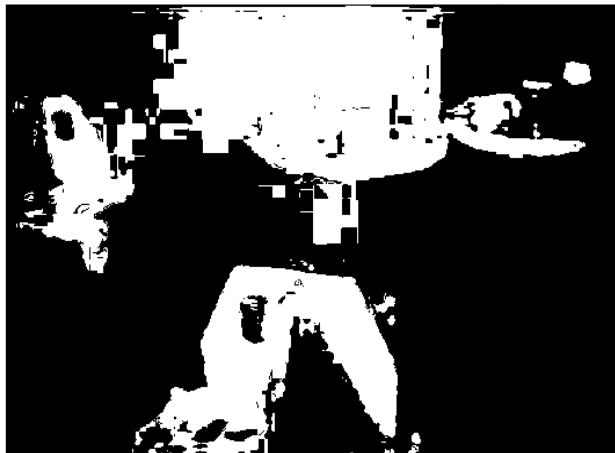
From August 8 to 9: Investigation of the inside of the spent fuel pool and the reactor well (additional investigation)

<Work plan>

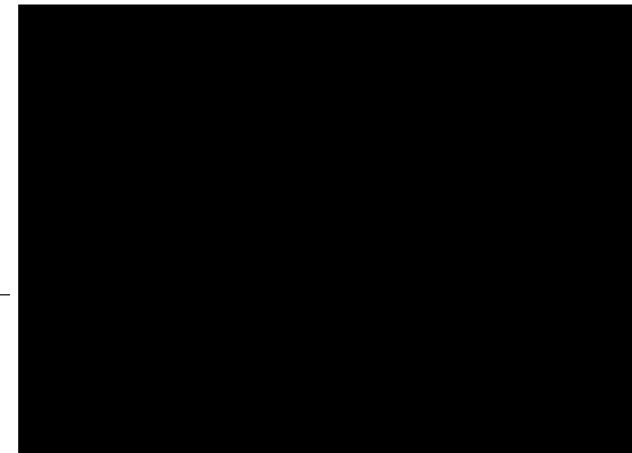
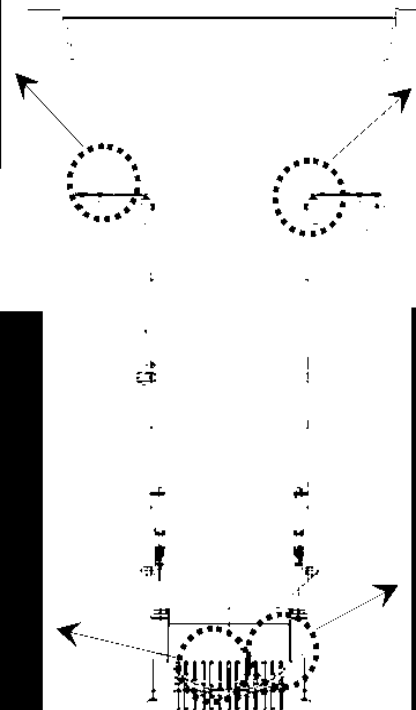
■ Implementation unit: Approx. 23 people/day

■ Planned dose: 0.19 mSv/day/person (maximum dose during the period of August 5 to 9)

Investigation Results (Inside the Reactor Well and the Reactor)



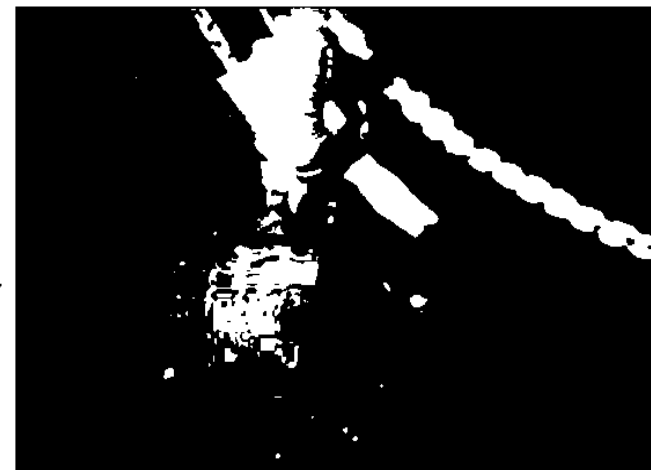
Equipments related to shroud replacement construction



Deck plate



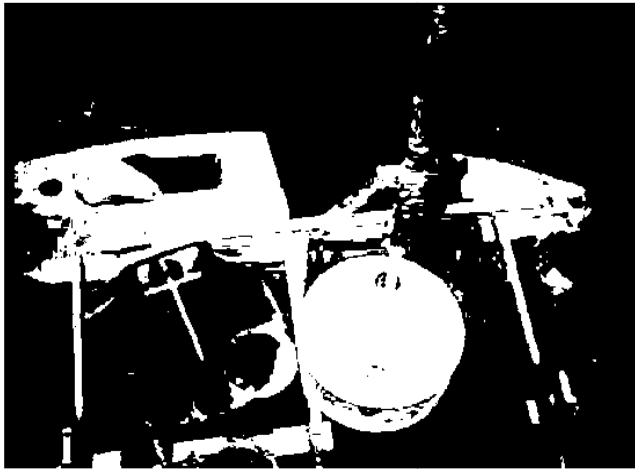
Debris at the bottom part of RPV



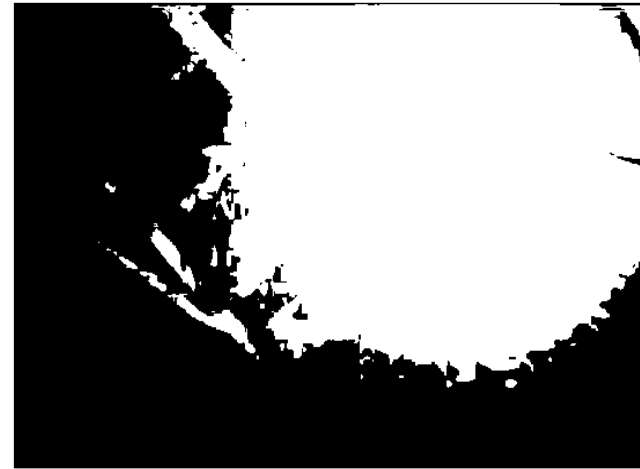
Equipments related to shroud replacement construction

Photo taken by TEPCO

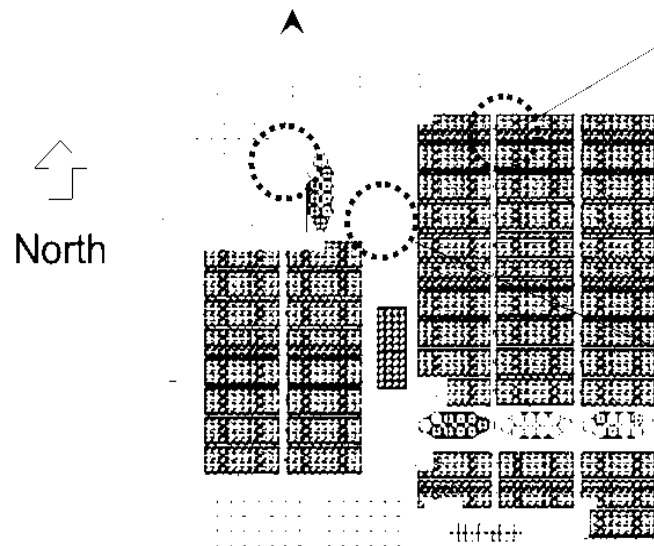
Investigation Results (Inside the Spent Fuel Pool)



Cask pit inside the SFP (Transfer route of the equipments inside the reactor was confirmed)



Work carriage ladder (debris)
inside the SFP



SFP: Spent fuel pool



Bottom part of the SFP

Evaluation of the Investigation Results

■ Followings were confirmed by this investigation.

- As for the debris distribution of the inside of the reactor well, of the RPV and of the spent fuel pool, we have found that there is no significant change from the previous investigation. Therefore, there is no particular problem to perform the debris removal work.
- As we checked the condition of the equipment related to shroud replacement construction, which has been remained since the disaster was occurred, we have found that there is no particular problem to perform installation of working equipments.
- As we checked by a specialized jig if the equipment inside the reactor in the cask pit can be transferred, we found that it cannot pass through the cask pit gate as it is, due to displacement of a temporary storage rack for equipment inside the reactor by the earthquake. However, it was found that if we correct a position of the temporary storage rack for equipment inside the reactor as planned, it can be transferred.

The investigation results obtained this time will be reflected to a debris removal work of the inside of the SFP and transfer of equipments inside the reactor, which will be started from the late August.

End

Countermeasures against the contaminated water leakages at the TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

- ◇ Highly-contaminated ground water was detected from the sea-side soil of the Fukushima Daiichi NPS Unit1-4
- ◇ Following the fact that the contaminated water leaks to the sea, drastic countermeasures will be taken in several phases in addition to the immediate countermeasures.

August 8, 2013
METI

Three general principles when taking countermeasures against contaminated water

1. Eliminating the source of the contamination
2. Keeping water away from the contamination source
3. Avoiding leakage of the contaminated water

Immediate Countermeasures

1. Remove water containing high amount of radio-active materials from the trench (underground space where the pipes and electronic cables are set) (Starting from mid August)【 Eliminating 】
2. Improving the soil by sodium silicate (liquid glass), paving the land surface with asphalt, pumping out the underground water(this pumping out process starts this week) 【 Keeping water away 】【Avoiding leakage 】
3. Pumping out ground-water from the mountain-side (By-passing ground water) 【 Keeping water away 】

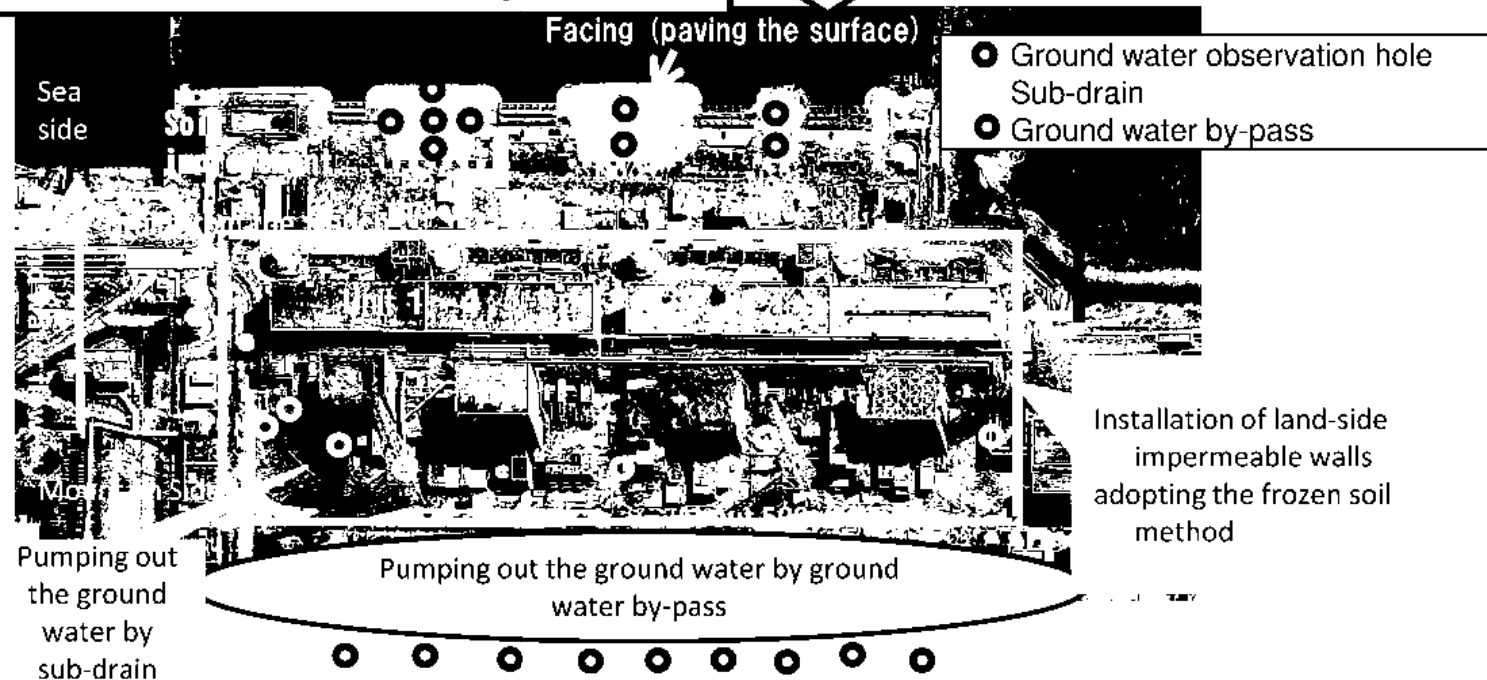
Drastic Countermeasures (Coming 1-2years)

1. Pumping out the ground water from the sub-drains 【 Keeping water away 】
2. Installation of impermeable walls in the sea 【 Avoiding leakage 】
3. Installation of land-side impermeable walls adopting the frozen soil method 【 Keeping water away 】【Avoiding leakage 】

Current Situation of the ground water

The amount of the ground water flowing into the area around unit 1-4 of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station is approx. 1000 tons per day. Approx. 400 tons out of this ground water flows into the reactor buildings. The rest of the ground water is approx. 600 tons and the part of this runs through the contamination source inside the trench and then flows into the sea.

Overview of the countermeasures being or to be taken



Increases in the Concentration of Radioactive Materials in Seawater and Groundwater on the Ocean Side of the Site: Current Situation and Countermeasures

1. Analysis of Current Situation

(1) Measurement History

- The concentrations of radioactive material in the seawater in the port have clearly been decreasing since immediately after the accident. However, recently, although levels are still lower when compared to levels immediately after the accident, the concentrations have been fluctuating up and down. **(Reference A)**
- In order to ascertain the cause of these fluctuations, groundwater was sampled at the groundwater observation hole on the ocean side of the site, which was subsequently analyzed.

(2) Results of Groundwater Analysis from between Unit 1 and Unit 2 Water Intakes

- 400,000 to 500,000Bq/L of tritium and 1,600Bq/L of all beta radiation were detected from the No.1 groundwater observation hole between Unit 1 and 2. **(Reference B)**
- Thereafter, additional observation holes No. 1-1 to 1-4 were added in the vicinity of No. 1 and the groundwater was analyzed. At observation hole No. 1-2, which is the closest to the leak discovered two years ago, 380,000Bq/L of tritium (as of July 11), 890,000Bq/L of all beta radiation (as of July 15), 12,000Bq/L of cesium 137 and 5,900Bq/L of cesium 134 (as of July 15) were detected. **(Reference C)**
- The No. 1-2 hole is prominent in the boring core analysis as well, but this is assessed to be the result of past leaks, since high concentrations of cesium were found in terms of height within areas near to the past leak points. **(Reference D)**
- The high levels of all beta radiation and the complex underground structure of the trench in the No. 1-3 hole area suggests that a cause other than past leaks, such as a leak from the trench, may be possible. Therefore, an area survey and detailed risk mitigation countermeasures will be deliberated. **(Reference E)**

(3) Groundwater Analysis Results from between the Unit 2/3 Intake and the Unit 3/4 Intakes

- Since one thousand and several hundred Bq/L of all beta radiation and several thousand Bq/L of tritium were detected from the No. 2 observation hole between Unit 2 and 3, and from the No. 3 observation hole between Unit 3 and 4 respectively, monitoring has been enhanced and additional observation holes are being established in the vicinity. Preparations are being made to implement the countermeasures that were implemented in the vicinity of No. 1 without delay in accordance with analysis results. **(Reference E)**

(4) Fluctuations in the Water Level of Groundwater

- Since fluctuations in the water level of ground area in the concerned areas seem to be affected by changes in the tides and rainfall, it is assumed that these fluctuations come and go with seawater inside the open culvert. As a result it is assumed that groundwater that contains the contamination detected in the No. 1 observation hole after May this year is coming and going, so countermeasures are being implemented (countermeasures will be mentioned later). Furthermore, based on water level data from newly established observation holes, a detailed analysis and assessment will be completed by the end of October. **(Reference F) (Reference G)**

(5) Analysis Results of Seawater in the Open Culvert for the Unit 1-4 Intake

- Fluctuations in radioactive material concentration caused by rainfall can also be seen on the inner side of the silt fence. In particular, these trends are remarkable on the inner side of the Unit 3 silt fence. Therefore, a survey of the area around the Unit 3 intake will be progressed. **(Reference H)**
- The concentration of tritium in the seawater in the port has risen to 2,300Bq/L on the north side of the Unit 1-4 intake channel. There are possibilities of fallout leakage, such as from rain from the seawall, or leaking of groundwater. Also, the concerned observation points are in an area that has already been installed with impermeable walls on the ocean side, and it is possible that these impermeable walls have been hindering flow. However, since concentrations in the seawater do not just rise, but also fall, it is assumed that dispersion into seawater is limited. Furthermore, analysis results from a newly established observation hole on the outer side of the impermeable wall on the ocean side (north side of east breakwater) are approximately the same as observation results taken on the north side of the Unit 1-4 intake. **(Reference I)**

- In order to confirm the impact from groundwater leaking into the port, additional holes will be bored on the north side of the Unit 1 intake and a survey will be conducted.

(6) Analysis Results of Seawater from inside the Port (outside the Unit 1-4 Intake Open Culvert) and at the Border of the Port

- Concentrations of tritium and all beta radiation inside the port on the outer side of the Unit 1-4 intake open culvert are almost below detectable limits (ND) (several tens Bq/L at most), and this appears to have no impact on the concentration fluctuations on the inner side of the Unit 1-4 intake open culvert. **(Reference J)**
- In the vicinity of the border of the port (port entrance, north intake, near the south intake) the concentration of tritium is almost below detectable limits (ND) (several tens Bq/L at most), and all types of all beta radiation are below detectable limits (ND) according to the most recent observation results, thereby showing concentrations to be the same or lower than those inside the port.

(7) Analysis Results of Seawater Offshore

- The results of seawater analysis taken 3 km offshore of the power station outside the port do not show any significant fluctuations. **(Reference K)**

Based on the above, the fluctuations in radiation concentrations are limited to inside the Unit 1-4 open culvert and have no impact offshore or inside the port. These results will be subject to a quantitative assessment through analysis of the behavior of concentrations within the port, and external third-party experts will be asked to make an assessment.

2. Countermeasures (Refer to reference materials)

(1) Ground Improvement through the injection of Chemicals

- Injection of chemicals into the ground between the Unit 1-2 intakes began on July 8, and as of July 20, 75 out of 231 chemical injections had been completed. The first round of improvements should be completed by around July 25, and the second round is to be completed by around August 10. **(Reference L)**
- Preparations have begun to confirm the scope of contamination between the Unit 1-2 intakes and implement countermeasures that encompass the confirmed scope of contamination. **(Reference M)**
- As an interim countermeasure until construction of an impermeable wall on the

ocean side, preparations have begun to implement ground improvements through chemical injection behind the seawall, between the Unit 2-3 intakes and the Unit 3-4 intakes. **(Reference M)**

(2) Draining of Contaminated Water from around the Vicinity of the Unit 2 Intakes and Sealing of the Branching Trench (Power Cable Trench)

- Extremely high concentrations of radioactivity have been detected at the No. 1-2 observation hole, which is closest to the area in which a leak of contaminated water from the Unit 2 screening room was discovered two years ago (April 2, 2011). High possibilities of either residual highly concentrated contaminated water from the countermeasures implemented two years ago slowly seeping around and leaking out, or the leak stopping countermeasures from two years ago degrading with time, were assessed.

Therefore, a survey of the contaminated water inside the branching trench (power cable trench), which may be residual highly concentrated contaminated water from countermeasures implemented two years ago, is underway and the contaminated water will be drained and the concerned trench sealed by the end of October. **(Reference N)**

(3) Cleansing of Contamination in the Main Trench (Seawater Piping Trench)

- Due to the difference in height between the main trench (seawater piping trench) and the turbine buildings of each unit the conditions between each plant differ, but it is certain that a large volume of highly concentrated contaminated water is accumulating inside the main trench at Unit 2/3 (seawater piping trench). There is no hard proof that this water is directly causing the increases in concentrations, but in order to alleviate risk, a mobile cleansing unit will be used to clean the water inside the trench as early as possible (cleaning planned to commence in September). In addition, the installation of pipes to transport contaminated water to existing water treatment equipment, such as secondary cesium adsorption device (SARRY) and the cesium adsorption device, etc., will be accelerated (plan to be completed in September). **(Reference O)**

(4) Draining the Water from within the Main Trench (Seawater Piping Trench) and Sealing It

- Draining water from the main trench (seawater piping trench) requires shutting it off from the turbine building, so in order to remove accumulated water from the

main trench, freezing tests must first be implemented as quickly as possible in order to solve certain technical issues, such as methods for freezing water that has high saline content and mitigating the effect on the structure from the increase in volume caused by the expansion of frozen water, etc., after which it will be determined whether this method can be applied or not. If possible, the plan is to remove water from the seawater piping trench after it is cut off by freezing, and sealing the trench closed. **(Reference P)**

(5) Impermeable Wall on the Ocean Side

- Advanced boring began in June 2012 and steel pipe sheet-piles began being inserted in April 2013. The ocean side impermeable wall on the ocean side of the seawall will be completed in September 2014, thereby providing even better water shielding performance.

As mentioned above, the power station is working together with the head office and coordinating with related departments to handle everything from sampling, analysis, and assessment, to countermeasure proposal and implementation and public relations in order to handle the situation quickly and with certainty.

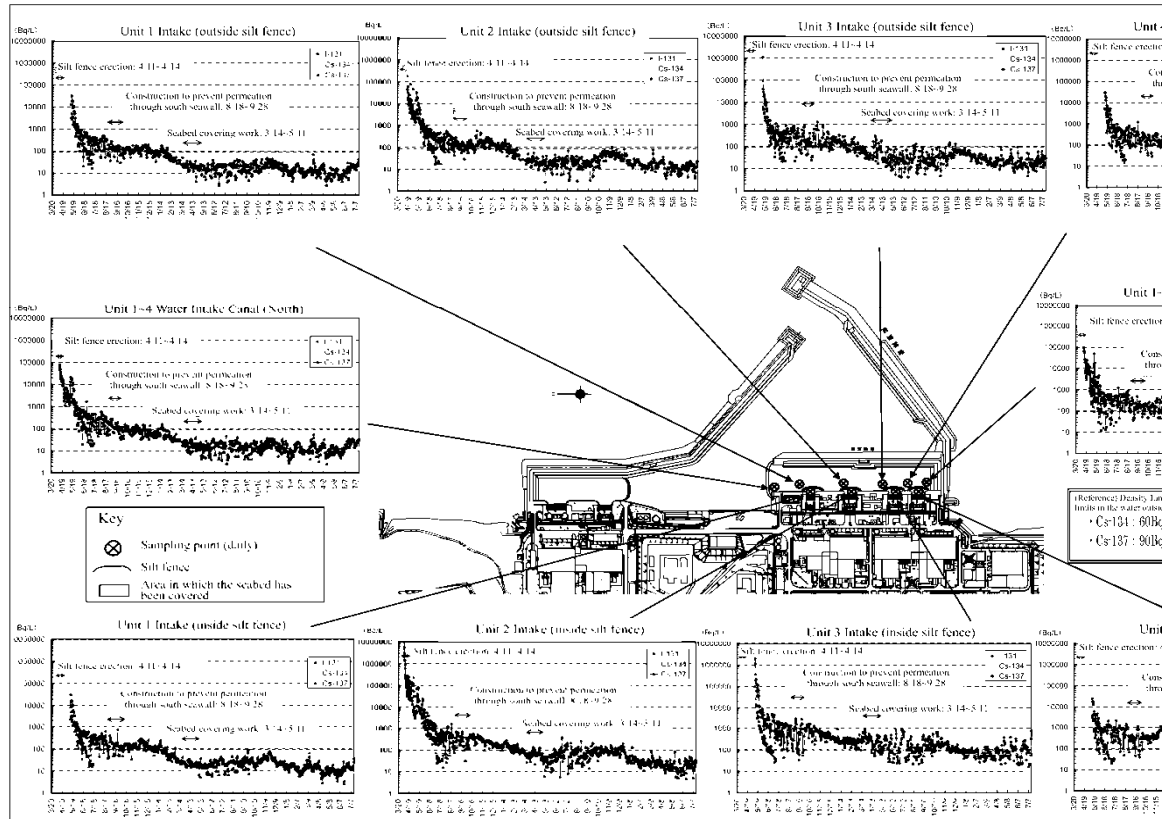
A flexible approach to handling the situation, such as appropriately reflecting changes in plans as a result of insight acquired from future survey results and contaminated water countermeasure committees, will be taken.

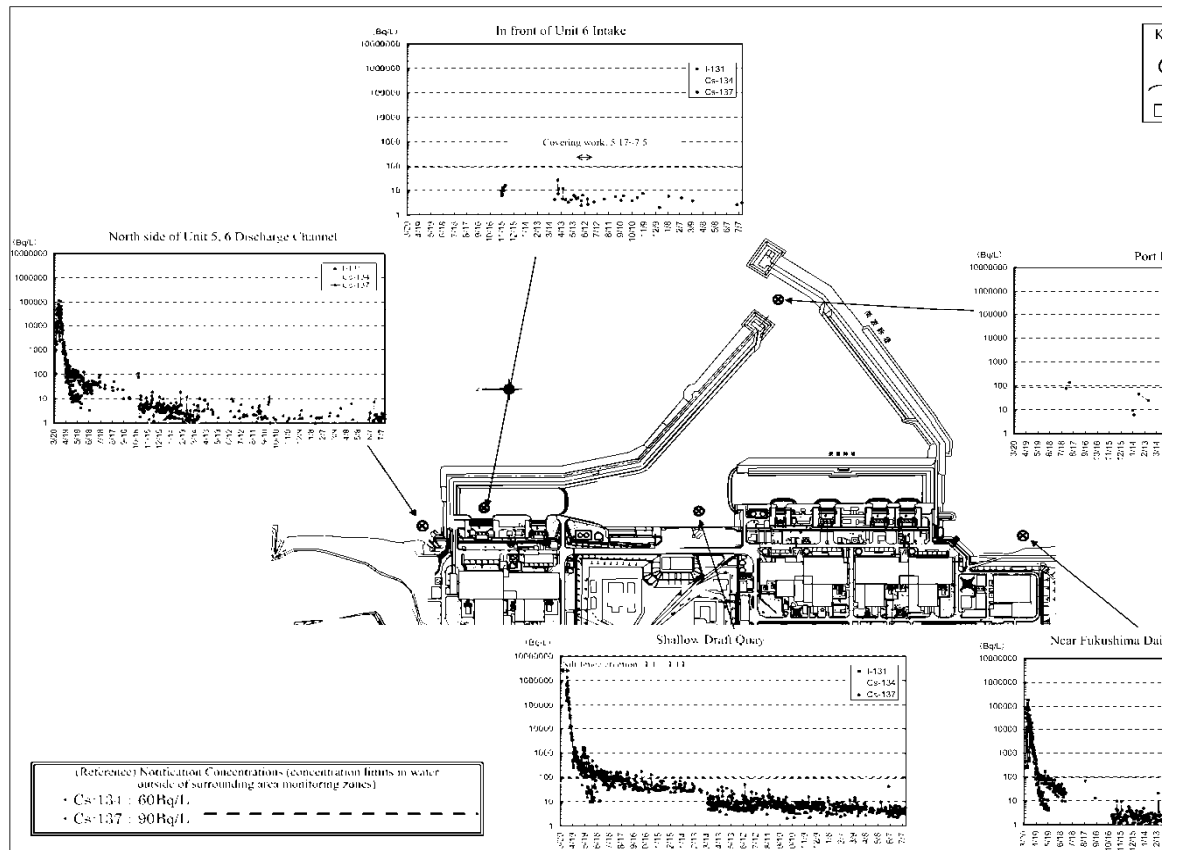
3. Reference Materials

Status of Implementation of Contaminated Water Countermeasures on the Ocean Side and Future Plans

End of Document

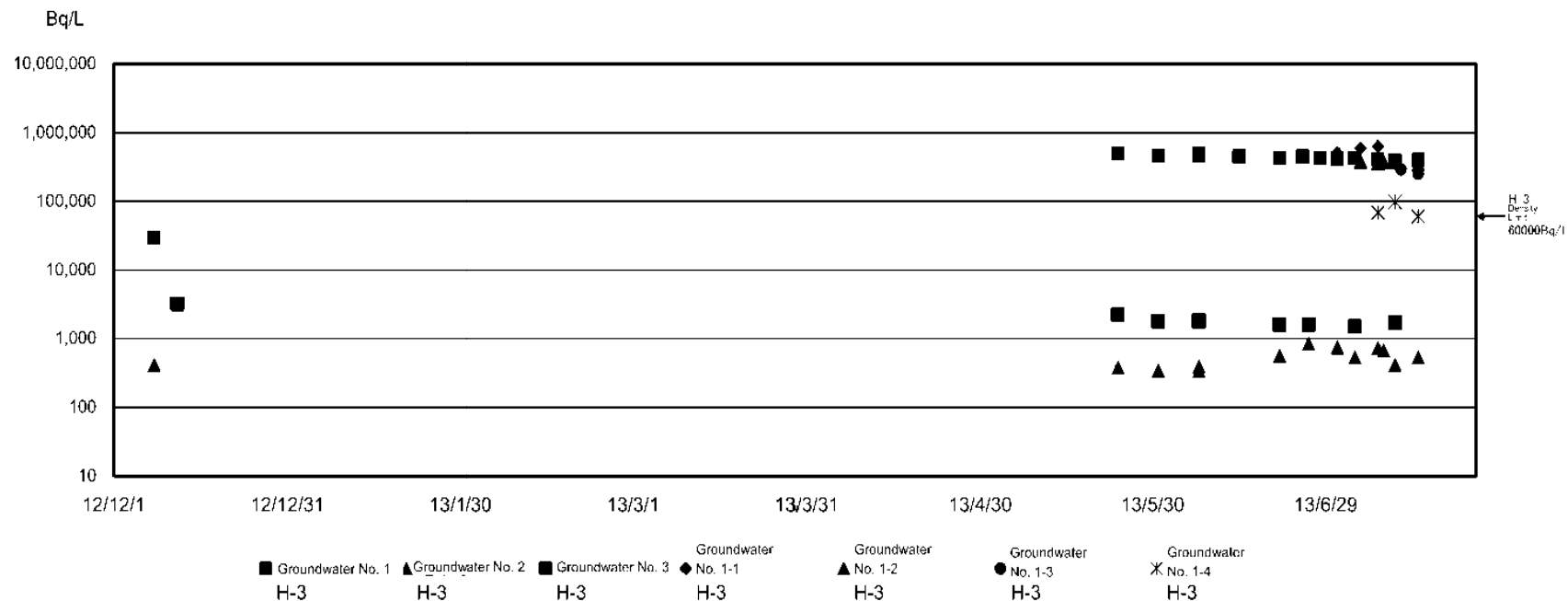
Trends in Radioactive Material Concentration in Seawater in the Port

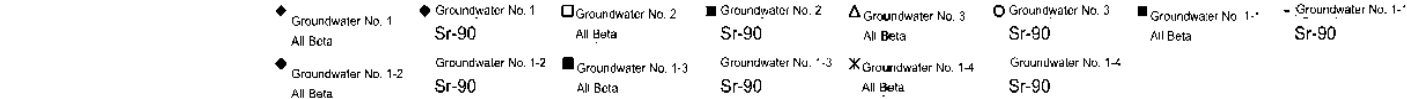




Trends in Groundwater Tritium Concentrations


Reference B


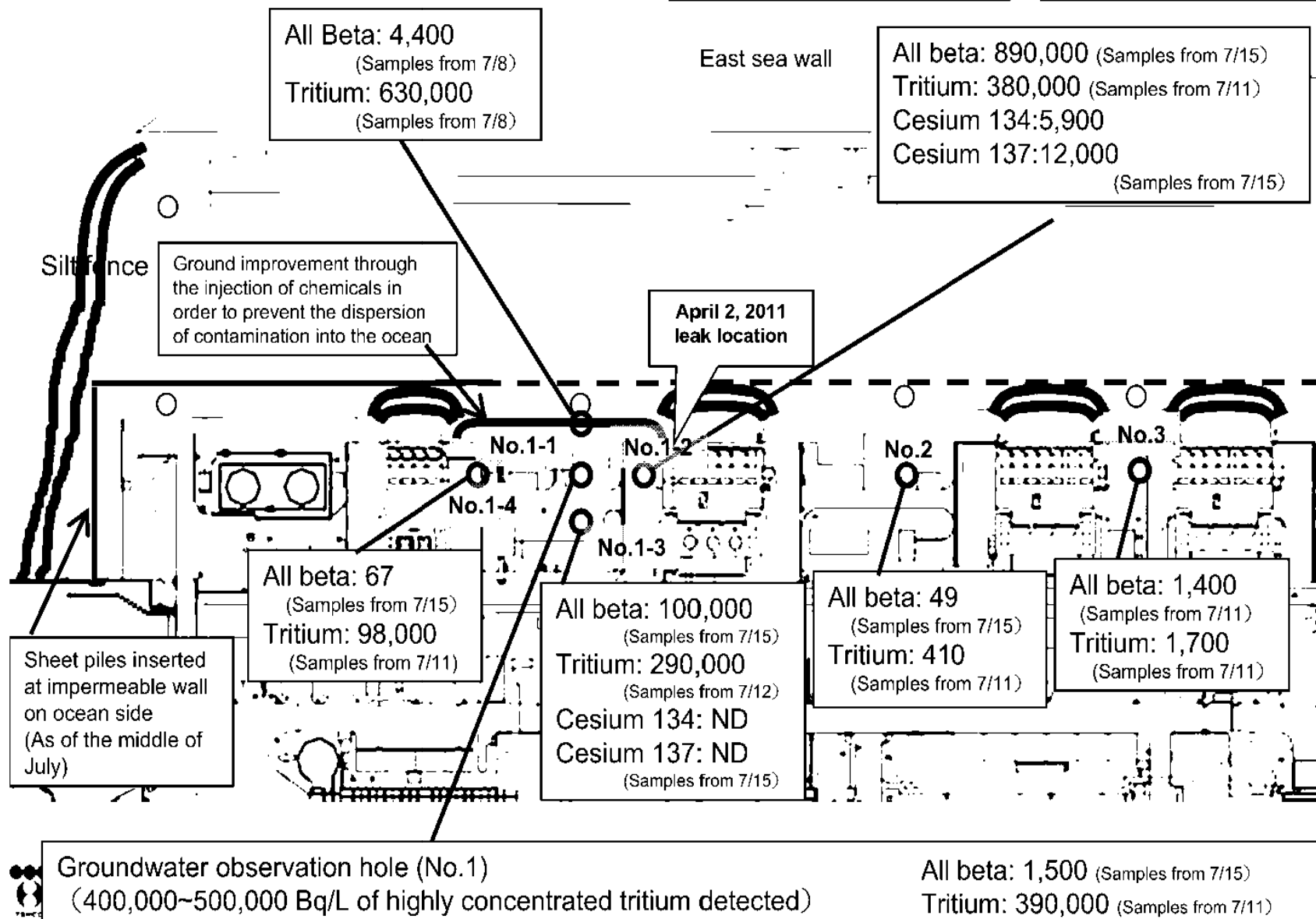




Groundwater Measurements from East Side of Turbine Building

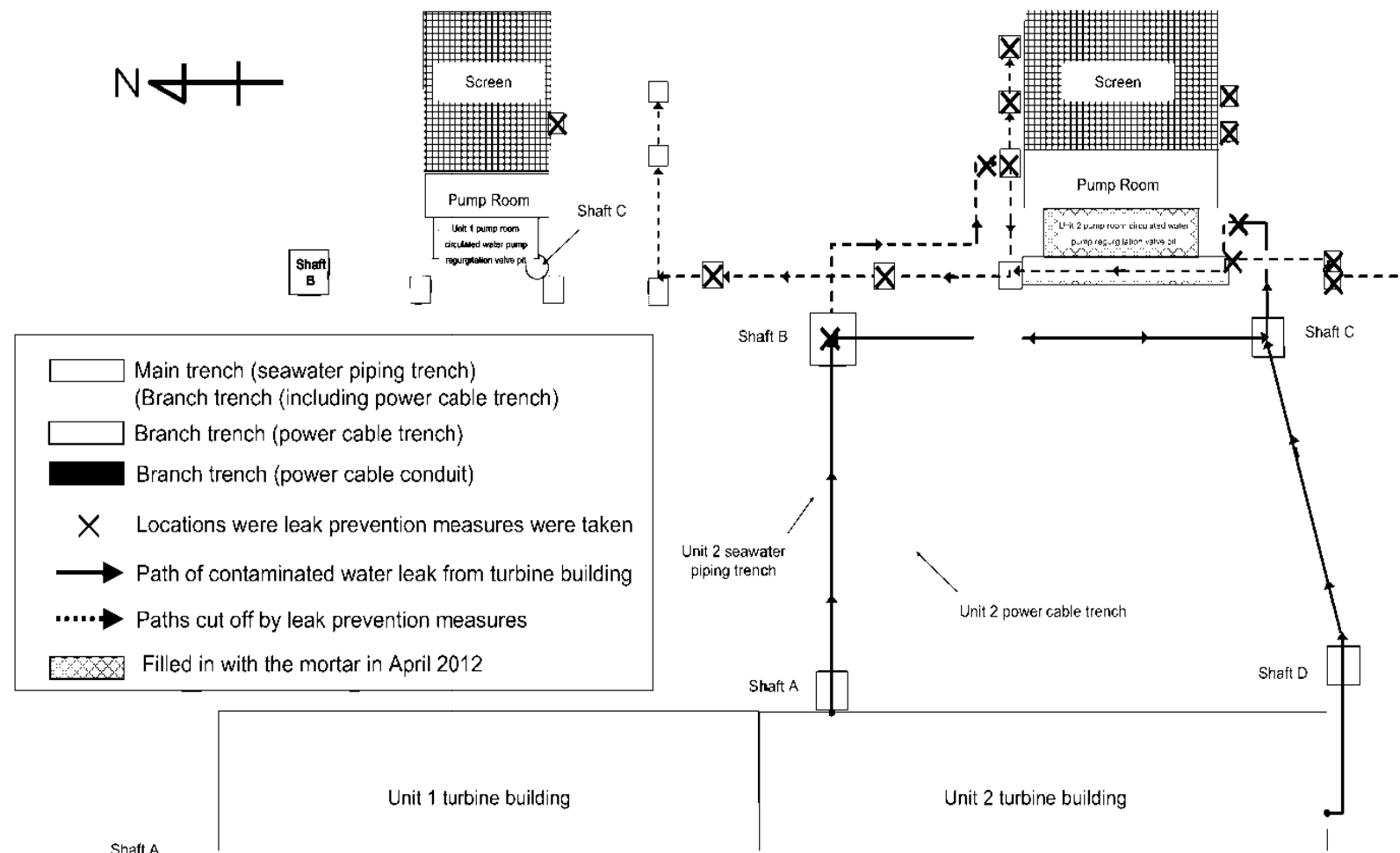
Recent measurement results (Bq/L)

 Groundwater sampling points

 Seawater sampling points


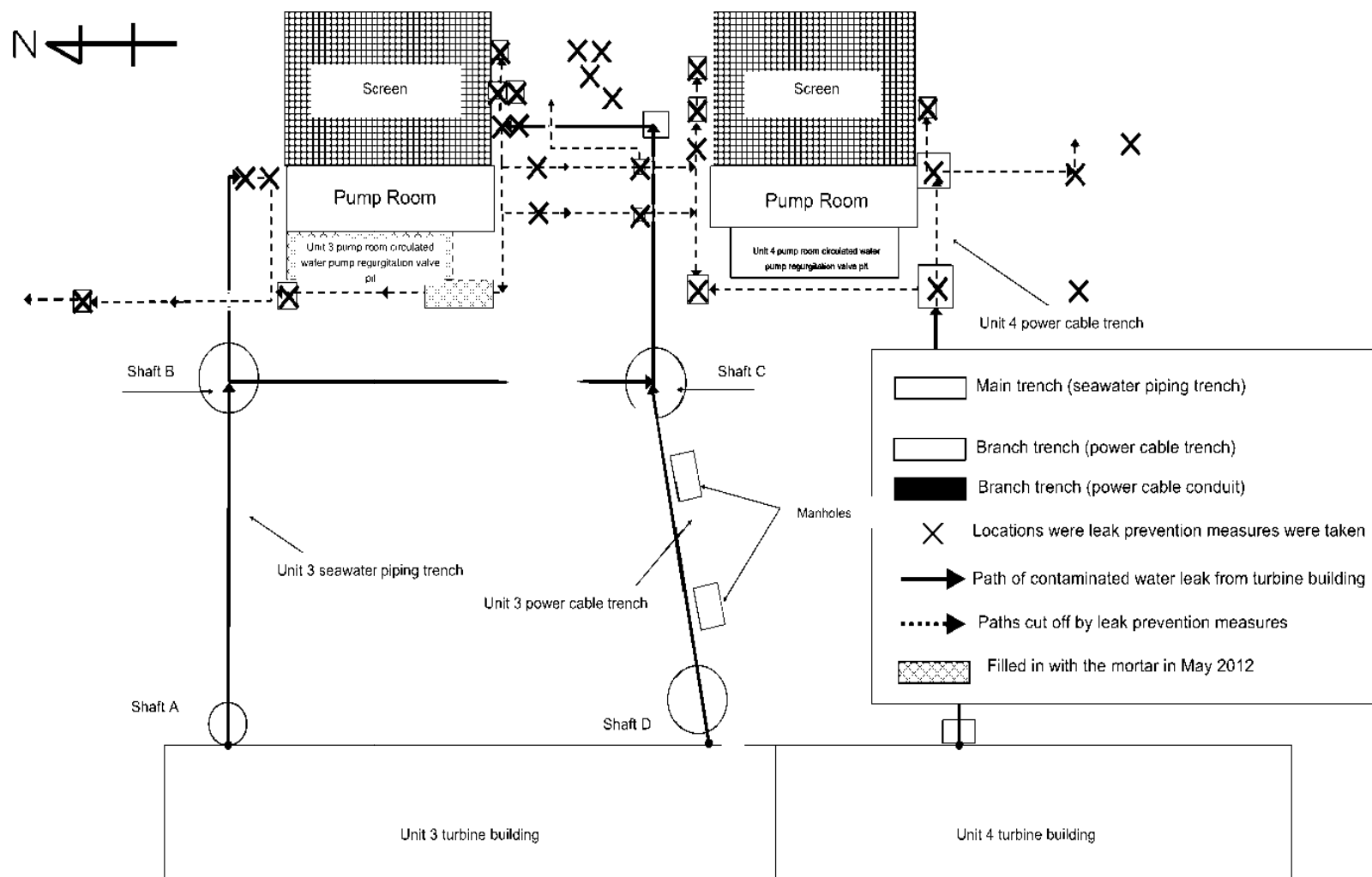
Condition of trenches in area 4m above sea level (Unit 1/2)

- The pits are basically sealed

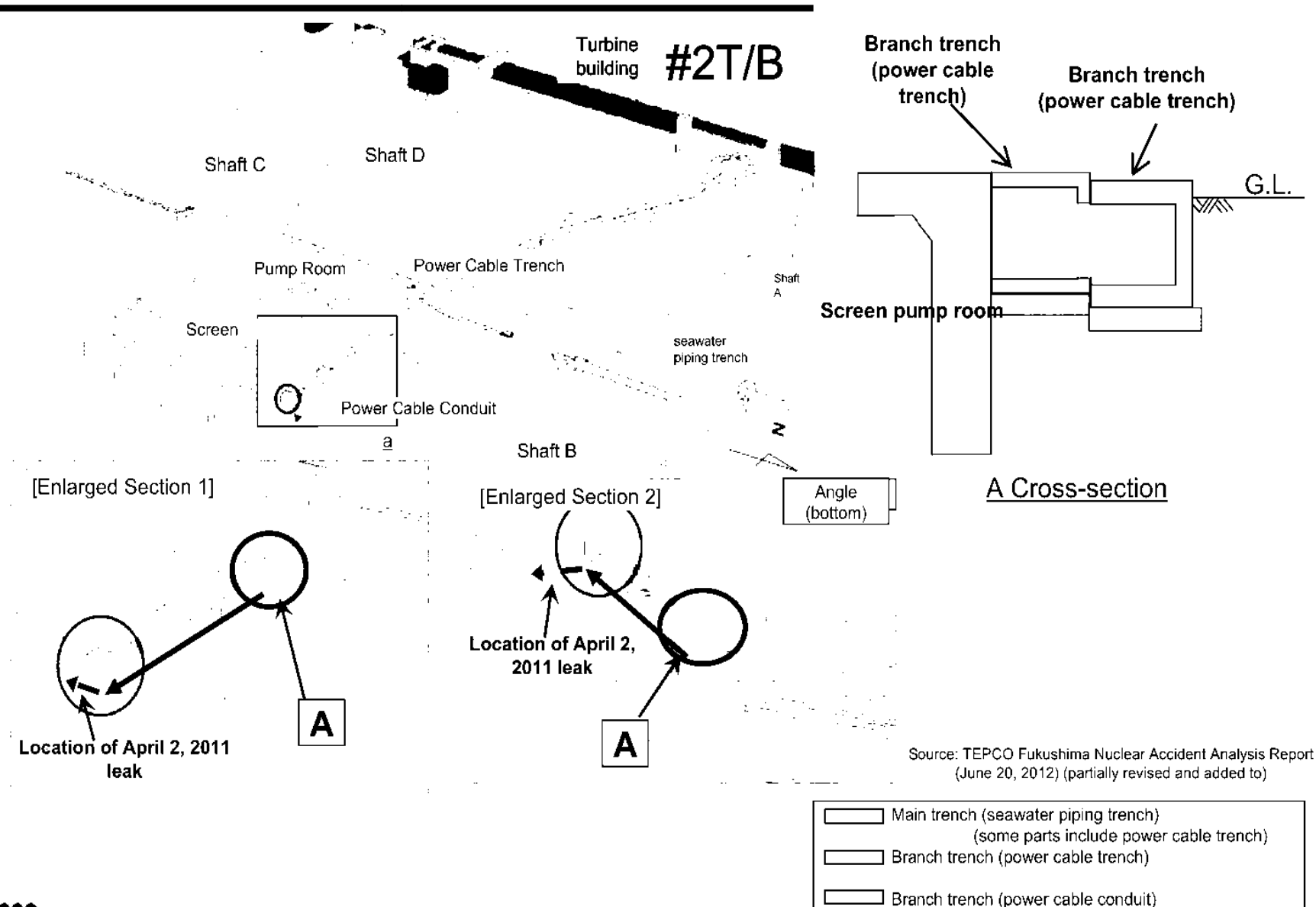


Condition of trenches in area 4m above sea level (Unit 3/4)

- The pits are basically sealed

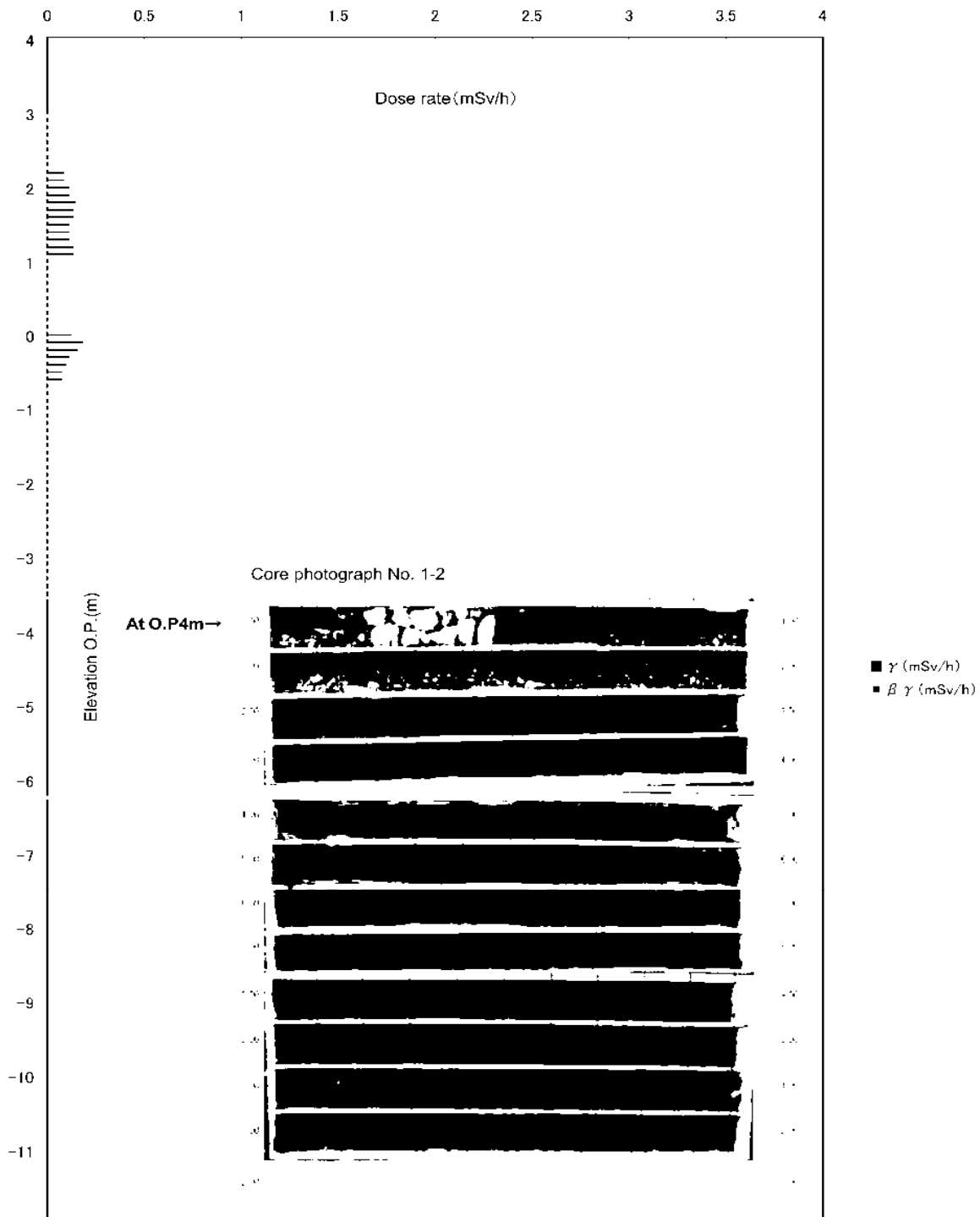


Leak locations/Estimated leak paths (Unit 2 ocean side trench location diagram)



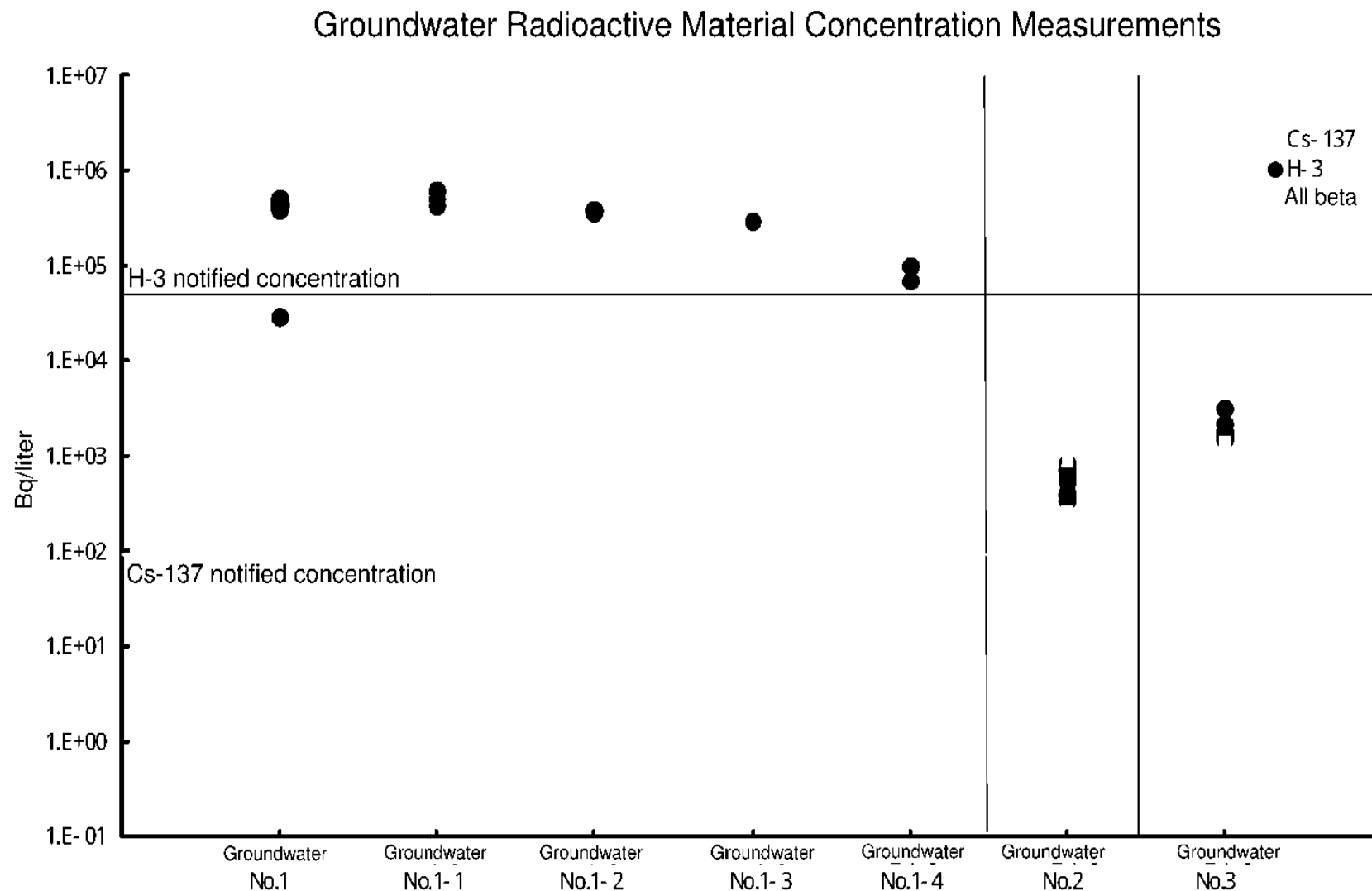
Dose Rate Distribution for Boring Cores from Ocean Side Groundwater Observation Hole No. 1-2

Reference D



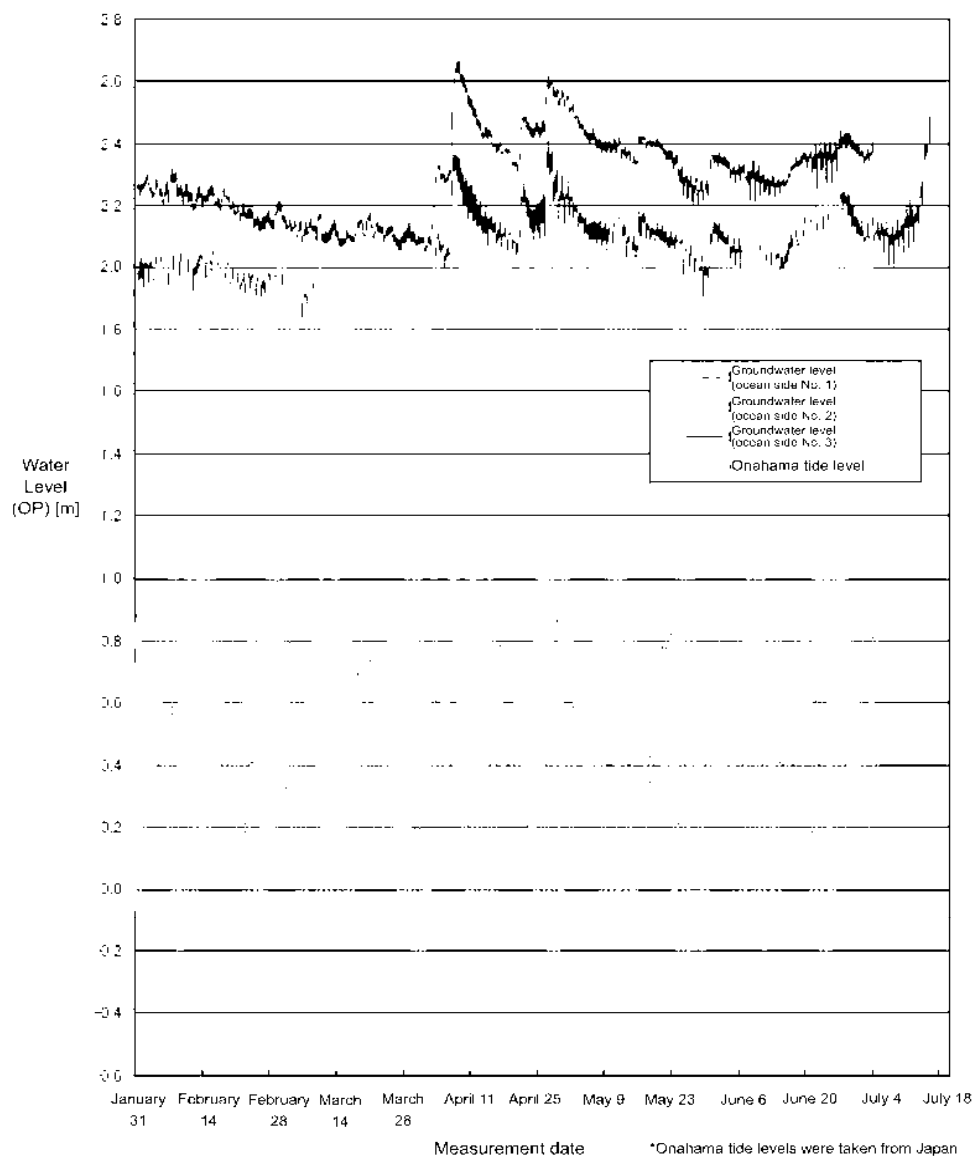
※ B.G level measurements are all 0

Groundwater Radioactive Material Concentration Measurements

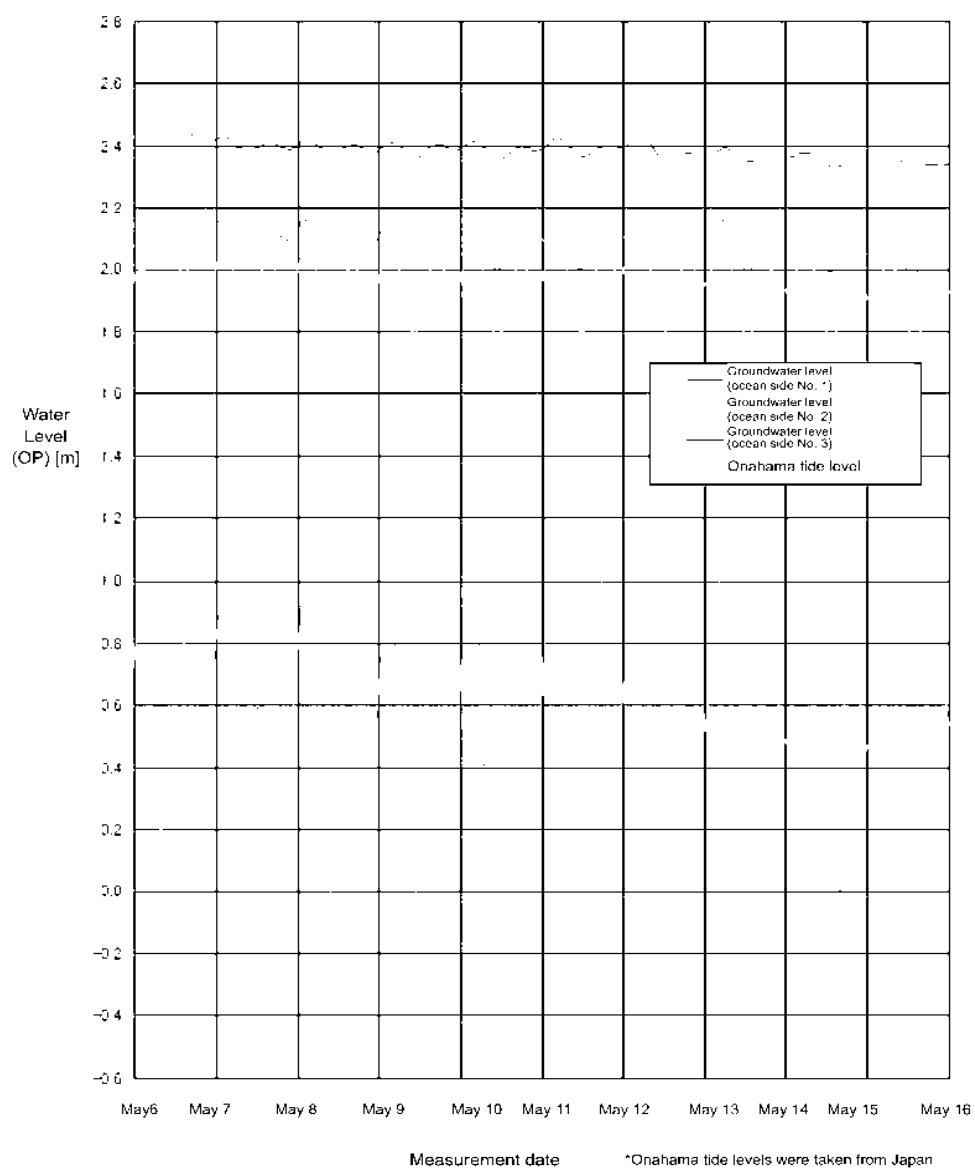


Reference F

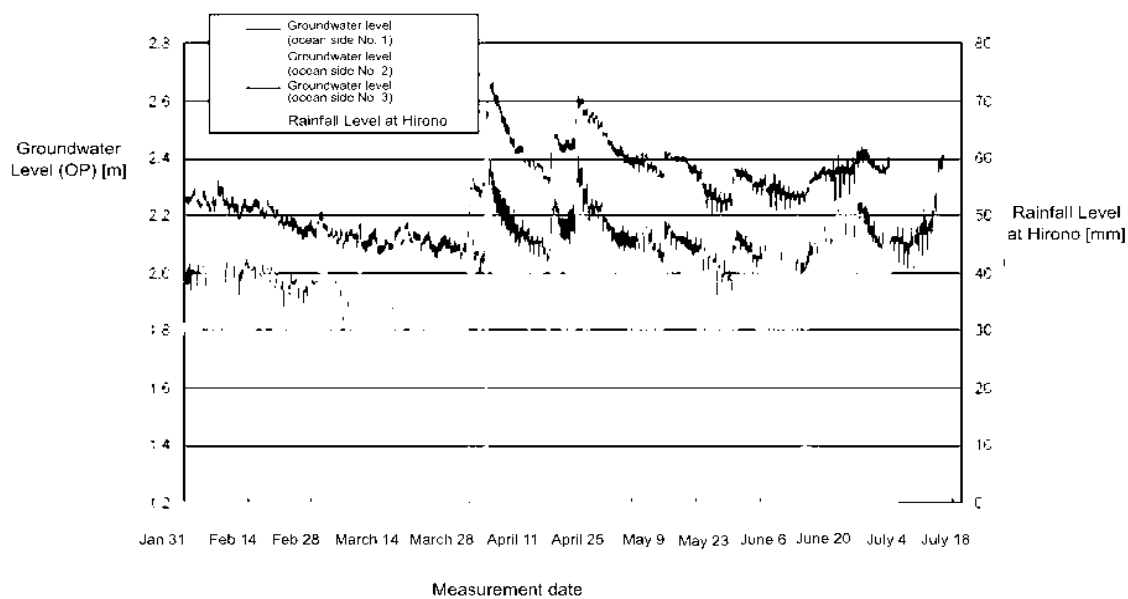
Groundwater levels in ocean-side boring holes No. 1~No. 3 and Onahama tide levels



Groundwater levels in ocean-side boring holes No. 1~No. 3 and Onahama tide levels
(Enlarged Version)



Groundwater levels in ocean-side boring holes No. 1~No. 3 and Rainfall levels at Hirono



Water Levels inside Groundwater Observation Holes

Reference G

	Water level inside groundwater observation holes (OP:m) (Note 1)			
	No. 1－1	No. 1－2	No. 1－3	No. 1－4
10:00 AM July 9	1.80	1.82	—	1.83
10:00 AM July 11	1.91 (Note 2)	1.91	1.96	1.94
10:00 AM July 16	1.94 (Note 2)	2.22	2.22	2.25

Note 1: Values for water levels inside holes are provisional since the standard elevation of observation holes is being confirmed

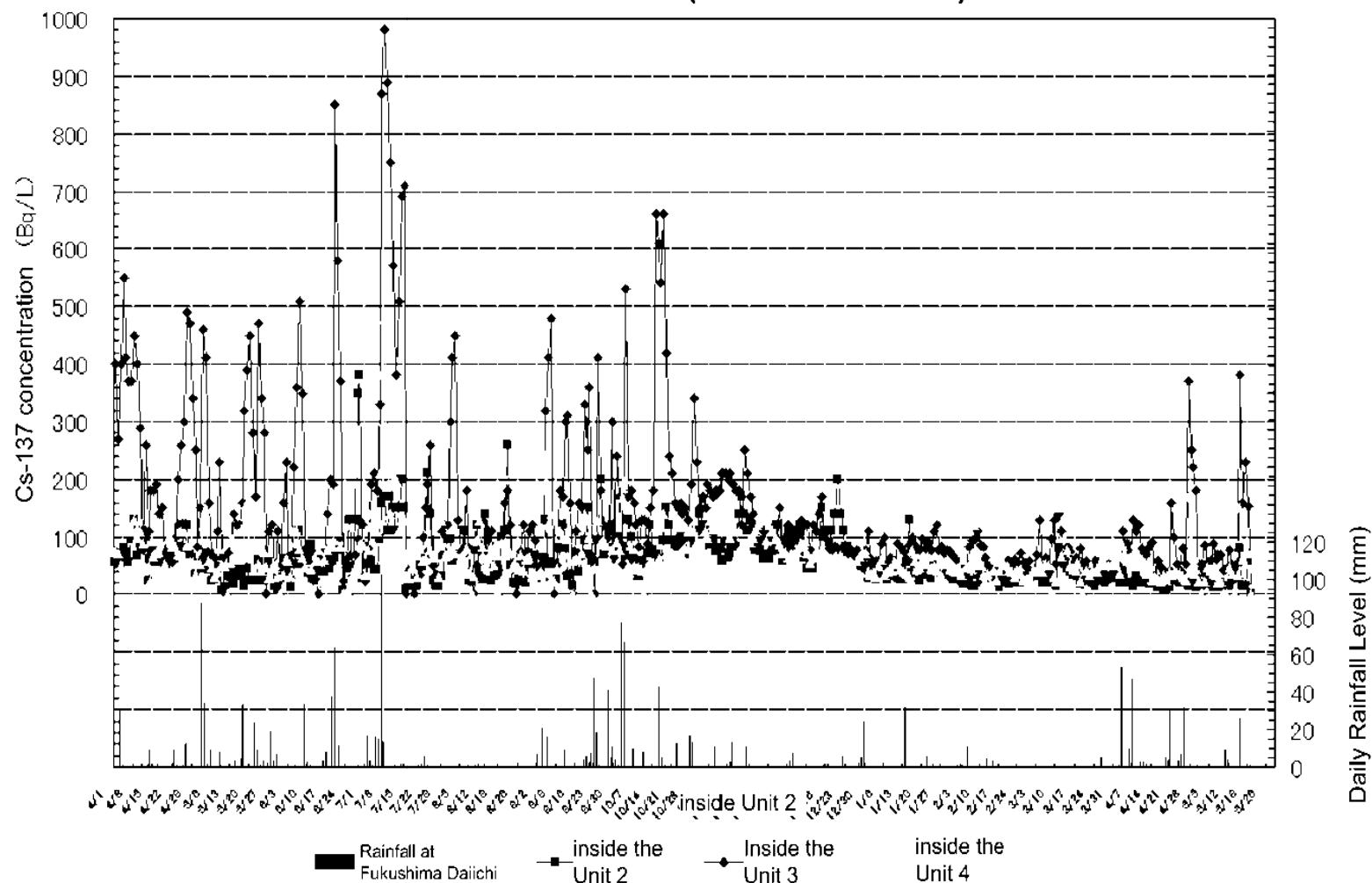
Note 2: Measurements taken after July 11 used for reference since No. 1-1 is within the area subjected to chemical injections



Correlation Between Rainfall and the Concentration of Cesium inside the Silt Fence

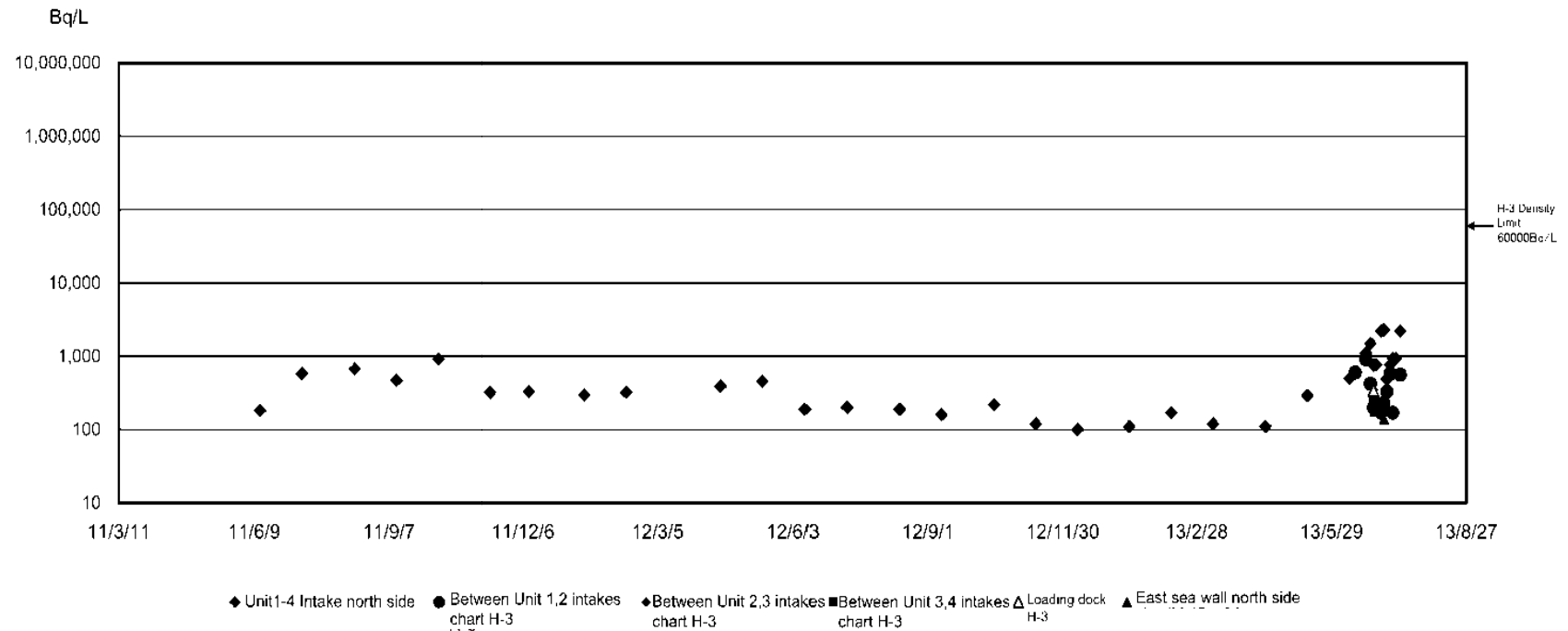
Reference H

Concentration of Cs-137 inside Fukushima Daiichi Unit 2,3,4 Silt Fence on Ocean Side
+ Rainfall Level (Fukushima Daiichi)

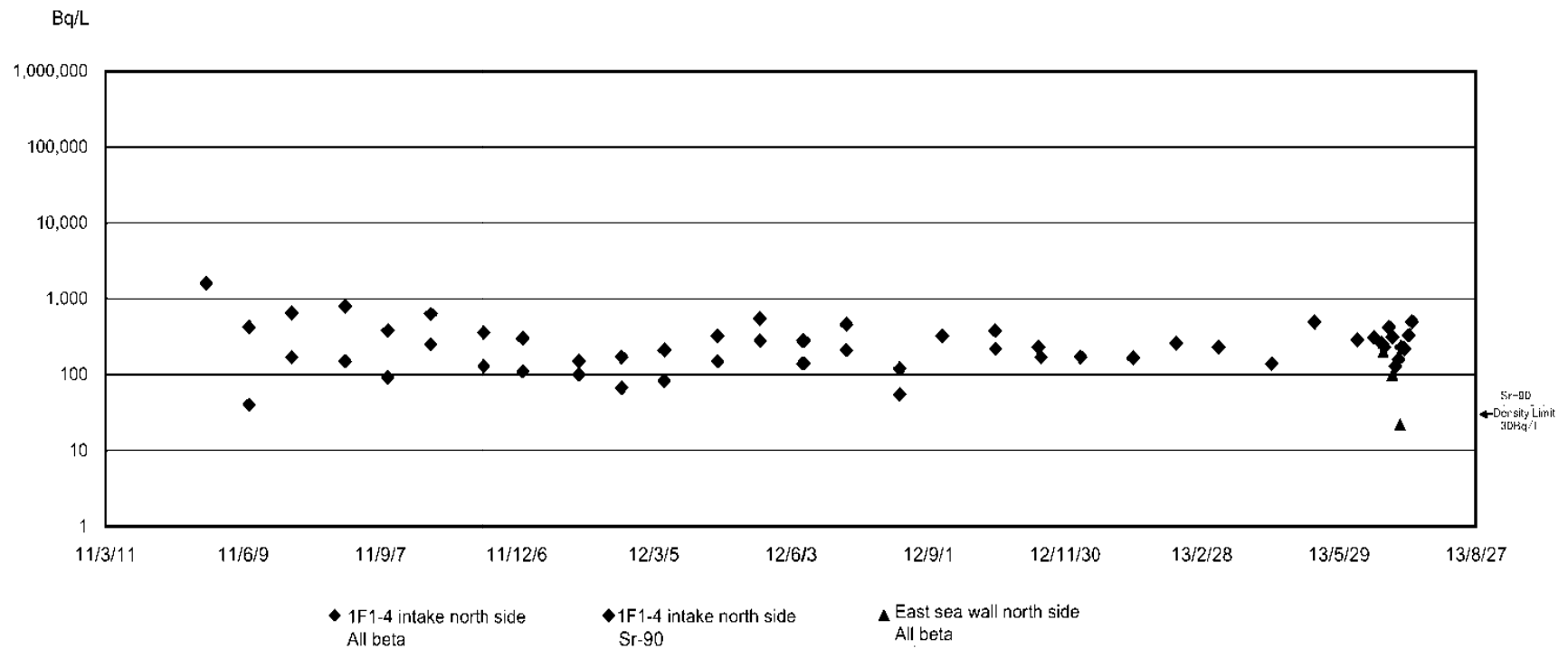


Trends in tritium concentration in seawater

Reference I

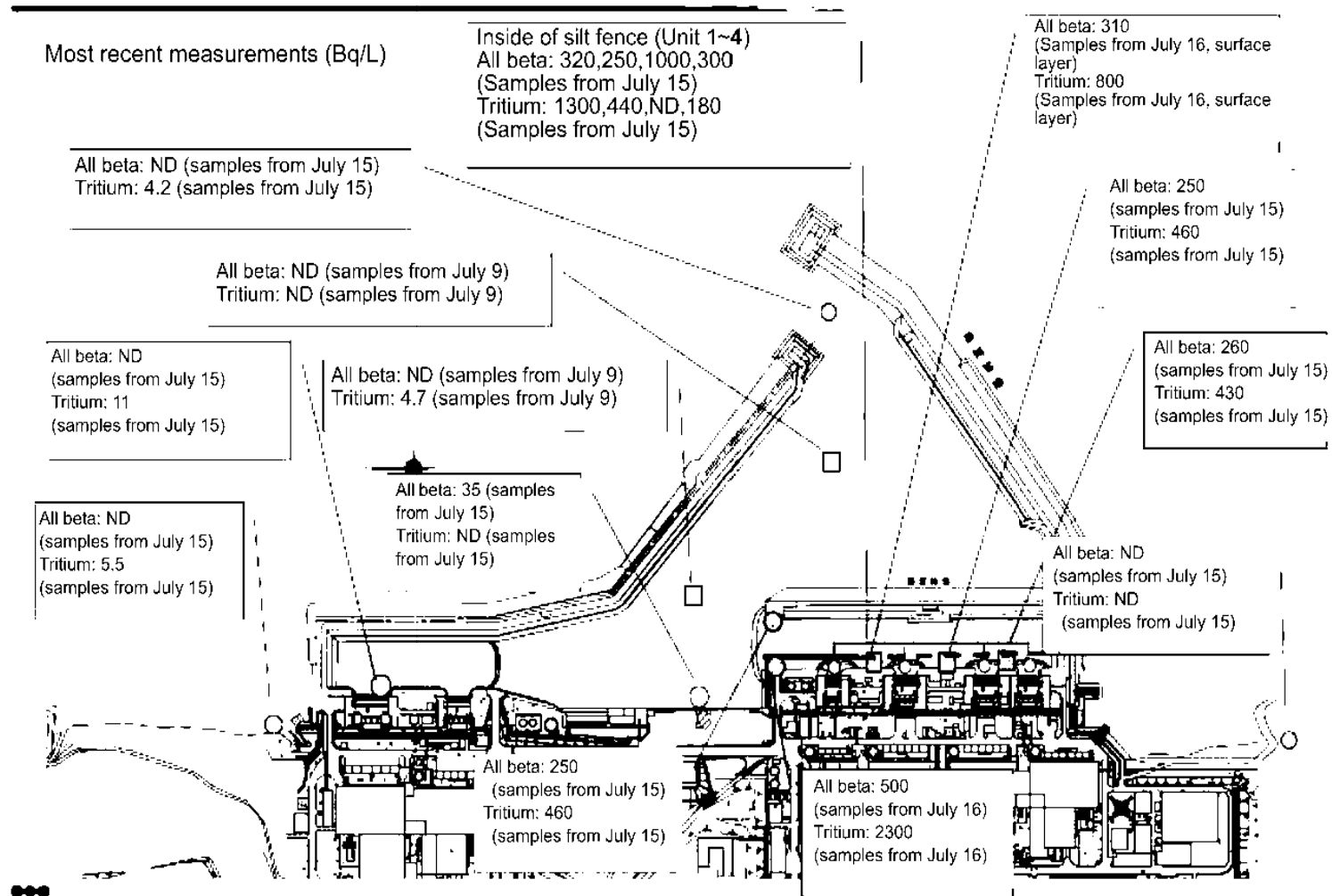


Trends in all beta, strontium concentrations in seawater

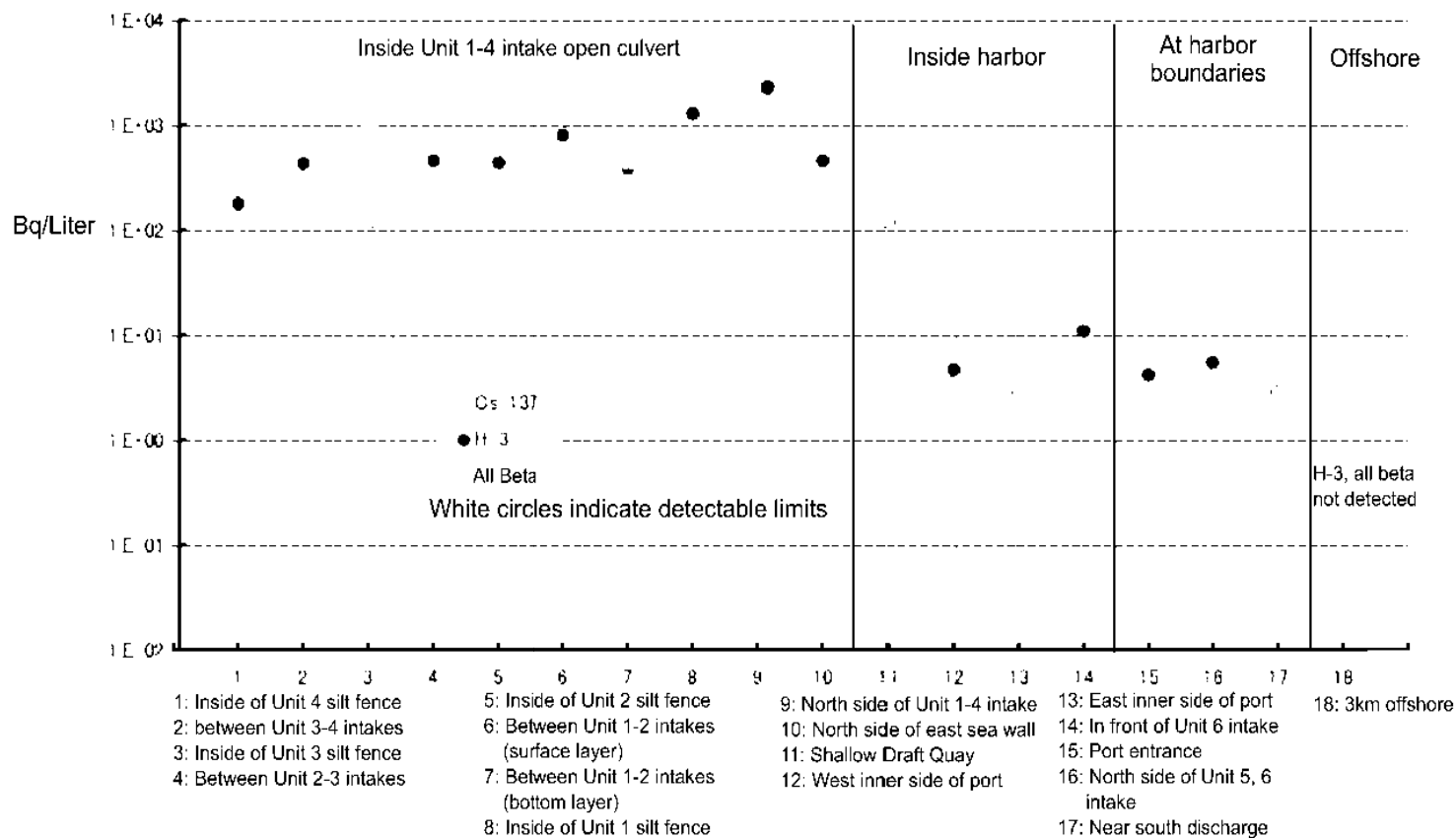


Seawater Measurements from inside and outside the Port

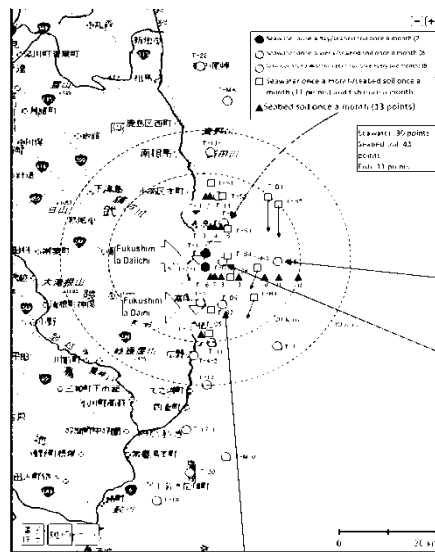
Reference J



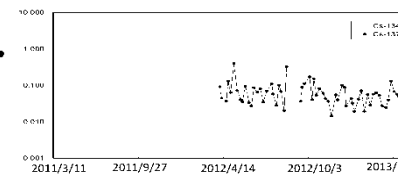
Radioactive Material Concentration Measurements for Seawater



福島第一原子力発電所周辺海域の海水中放射性セシウム濃度の経時変化

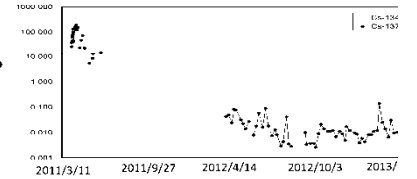


3km offshore of Ukedogawa (T-D1) Top layer seawater radiation conc



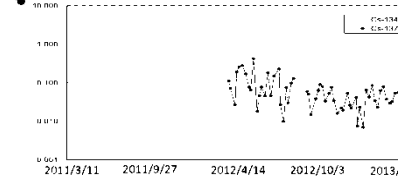
Neither tritium nor all beta were detected

15km offshore of Fukushima Daiichi site (T-5) Top layer seawater radiation concentration (Bq/L)



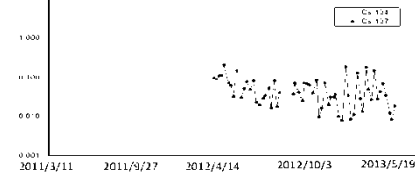
Neither tritium nor all beta were detected

3km offshore of Fukushima Daiichi site (T-D5) Top layer seawater radiation concentration (Bq/L)



Neither tritium nor all beta were detected

Fukushima Daiichi 3km offshore of site (T-D9) Top layer seawater radiation concentration (Bq/L)

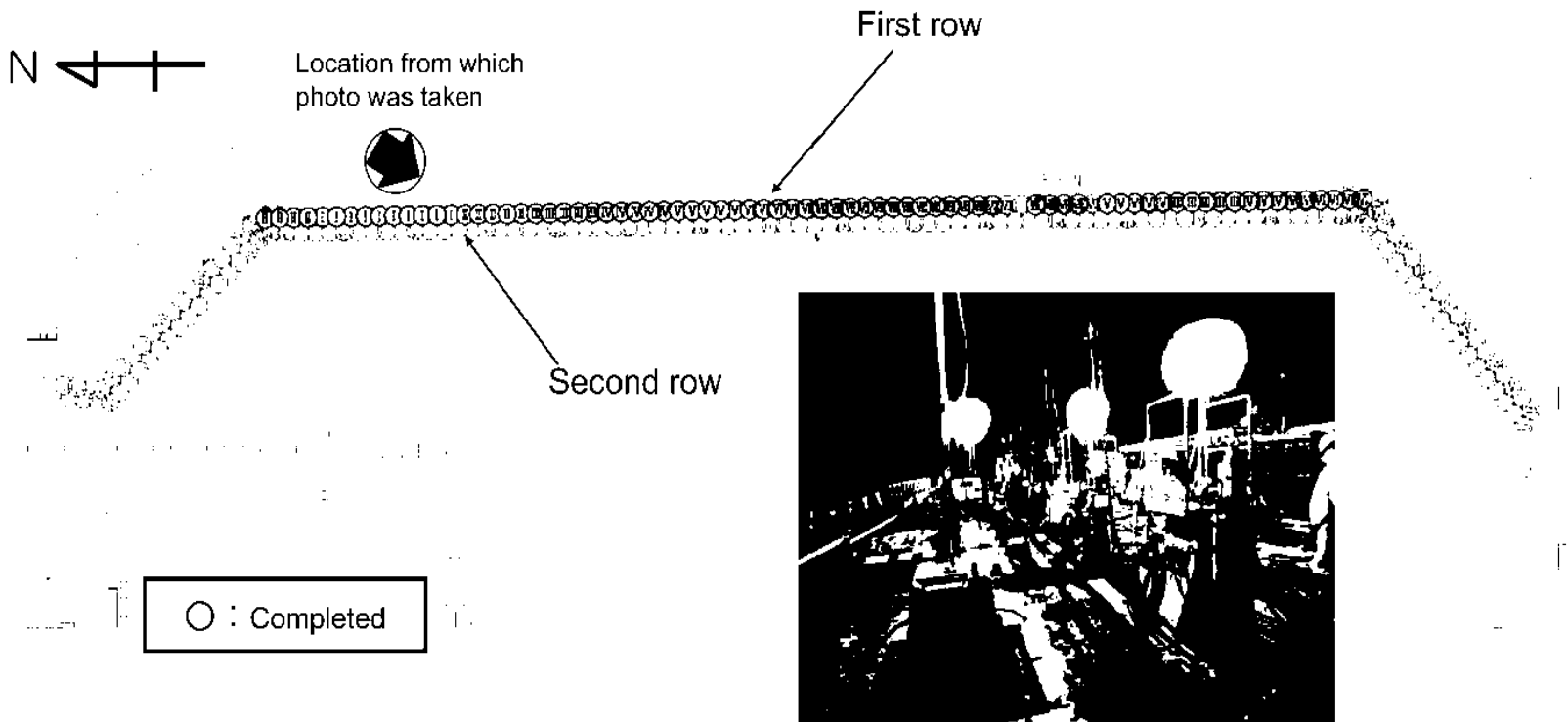


Cs-134 Density Limit:60Bq/L
Cs-137 Density Limit:90Bq/L
H-3 Density Limit:60000Bq/L

Progress Status of Ground Improvements behind Bank Protection

Progress Status of Ground Improvements behind Bank Protection

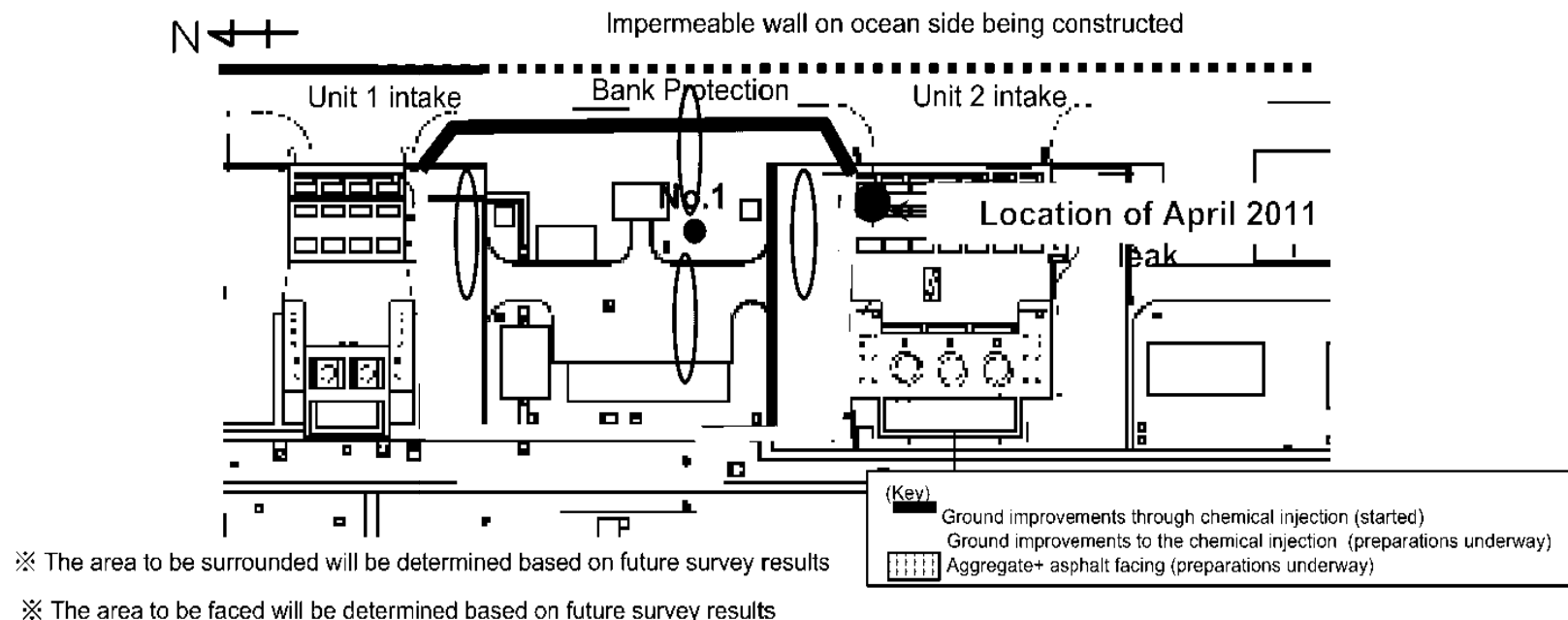
- Ground improvements commenced on July 8.(Work times: 7 PM to 7 AM)
- As of the morning of July 21, 75 injections have been completed (first round: 117, second round: 114 for a total of 231 injections)
- First row should be completed around July 25. Second row should be completed around August 10.



Additional Countermeasures behind the Bank Protection

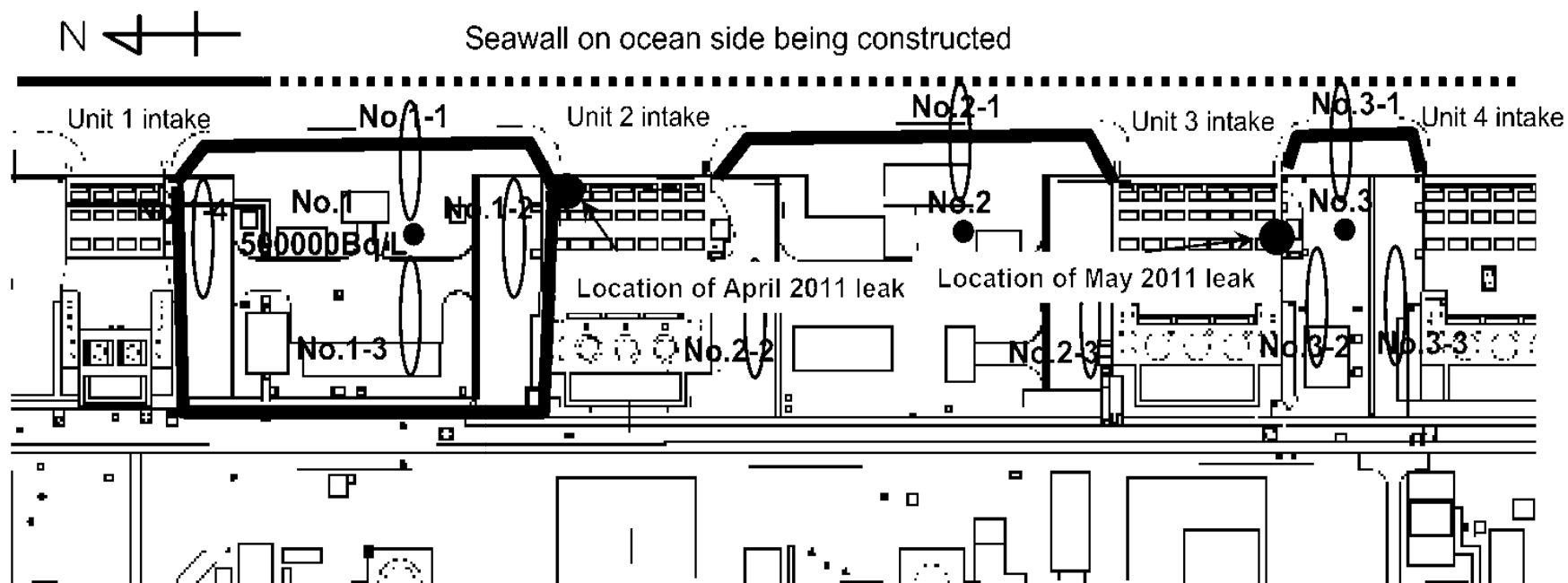
(1) Additional countermeasures between unit 1-2 intakes

- Ground improvements commenced on July 8
- After completion of current chemical injections the range of chemical injections will be expanded behind the seawall to surround the mountainside and effort to suppress the dispersion of radioactive materials.
- The location of chemical injections needs to be considered due to obstacles on the mountainside, such as buildings and pipes, etc., but surrounding of the mountainside should be completed by the end of October (details to be deliberated)
- Preparations are being made to apply facing consisting of an aggregate layer and asphalt to the surface of the ground after the mountainside is surrounded by ground improvements in order to prevent the infiltration of rainfall.



(2) Additional Countermeasures for between the Unit 2-3 intakes/Unit 3-4 Intakes

- Preparation and deliberation of ground improvements through chemical injections such as those being implemented between the Unit 1-2 intakes are underway.



(Key)

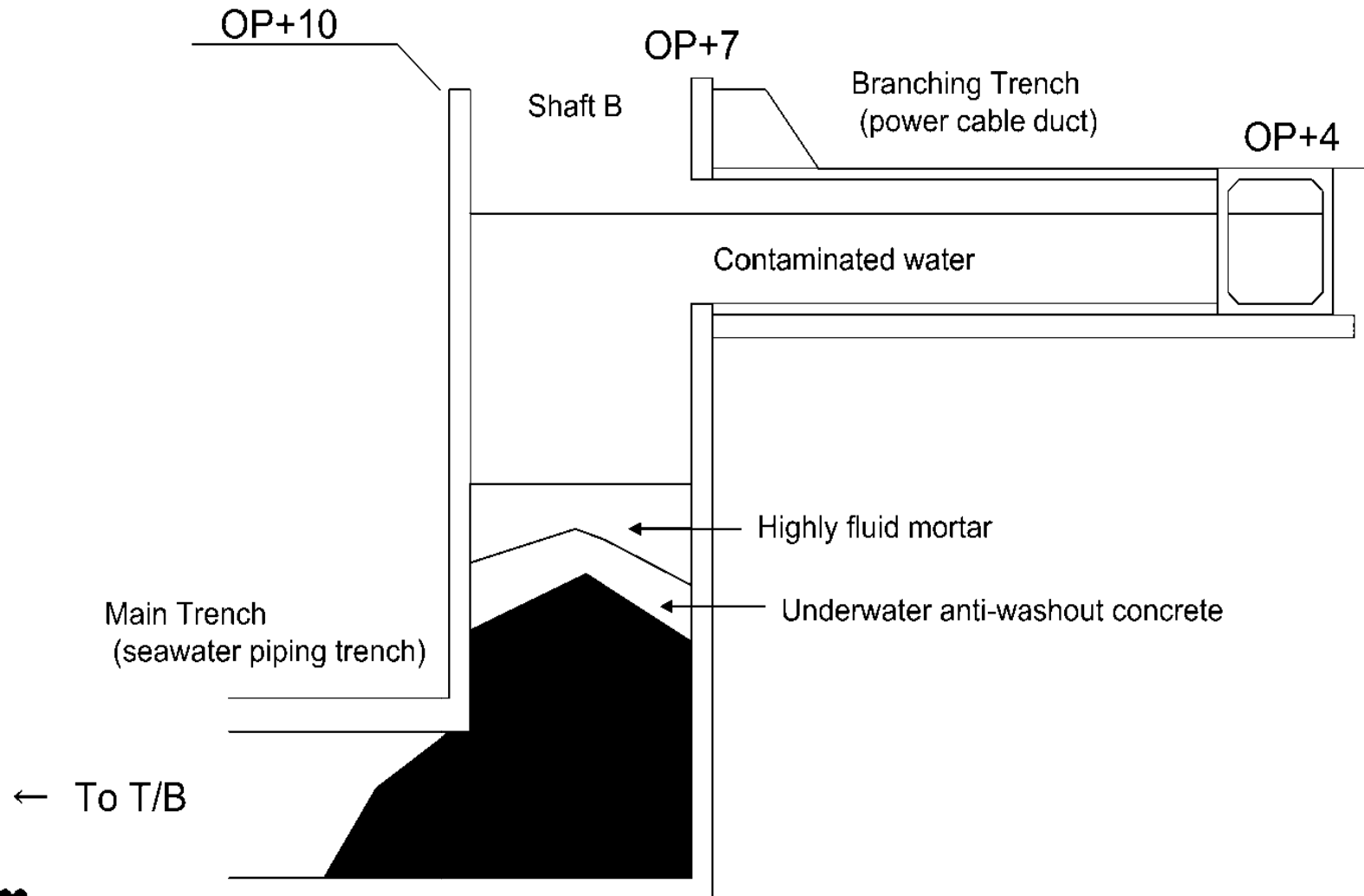
■ Ground improvements through chemical injection (behind seawall between Units 2-3 and 3-4)

Branch Trench (Power Cable Duct) Sealing Plan

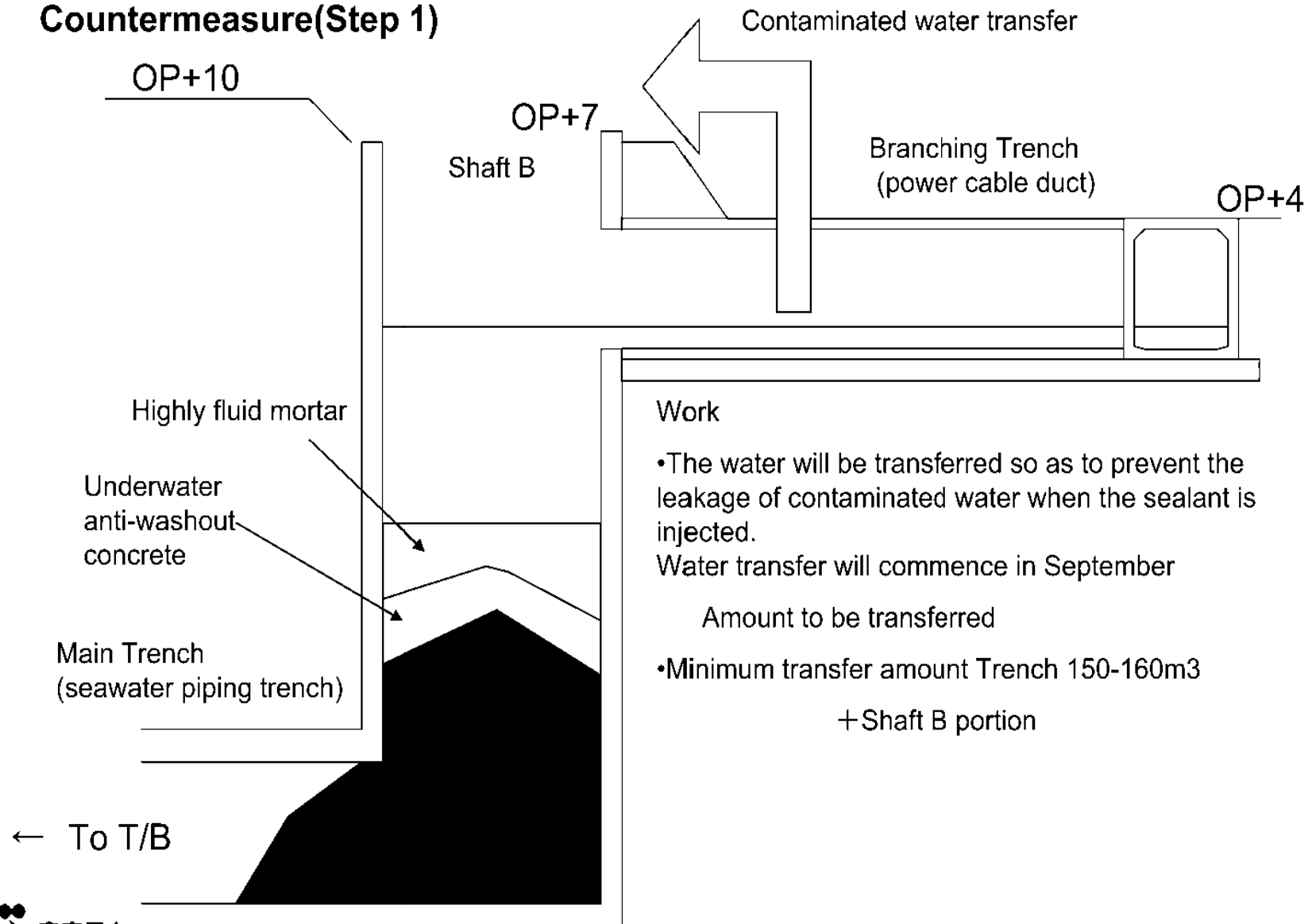


Sealing the Branching Trench (Power Cable Duct)

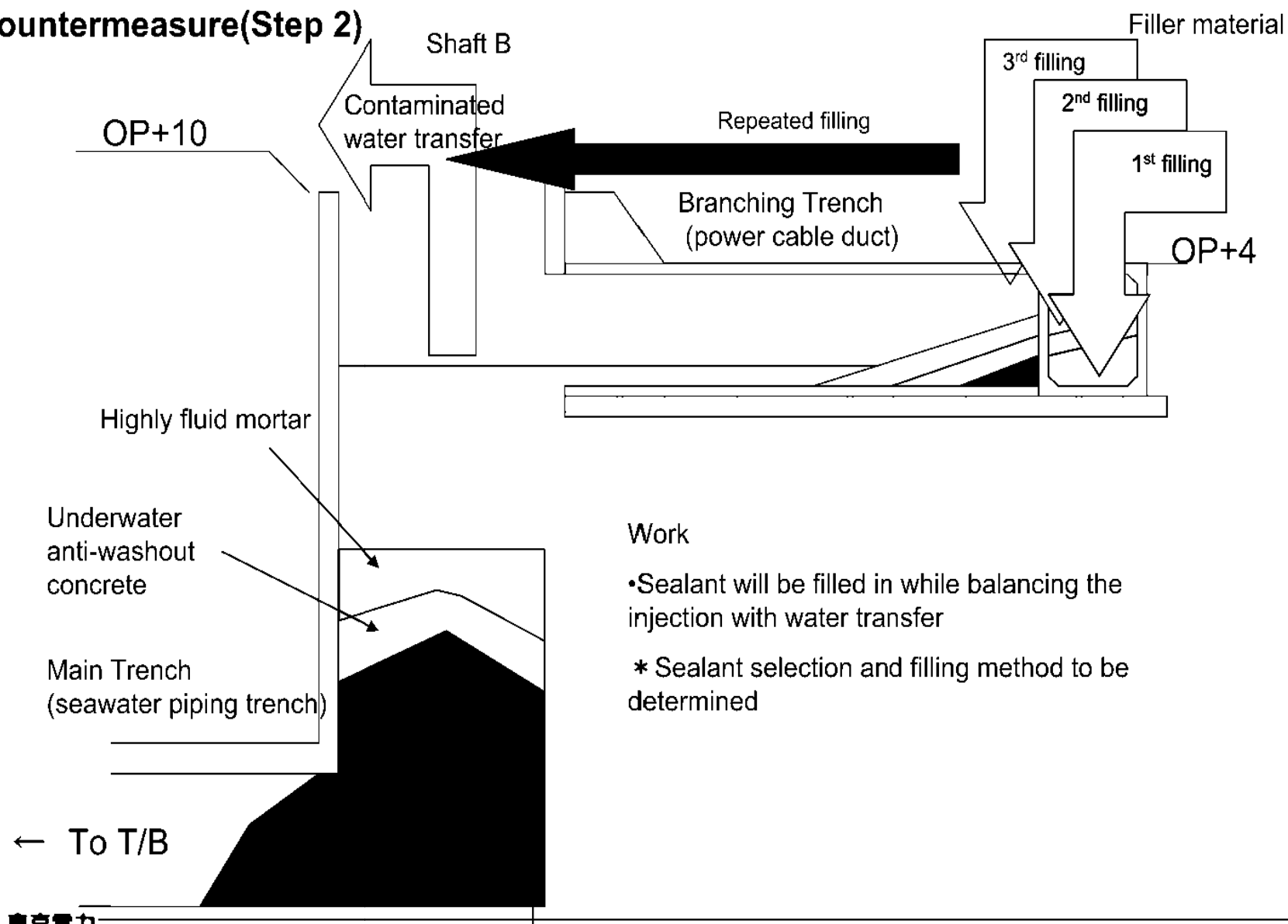
Current State



Countermeasure(Step 1)



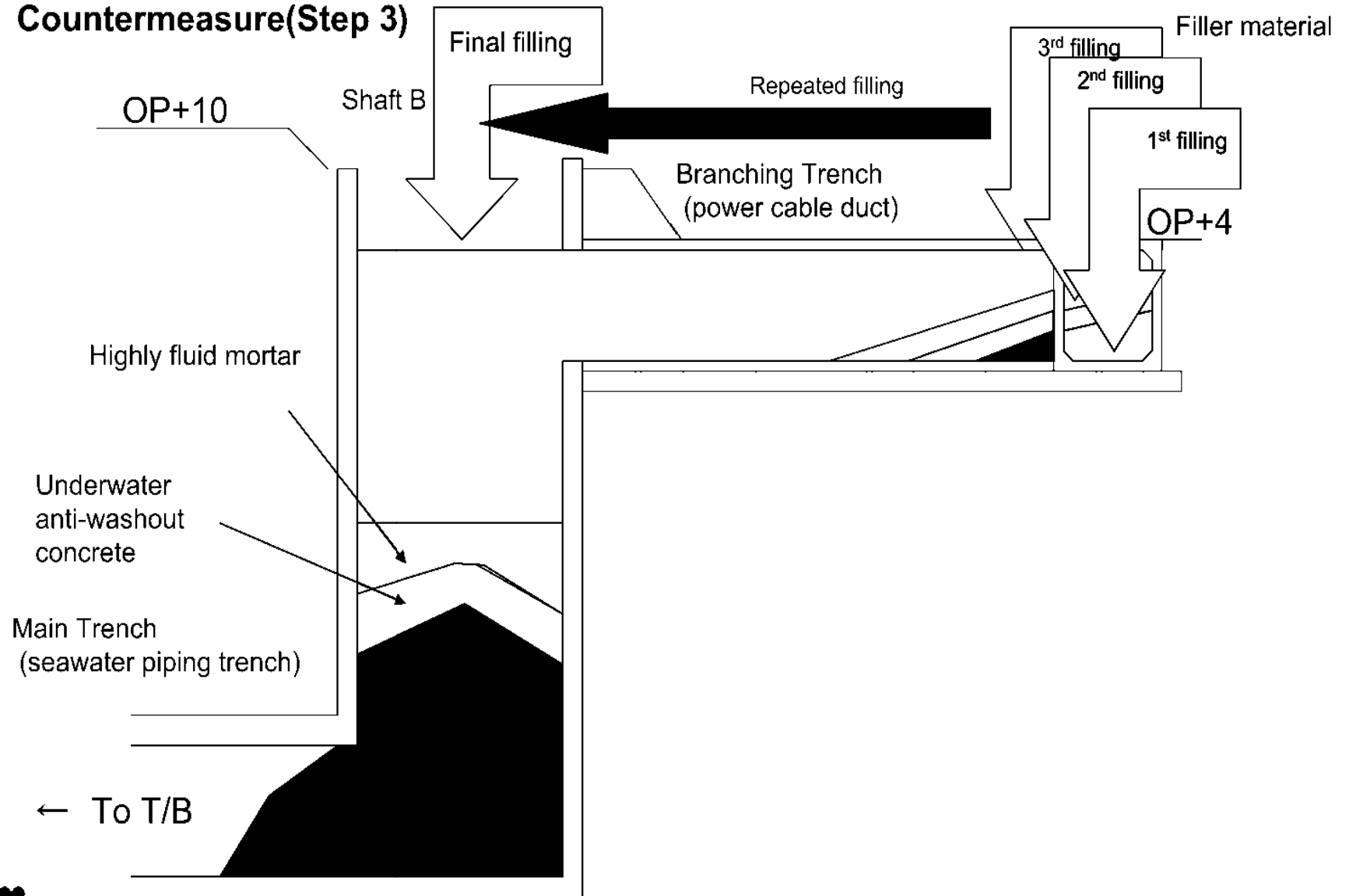
Countermeasure(Step 2)



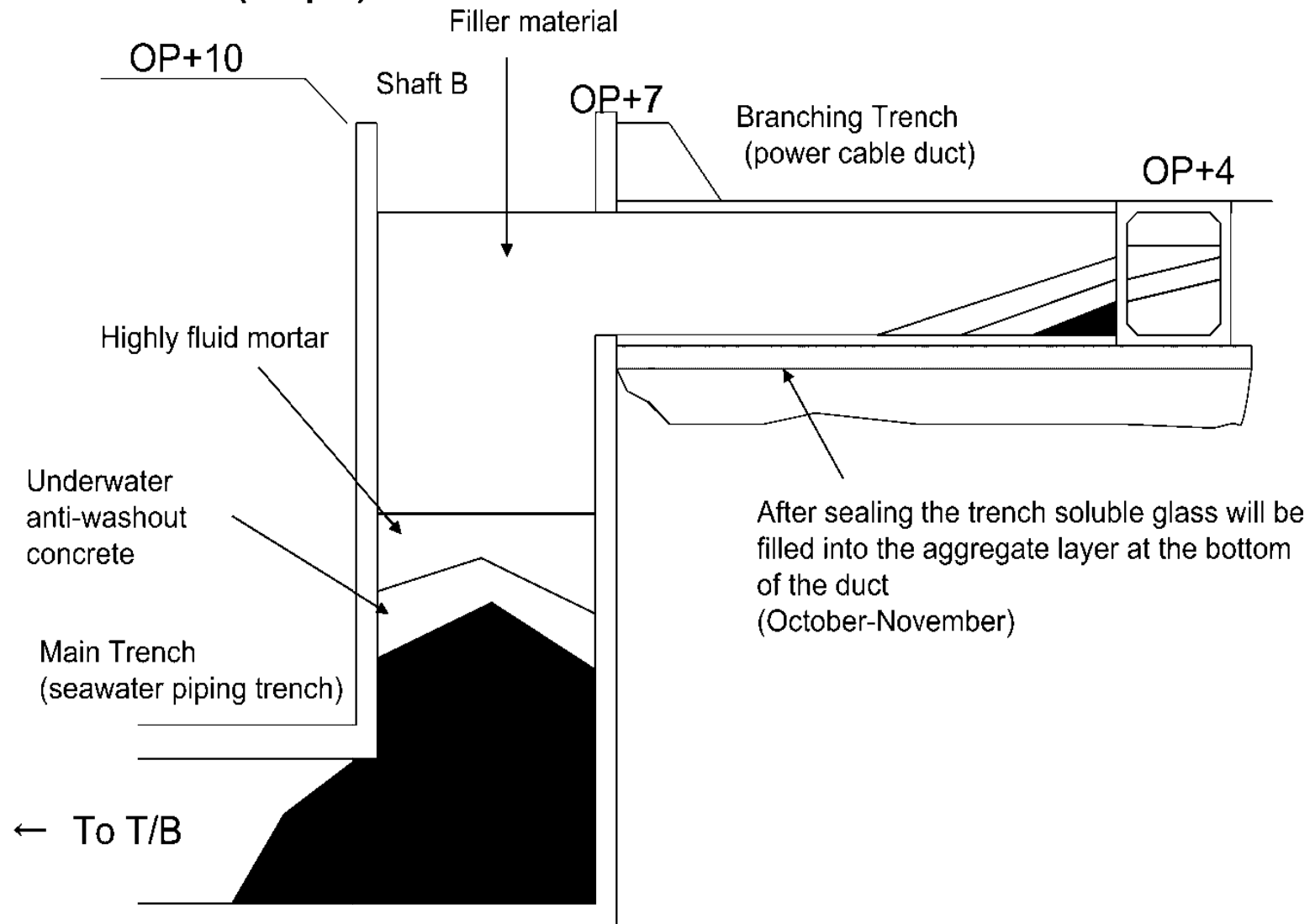
Work

- Sealant will be filled in while balancing the injection with water transfer
- * Sealant selection and filling method to be determined

Countermeasure(Step 3)



Countermeasure(Step 4)



Concentration Reduction Measures for Contaminated Water inside the Main Piping Trench (Seawater Piping Trench)

Concentration Reduction Measures for Contaminated Water inside the Main Piping Trench (Seawater Piping Trench) (1)

<Concentration Reduction Measures>

Since the turbine building has not been waterproofed concentration reduction measures will be implemented in the form of transferring contaminated water into the turbine building from inside the trench and treating the contaminated water inside the trench.

- Transfer to the turbine building

If the concentration of contaminated water inside the trench is higher than that of the turbine building it is possible to reduce the concentration of contaminated water by transferring it to the turbine building

(Reducing concentration by transferring contaminated water from the trench into the turbine building)

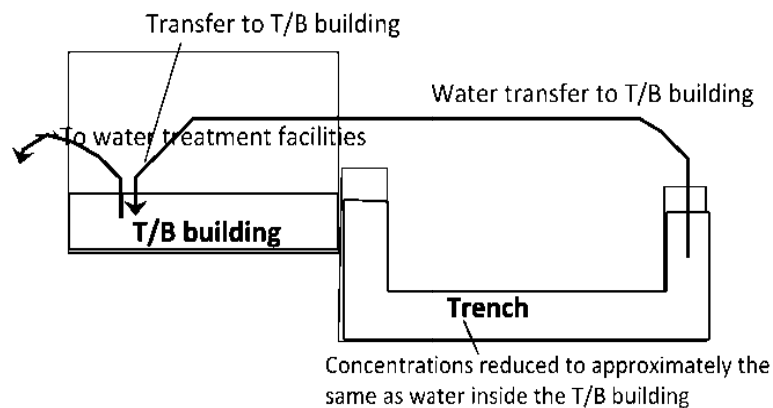
- Transferred to water treatment facilities (existing facilities) and treating contaminated water

Along with transferring contaminated water to the turbine building it is possible to reduce high concentrations inside the trench. This requires some adjustments since the current flow contaminated water is going a different way.

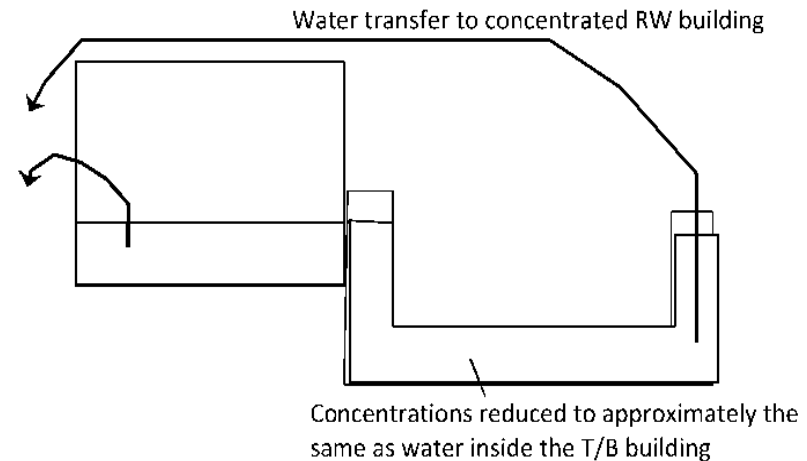
- Installation of treatment equipment and treating contaminated water

A closed system where contaminated water is removed from the shaft treated with treating equipment (additional) and then returned to the shaft will be created.

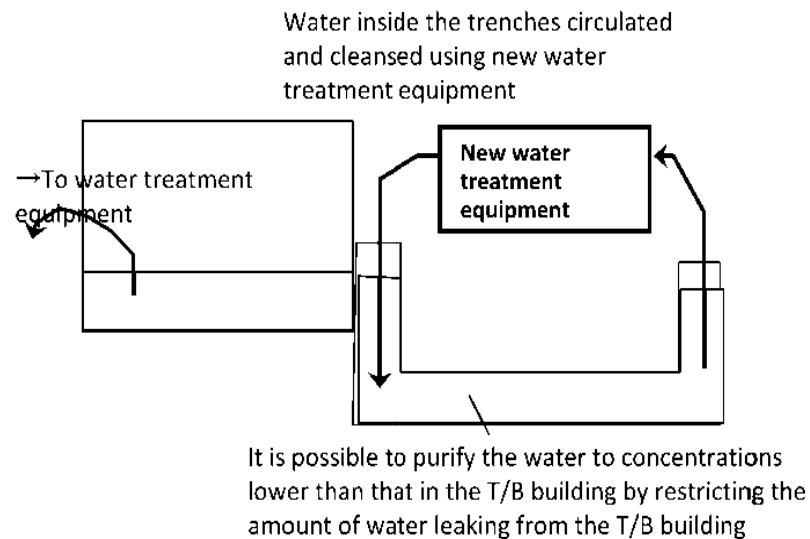
Concentration Reduction Measures for Contaminated Water inside the Main Piping Trench (Seawater Piping Trench) (2)



Transferred to turbine building



Transferred to water treatment facilities (concentrated RW building)



Additional installation of equipment for treating water inside the trench

Concentration Reduction Measures for Contaminated Water inside the Main Piping Trench (Seawater Piping Trench) (3)

Method	Characteristics	Concentration reduction limits	Assessment
T/B transfer	Increase in contamination concentrations in the turbine building (worsening of work environment)	Trench concentrations can be reduced by half or one third even if they are high and based on dose measurements it is highly probable that the concentrations in Unit 3 are high	×
	Increase exposure during piping work conducted in the high dose areas in ocean side yard		
Transfer to water treatment facilities	Transfer route in the case of connection to the Unit 4 valve unit needs to be considered, and may have impacts such as increases in doses in the concentrated RW building	Concentrations can be reduced to the same level as contaminated water currently inside the turbine building	○
	Heavy load on current water treatment equipment if the concentrations of the water being treated increase		
	Increase exposure during piping work conducted in the high dose areas in ocean side yard		
Treatment equipment installation	Sr purification possible with right media	Possible to purify the water to concentrations lower than that in the turbine building (depends on restricting the flow from the building)	◎
	Installation space these to be secured		
	Increase exposure during piping work conducted in the high dose areas in ocean side yard		

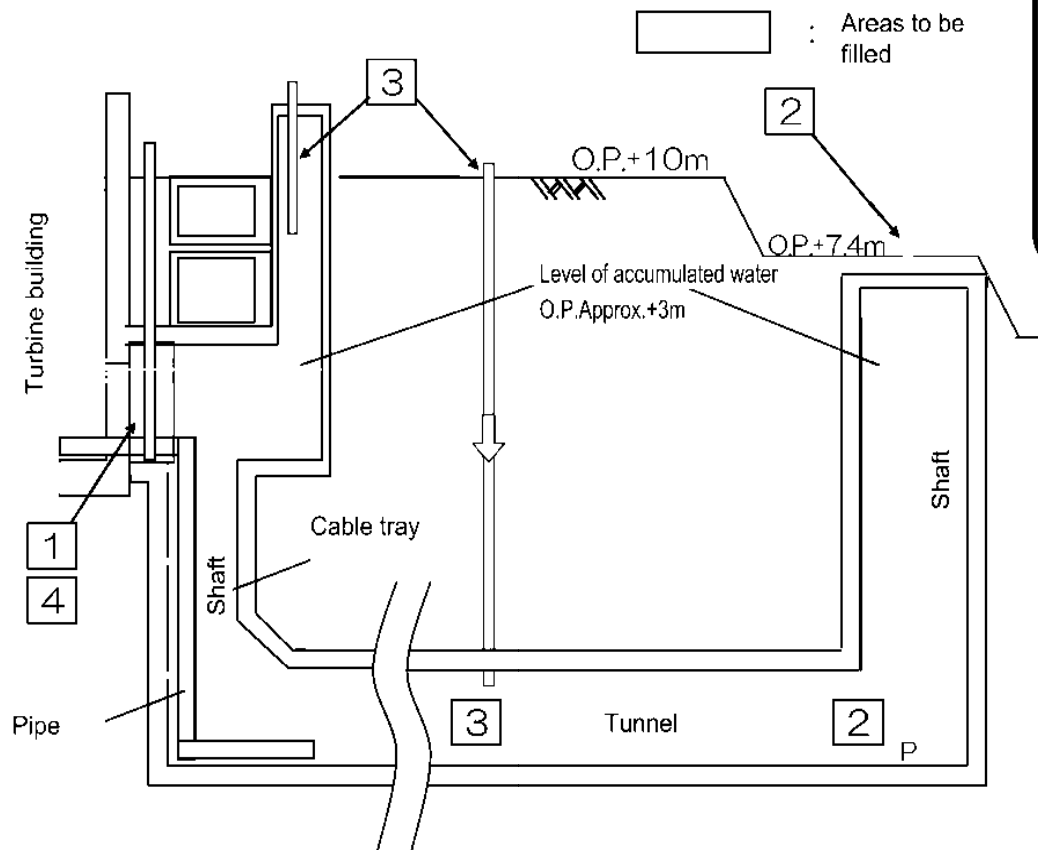
Concentration Reduction Measures for Contaminated Water inside the Main Piping Trench (Seawater Piping Trench) (4)

	July	August	September	October	November	December
<Trench Purification Equipment>	Water sampled from shaft next to Unit 3 turbine (7/10)					
1. Survey of 7M loading dock						
*Make opening						
*Sampling (Unit 2, 3)						
2. Purification equipment installation commences						
3. Water transfer equipment installed						
4. Adsorption tower manufacturing						
5. Purification equipment installed						
6. Purification commences at one plant						
7. Newly ordered purification equipment manufactured						
8. New equipment installed						
9. Purification commences at second plant						
<Transfer to water treatment equipment>						
1. Transfer pipes ordered						
2. Pipes, pumps installed						

Measures for Early Draining of Contaminated Water from Main Piping (Seawater Piping Trench)

Measures for Early Draining of Contaminated Water from Main Piping (Seawater Piping Trench)

Unit 2 work proposal



Proving method through freezing tests

1

Waterproofing the connection to the building through freezing

※ Freezing water in gaps in the earth is accepted practice, but since this water has never been directly frozen...

2

Contaminated water in the trench will be transferred

3

The trench and the shaft will be filled

4

The connection with the building will be thawed and then filled

**Schedule for draining the main piping trench (see water pipe trench)
the water (proposal)**

	July	August	September	October	November	December	January	February	March	2014
<Transfer to water treatment equipment> 1. Transfer piping ordered	[Redacted]									
2. Piping, pumps installed			[Redacted] PE pipe laying, valves, shielding installation, power							
<T/B Waterproof/filled> 1. Design/deliberation	Waterproofing (method, efficacy confirmation method, piping/concrete impact assessment, etc.), filling (method, efficacy confirmation method, etc.)									
2. Testing		Preparations	Freezing commenced				Hold Point (adequacy of waterproofing by freezing)			
3. Work on actual facilities							Connection waterproofed (Unit 2, 3)			
										▼ Water draining commences

Issues Surrounding the Early Drainage of Contaminated Water from the Main Piping Trench (Seawater Piping Trench)

The following issues must be addressed with before draining the contaminated water from the trench. Beginning in 2013 methods for waterproofing, draining, and filling the trench will be examined and the adequacy of those methods confirmed.

■ Waterproofing the connections with buildings through freezing

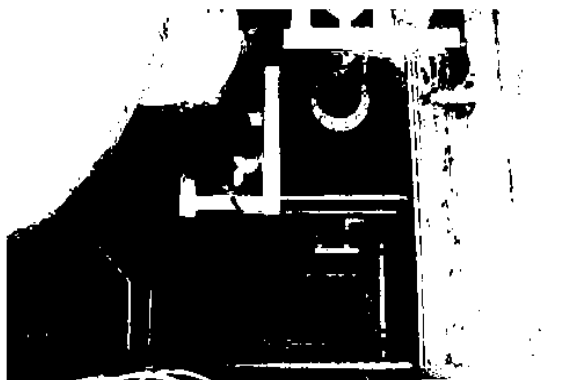
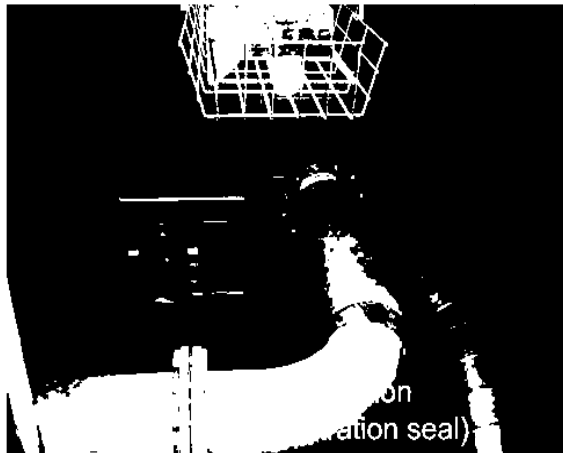
- Stopping gap water in the earth by freezing is an accepted practice but we have never directly frozen water → Whether or not this is a viable means of waterproofing needs to be confirmed
- Impact on the trench and piping during freezing
- Method for confirming waterproofing after waterproofing freezing (because there will no longer be access to the inside of the trench)

■ Methods for draining and filling the trench

- Hindrances to installation of pumps in shafts (pipes, supports, etc.)
- Groundwater flow after drainage and until filling of the trench
- Methods for filling trenches that have obstacles such as pipes
- Method of confirmation after filling is complete (because there'll no longer be access to the inside of the trench)

Freezing tests on contaminated water in the main piping trench (seawater piping trench)

- Freezing test objective: To confirm the validity of waterproofing connections through freezing



Inside the shaft (top→bottom)

Things to be confirmed to the test (issues)

- Whether or not waterproofing is possible by direct freezing of water and waterproofing performance
- The impact of equipment (the pipes/cable trays) on waterproofing performance
- The impact of water inside pipes on waterproofing performance
- The impact of cooling from outside the trench on waterproofing performance
- The impact of the number of rows of frozen pipes on waterproof performance

Execution Schedule

- Test plan, preparation: from July 2013
- Freezing tests, assessment: from September through December 2013

※ Freezing will commence in September in consideration of outside air temperature



東京電力 ※ Photograph taken prior to accident

Current Status of Contaminated Water Countermeasures on the Ocean Side and Future Plans

Positional Relationship	Countermeasures Objectives	Countermeasure Location	Countermeasure Method	Unit 1 Intake	Unit 2 Intake	Unit 3 Intake	Unit 4 Intake	
Near the sea wall	Prevent leaks of contaminated water into the ocean	Unit 1-4 water intake canal exit	Prevent the migration of seawater from the water intake canal to the port by the silt fence	Countermeasures implemented				
		Screen Pump Room	Prevent the migration of seawater into the Screen Pump Room from the silt fence and stop logs	Countermeasures implemented	Countermeasures implemented	Countermeasures implemented	Countermeasures implemented	
		Back of bank protection between each unit	Improve the ground behind the bank protection sheet-piles and prevent contaminated water from dispersing into the ocean		○Work began on July 8 (first round underway) ○Progress: 68/231(7/20) ○First row to be completed on July 25 ○Second row to be completed on August 10 ○Surrounding of contaminated region on mountain side (end of October 2013) and facing preparations underway	Countermeasures being prepared or deliberated	Countermeasures being prepared or deliberated	
		Seawall on ocean side	Prevent contaminated water from flowing into the ocean by installing steel sheet-piles in front of the bank protection.					
	Draining (of contaminated water) and sealing the branching trench (power cable trench)	Location of leak present between March-June, 2011 right after the disaster	Seal the leak by filling the leak with soluble glass	No leaks	Waterproofed on April 6, 2011	Waterproofed on May 11, 2011	No leaks	
		Main manhole pit of the branching trench (power cable trench)	Seal the main manhole pit of the branching trench (power cable trench) with concrete	Main manhole pit filled in June 2011				
		Branching trench (power cable trench) waterproofing and filling the bottom of the trench with aggregate	Implementation of internal survey in order to implement countermeasures	There is little chance of contaminated water accumulating due to the relationship between height of the connection between the T/B and the main trench (seawater piping trench)	Internal survey results show accumulated contaminated water (July 2012)	Survey plan to be drafted	Survey plan to be drafted	
			Removal of contaminated water and solidification or sealing of inside of trench		Emergency countermeasures implemented ○Draining and filling (completed in October 2013) ○Filling of bottom with aggregate (completed in	Implemented after specifying extent based on survey results	Implemented after specifying extent based on survey results	
	Draining (of contaminated water) and sealing of main trench (seawater piping trench)	Inside main trench (seawater piping trench)	Water treated in order to reduce concentrations inside main trench (seawater piping trench)					Unit 2 and Unit 3 will be given priority since survey results show that at present time the concentrations within accumulated water inside the building differ from those inside the main trench (seawater piping trench). Countermeasures to be deliberated
	Near T/B building	Draining (of contaminated water) and sealing of main trench (seawater piping trench)	Scal off from T/B, draining water and fill	Priority given to Unit 2 and Unit 3. Countermeasures to be deliberated	The connection between the T/B and the trench (seawater piping trench) will be sealed by freezing after which water will be drained and the inside of the trench filled. (Being deliberated) ○Method for freezing the connection to be examined in December 2013 ○Preparations/freezing to be begin in January 2014 ○Water transferred and the trench filled starting in April 2014 at the earliest			

Key



Countermeasures implemented



Being deliberated



Implementation and preparations underway



Unlikely

海側地下水及び海水中放射性物質濃度上昇問題 の現状と対策

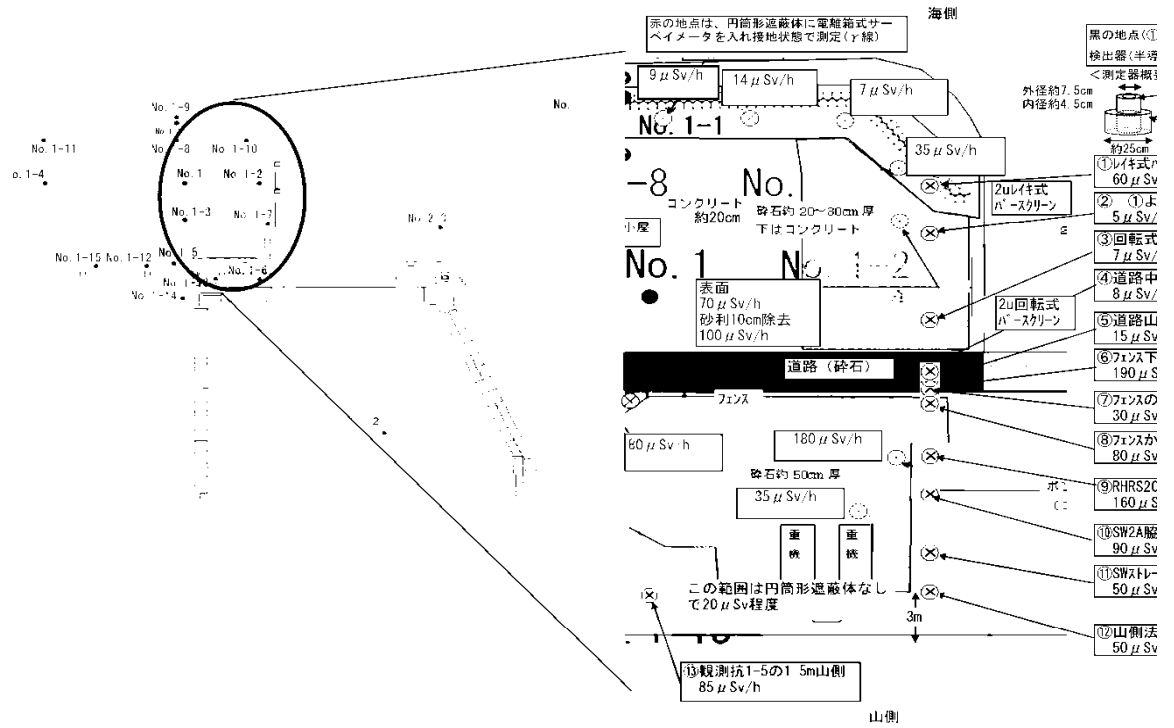
平成25年 8月12日

東京電力株式会社

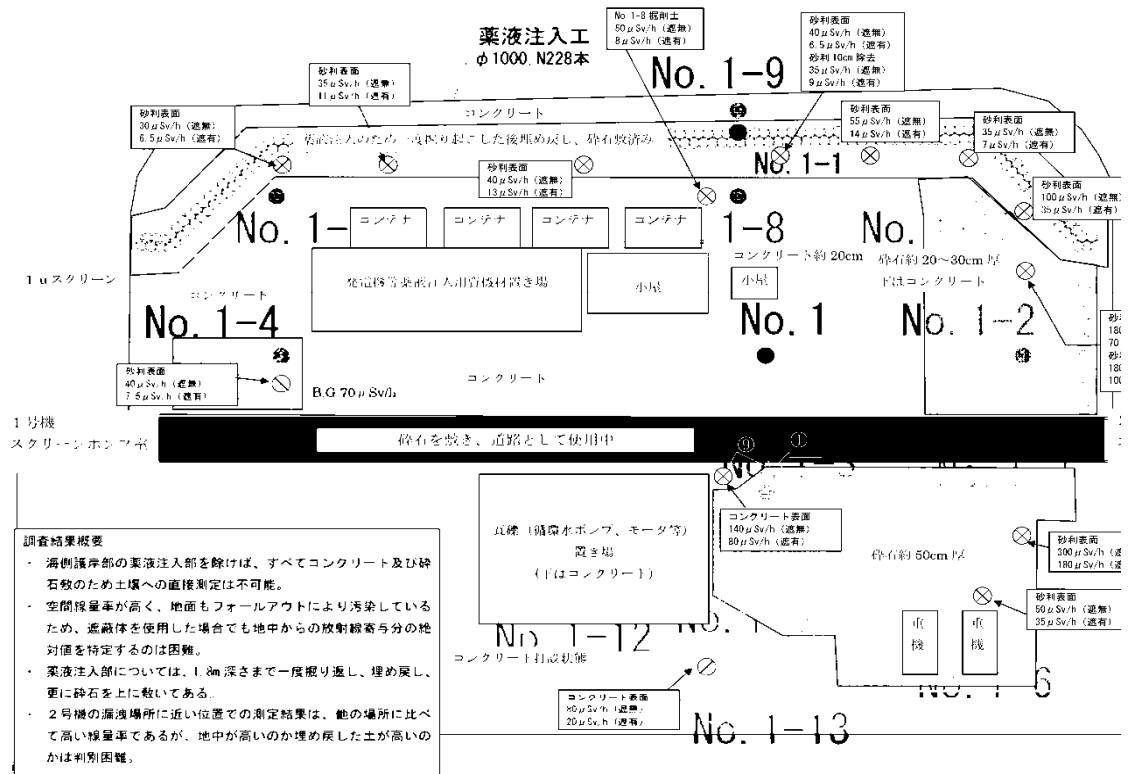
資料目次

- (1) 護岸エリア調査結果と今後の調査計画
 - ①護岸エリアの表面線量率調査結果
 - ②海側地下水観測孔におけるボーリングコア調査結果
 - ③地下水濃度測定結果
 - ④タービン建屋東側における地下水の追加調査
- (2) 1－2号機取水口間の地下水の状況及び
海水中放射性物質濃度の推移について
 - ①現状報告
 - ②地下水流動解析
 - ③地下水流動解析に基づく汚染水量評価
 - ④海水中放射性物質濃度の推移
- (3) 護岸背面の汚染エリアにおける汚染水対策
 - ①護岸背面に地盤改良を実施し、放射性物質の拡散を抑制
 - ②汚染エリアの地下水くみ上げ
 - ③山側地盤改良による囲い込み、及び地下水流入量の管理
 - ④雨水等の侵入防止のためアスファルトフェイシングを実施
 - ⑤分岐トレンチ等の汚染水を除去し、閉塞
 - ⑥海水配管トレンチの汚染水の浄化、水抜きを実施

(1)-① 護岸エリアの表面線量率調査結果
 【1-2号機タービン建屋東側トレンチ地表部の線量率測定結果】



(1) - ① 護岸エリアの表面線量率調査結果
【1、2号取水口間護岸エリア表面線量率調査結果】



(1)ー① 護岸エリアの表面線量率調査結果
【1. 2号機取水口間護岸エリア表面線量率調査（写真）】



① 山側の砕石厚さ(50m程度)



② 道端機を使用した測定



③ 海側地下水観測孔No.1-5周囲(1号側より)



④ コンクリート厚さ(山側)



⑤ 2号スクリーン付近から海側



⑥ 10cm程度表土を剥いた状態(土の状況変わらず)



⑦ 海側地下水観測孔No.1-5周囲(1号側より)



⑧ 2号機取水口(山側に右手前のマンホールが)



⑨ 漏洩注入工部の山側コンクリート部を2号側から



⑩ 海側地下水観測孔No.1-5観測土



⑪ 瓦礫の状況(地下水観測孔No.1-5の2号側より)



⑫ 2号機循環水ポンプ付



⑬ 漏洩注入工部を2号側から



⑭ 海側地下水観測孔No.1周囲(1号側より)

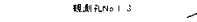


⑮ 地下水観測孔No.1-5北側より2号側



⑯ 道端機写真

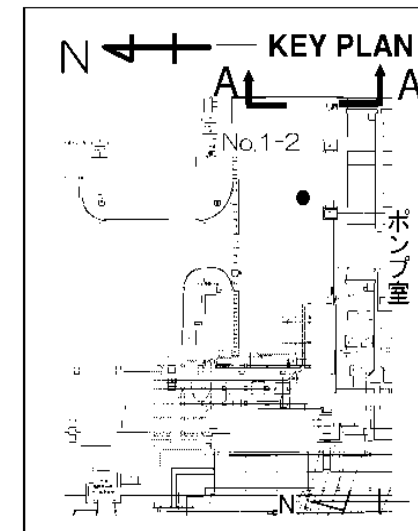
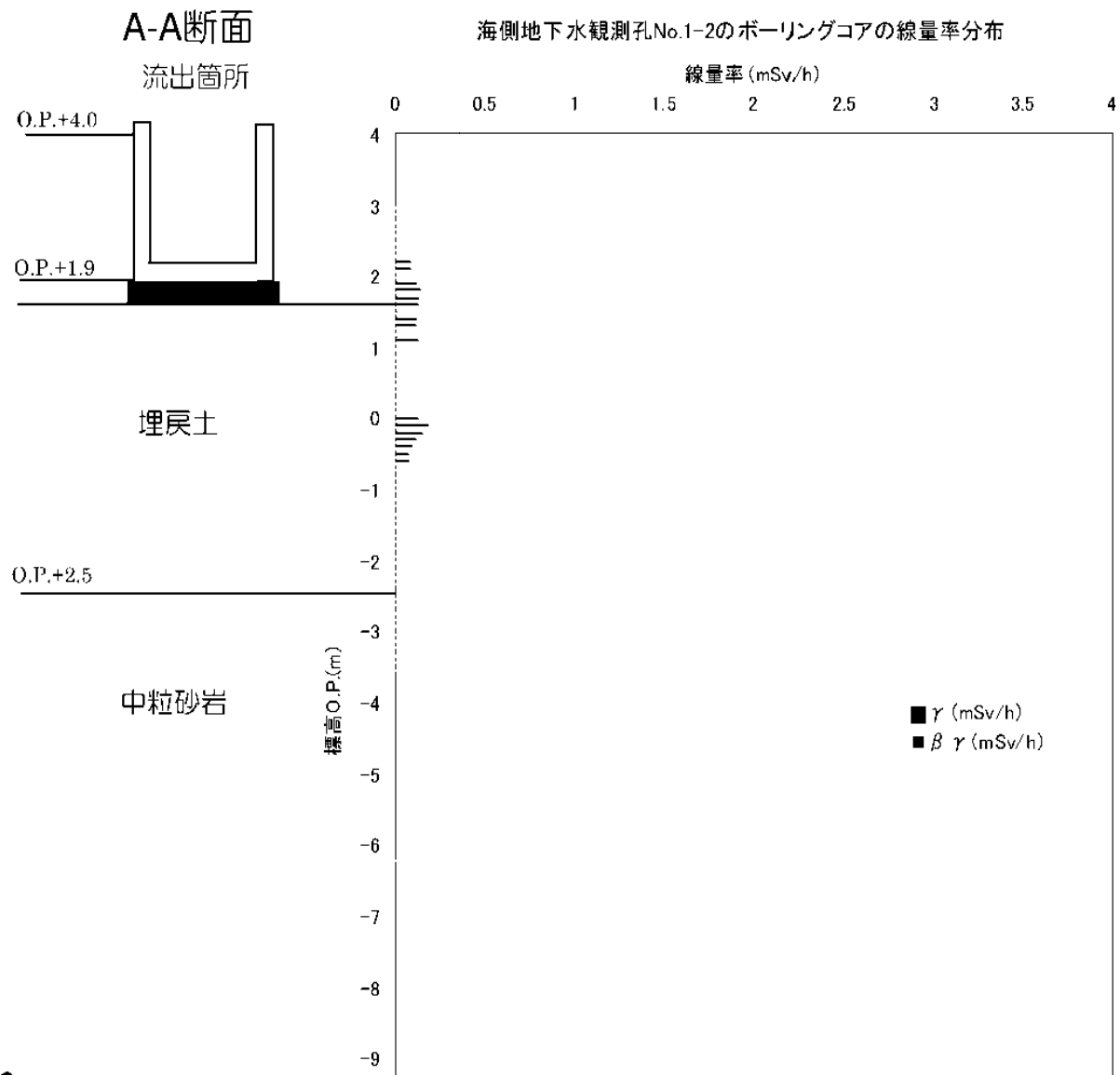
【海側地下水観測孔におけるボーリングコアの線量率分布】



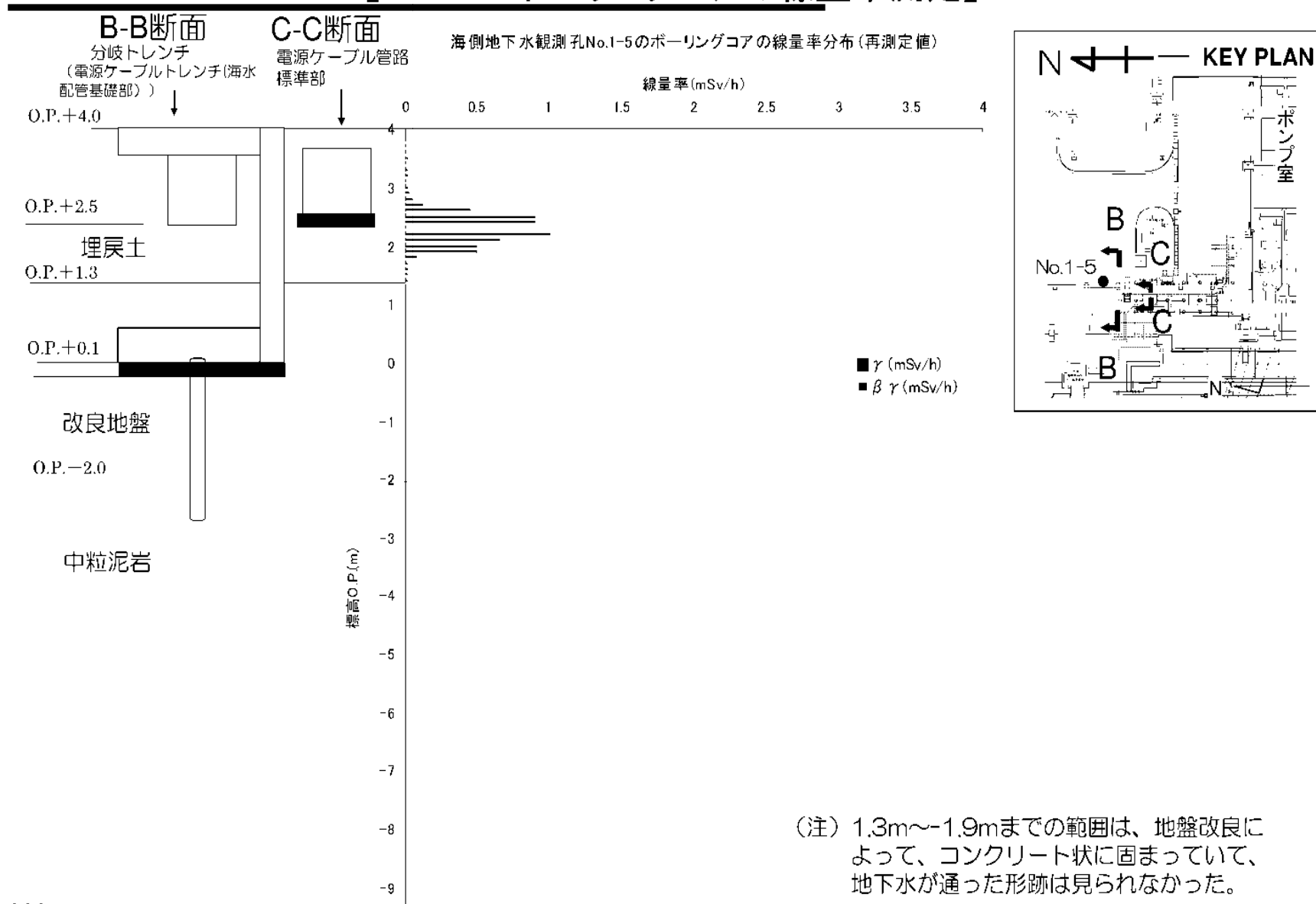
(1)ー② 海側地下水観測孔におけるボーリングコア調査結果
【海側地下水観測孔におけるボーリングコア(写真)】



(1)－② 海側地下水観測孔におけるボーリングコア調査結果 【No.1-2 ボーリングコアの線量率測定】



(1)ー② 海側地下水観測孔におけるボーリングコア調査結果 【No.1-5 ボーリングコアの線量率測定】

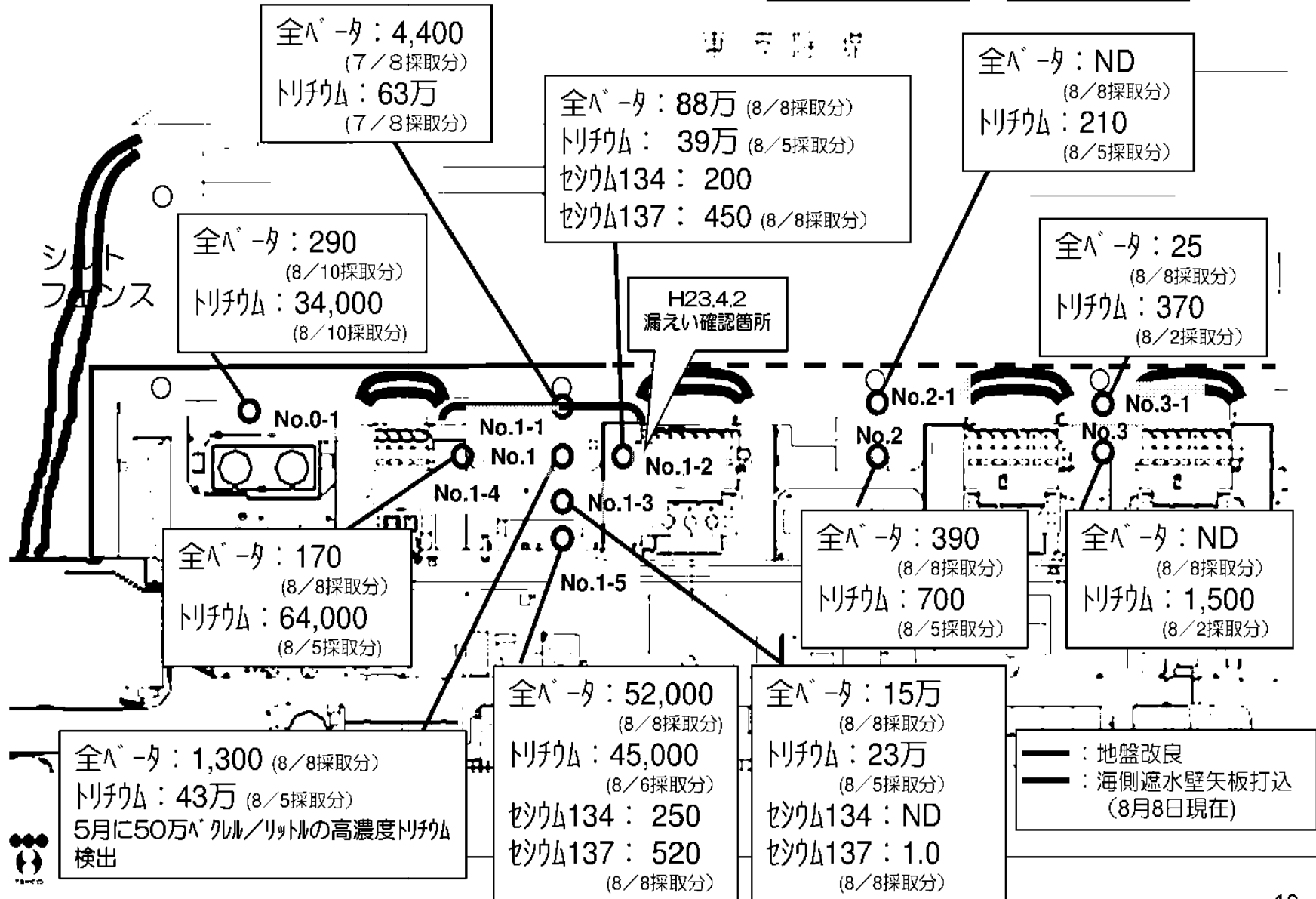


(1)ー③ 地下水濃度測定結果 【タービン建屋東側の地下水濃度測定結果】

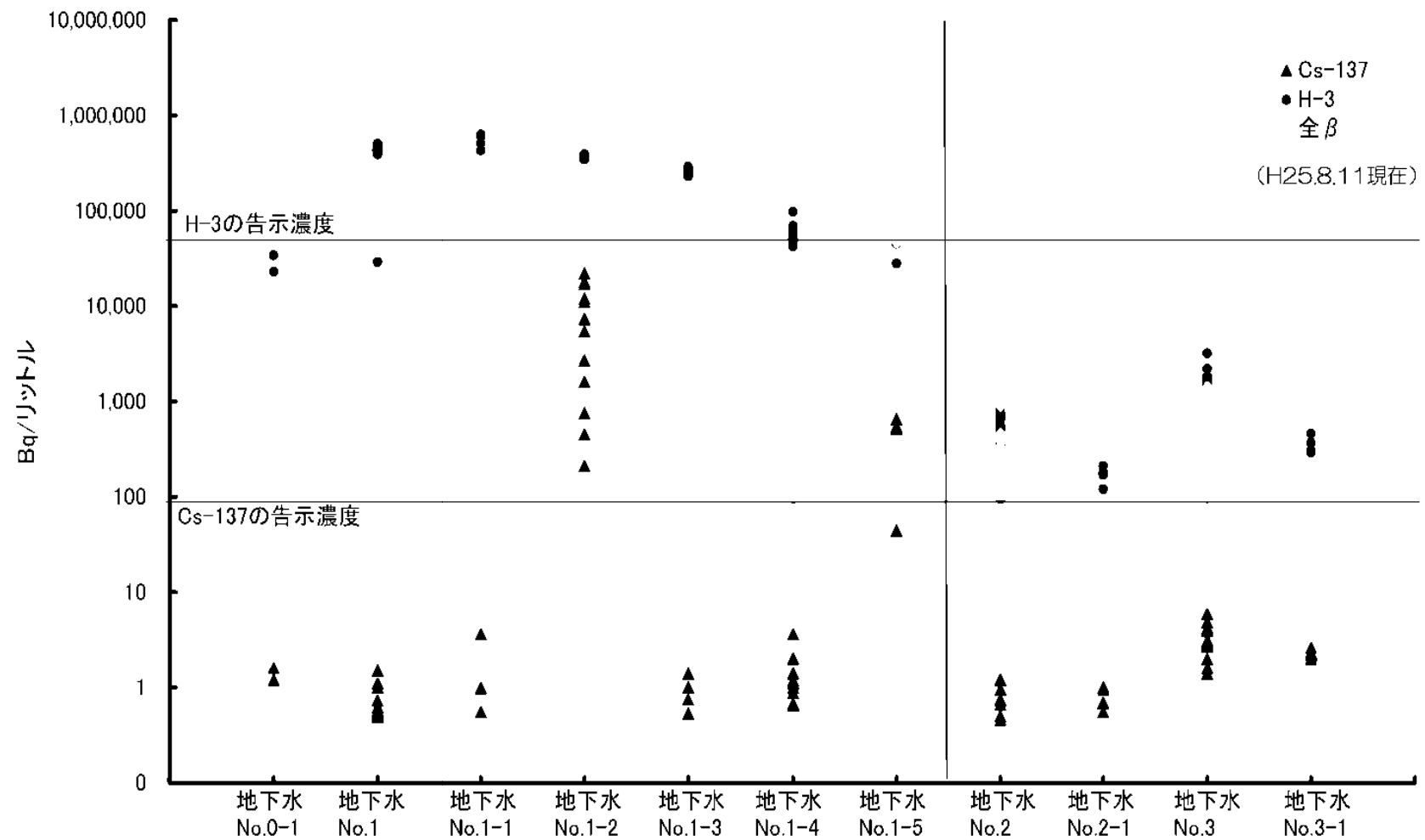
至近の測定結果（ベクレル/リットル）（H25.8.11現在）

● 地下水採取点

○ 海水採取点



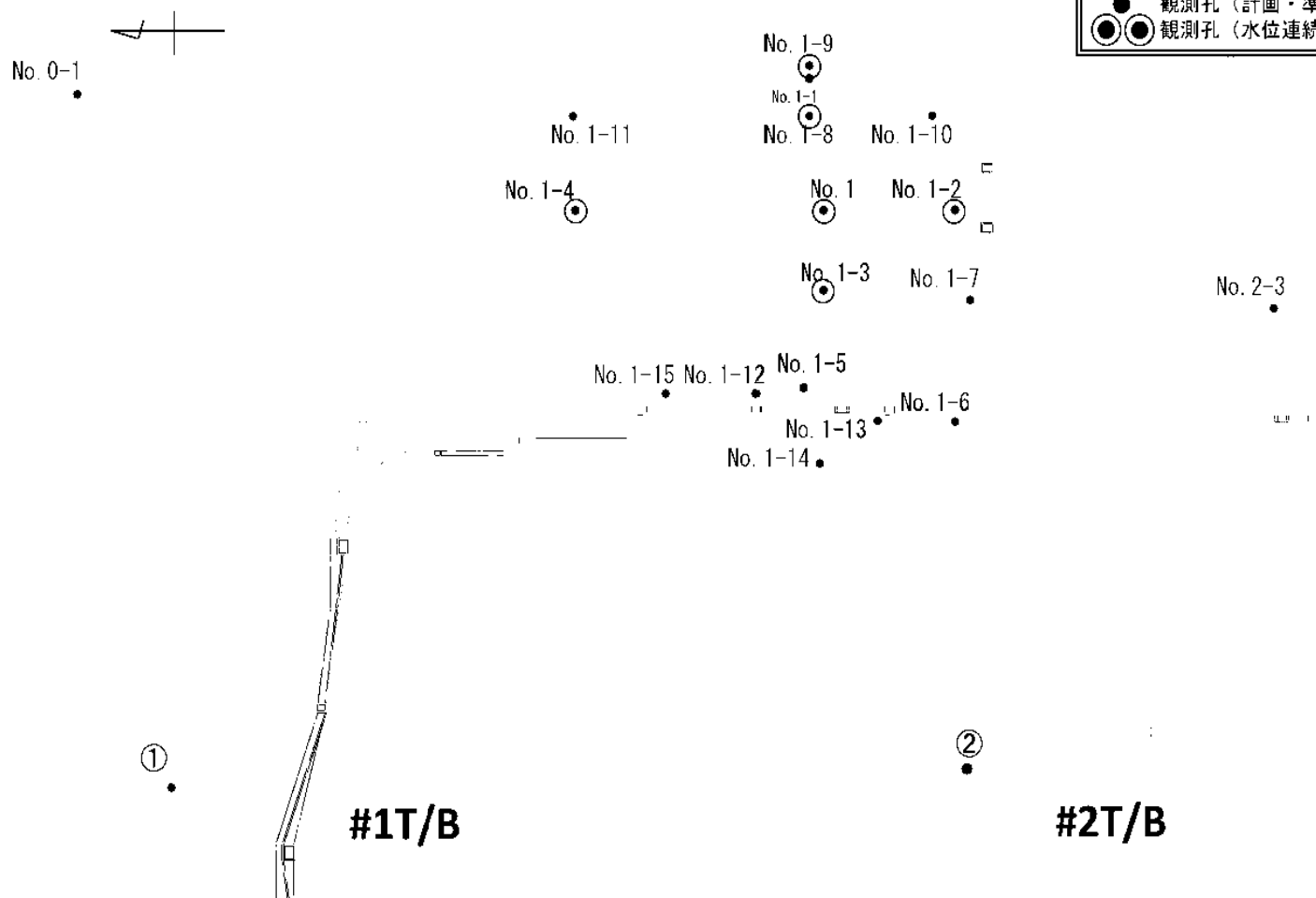
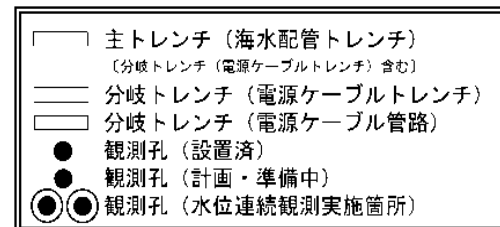
(1)－③ 地下水濃度測定結果 【地下水の濃度分布(地点比較)】



(1)－④ タービン建屋東側における地下水の追加調査 【1－2号機タービン建屋東側ボーリング調査計画(1／2)】

1－2号機タービン東側ボーリング調査計画は以下のとおり、No. 1を中心に東西・南北方向で連続的に水位を監視できるように実施。

(No. 1は連続監視中、No. 1-2, 1-4は8月1日、No. 1-3は8月7日から実施予定)



東京電力

図－1 1－2号機タービン建屋東側ボーリング調査位置図

(1)ー④ タービン建屋東側における地下水の追加調査 【1ー2号機タービン建屋東側ボーリング調査計画(2/2)】

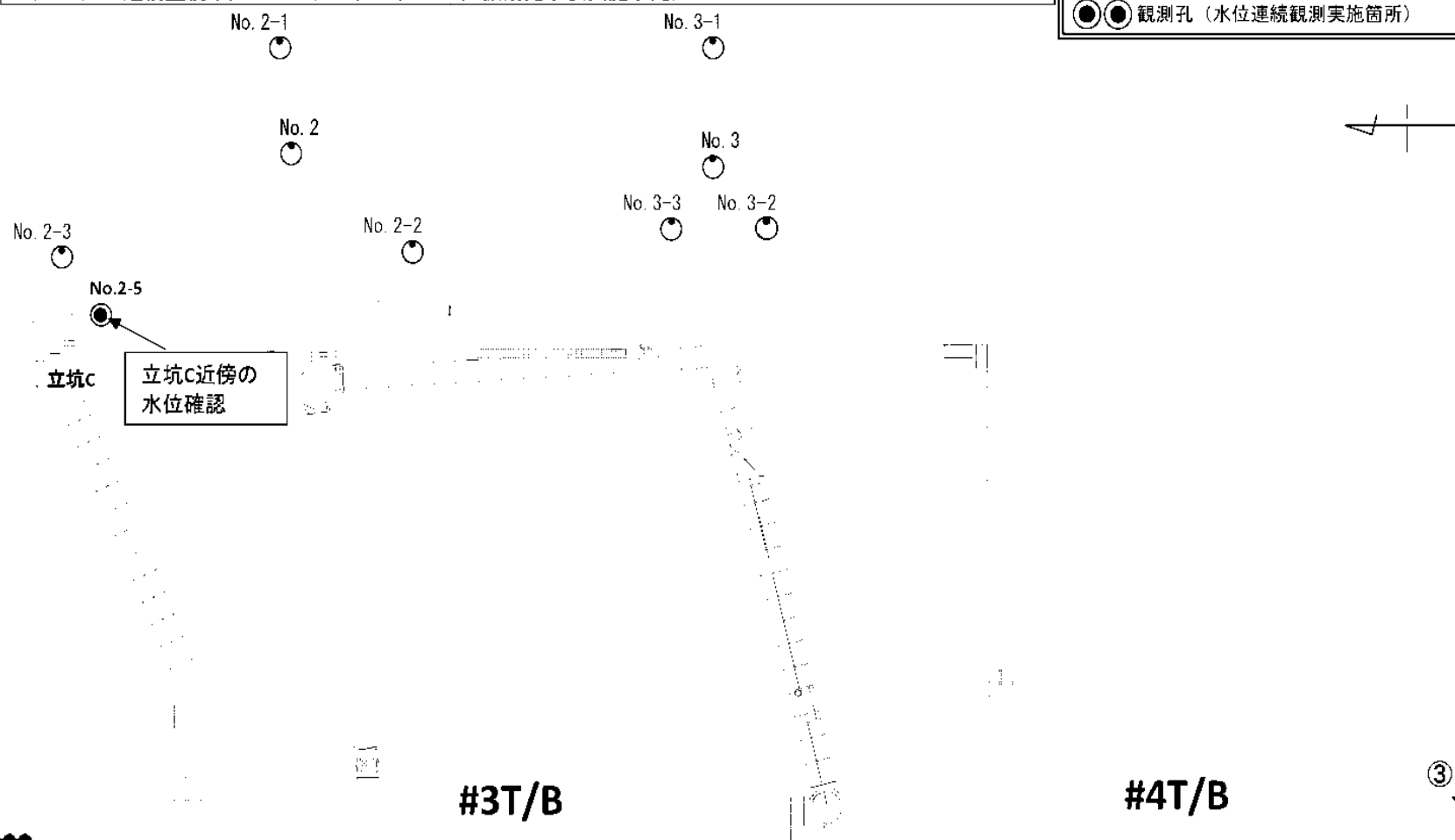
●各ボーリング孔の調査目的について

観測 番号	掘削 深度	状況	水位 頻度	水質 頻度 (※)	1号北側	1-2号機間						建屋近傍
					1号機北側地 下水の水位、 水質調査	概略の汚染水 分布調査（完 了）	分岐トレンチ（電 源ケーブル管路： オレンジ）周辺の 汚染水の拡散状況 調査	分岐トレンチ（電 源ケーブルトレン チ：黄色）周辺の 汚染水の拡散状況 調査	分岐トレンチ（電 源ケーブルトレン チ：緑）周辺の汚 染水の拡散状況調 査	トレンチの接 合部、異形部 周辺の地下水 の水位、水質 調査	海山方向の地下水の 水位、水質調査 （北側、中央、南側 の3ライン）	建屋近傍の地下水の 水位、水質調査
No. 1	-16m	観測中	連続	1回/週		○					○（中央ライン）	
No. 1-1			—	—		○					○（中央ライン）	
No. 1-2			連続	1回/週		○	○				○（南側ライン）	
No. 1-3						○				○（中央ライン）		
No. 1-4						○				○（北側ライン）		
No. 1-5		追加 計画	掘削 完了時	1回/週		○			○	○		
No. 1-6								○	○	○		
No. 1-7							○	○	○	○		
No. 1-8	連続		—							○（中央ライン）		
No. 1-9										○（中央ライン）		
No. 1-10	掘削 完了時		1回/週							○（南側ライン）		
No. 1-11										○（北側ライン）		
No. 1-12								○	○			
No. 1-13								○	○			
No. 1-14										○（中央ライン）		
No. 1-15								○	○			
No. 0-1					○							
①	-15m			検討中								○
②												○

(1)－④ タービン建屋東側における地下水の追加調査 【2－3号機 3－4号機タービン建屋東側ボーリング調査計画(1／2)】

- ・ 2－3号機・3－4号機取水口間は、1－2号機と同様にNo. 2, No. 3の海側及びスクリーンポンプ室近傍に調査地点を設定した。
- ・ 建屋近傍のボーリング③は、工事等の輻輳や高線量区域（3号機海側）を避けて検討中。
- ・ 2－3号機・3－4号機タービン建屋東側ボーリング調査計画は、以下のとおり、No. 1を中心に東西・南北方向で連続的に水位を監視できるように実施
 (No. 2, 3は連続監視中, No. 2-2, 2-3, 3-2, 3-3は、掘削完了後実施予定)

- 主トレンチ（海水配管トレンチ）
 [分岐トレンチ（電源ケーブルトレンチ）含む]
- 分岐トレンチ（電源ケーブルトレンチ）
- 分岐トレンチ（電源ケーブル管路）
- 観測孔（設置済）
- 観測孔（計画・準備中）
- 観測孔（水位連続観測実施箇所）



(1)－④ タービン建屋東側における地下水の追加調査 【2－3号機、3－4号機タービン建屋東側ボーリング調査計画(2/2)】

●各ボーリング孔の調査目的について（2－3号機間）

観測番号	掘削深度	状況	水位頻度	水質頻度 ※	2－3号機間			建屋近傍	
					概略の汚染水分布調査	トレンチの接合部、異形部周辺の地下水の水位、水質調査	海山方向の地下水の水位、水質調査（東西、南北ライン）	建屋近傍の地下水の水位、水質調査	
No. 2	－16m	観測中	連続	2回/週	○		東西		
No. 2-1					○		東西		
No. 2-2		追加計画		検討中	○	○	南北		
No. 2-3					○	○	南北		
No. 2-5						○			

※Sr90は初回のみ測定

●各ボーリング孔の調査目的について（3－4号機間）

観測番号	掘削深度	状況	水位頻度	水質頻度 ※	3－4号機間			建屋近傍
					概略の汚染水分布調査	トレンチの接合部、異形部周辺の地下水の水位、水質調査	海山方向の地下水の水位、水質調査（東西、南北ライン）	建屋近傍の地下水の水位、水質調査
No. 3	－16m	観測中	連続	2回/週	○		東西	
No. 3-1					○		東西	
No. 3-2		追加計画		検討中	○	○	南北	
No. 3-3					○	○	南北	
③	－15m		掘削完了時					○

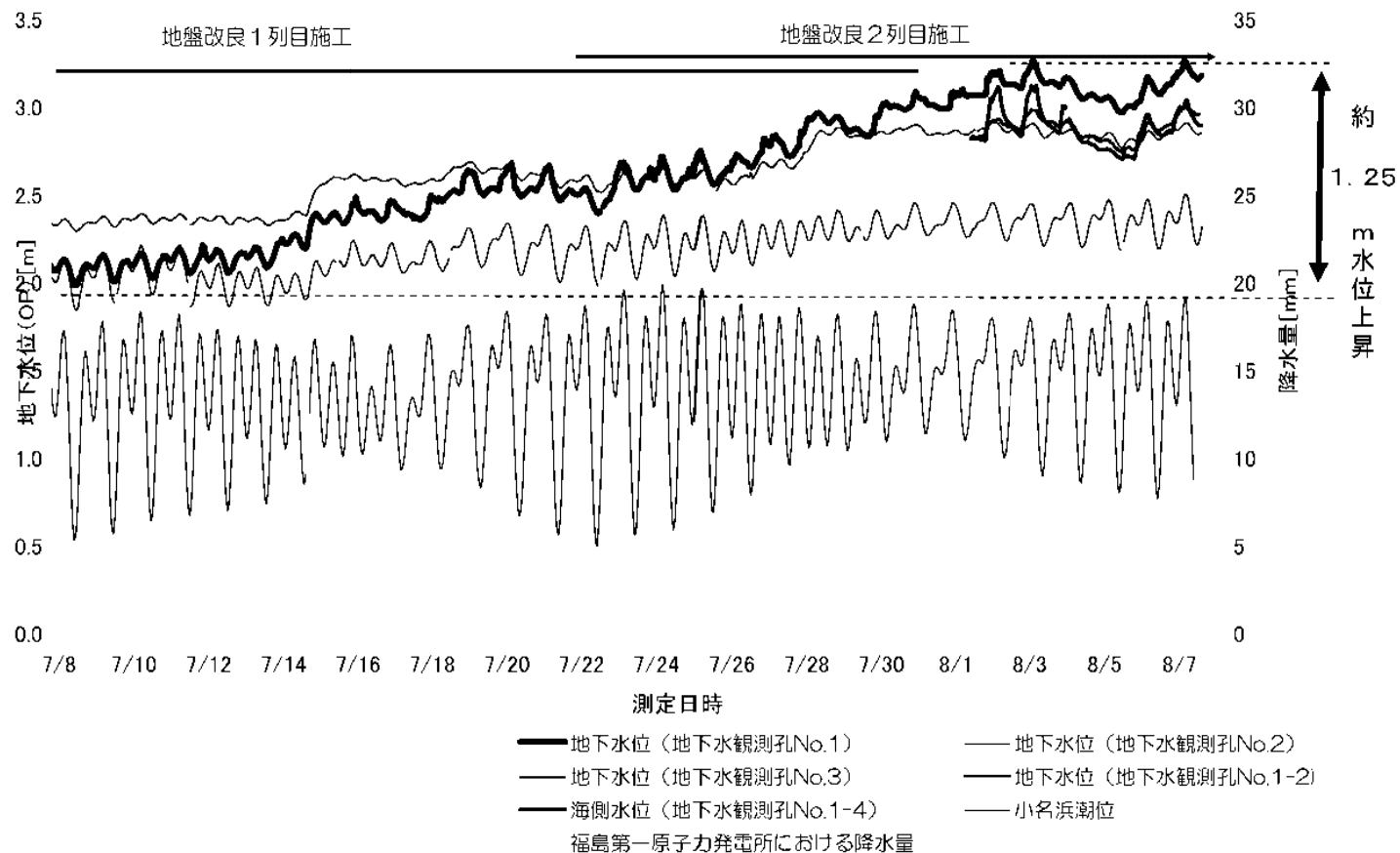
※Sr90は初回のみ測定

(2) 1－2号機取水口間の地下水の状況及び 海水中放射性物質濃度の推移について

- ① 現状報告
- ② 地下水流動解析
- ③ 地下水流動解析に基づく汚染水量評価
- ④ 海水中放射性物質濃度の推移

①現状報告(1/4):地下水位と護岸背面の地盤改良の推移

1. 降雨により、地下水位は変動している
2. No.1は、護岸背面の地盤改良の進捗に合わせて水位は上昇している
3. No.1-2, No.1-4もNo.1と同様に8月3日頃から水位の上昇、下降を繰り返している
4. No.1は、7月8日から8月7日までの1ヶ月間に約1.25m水位が上昇している
なお、No.2, 3も降雨の影響により、0.3m~0.5m程度水位が上昇している
5. 地盤改良の進捗に伴い、潮位に対する変動のピークの表れ方に変化が見られる



①現状報告(2/4):1-2号機間の護岸背面のNo.1-8の水位計測結果

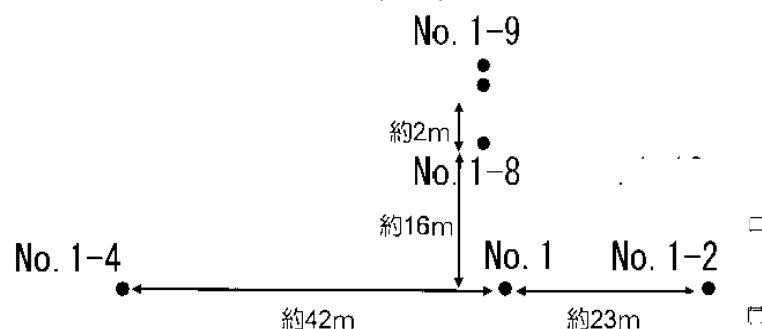
1-2号機間の護岸背面の地盤改良が完了したことから、No.1-8（地盤改良 山側）、No.1-9（地盤改良 海側）の水位観測を計画。

No.1-8（地盤改良 山側）のボーリングは8月10日に完了

No.1-8において、水位はO.P.+2.8m、主要な4mエリアの水位の平均は、O.P.+ 2.7m程度（地盤改良上部の標高は、 O.P.+ 2.2m程度）

	No.1-8 ※	No.1	No.1-2 ※	No.1-4 ※	平均
水位	O.P.+2.8m (8/10 15時)	O.P.+2.8m (8/10 13時)	O.P.+2.6m (8/10 13時)	O.P.+2.7m (8/10 13時)	O.P.+2.7m
想定される改良体上部 (O.P.+2.2m) との比較	+60cm	+60cm	+40cm	+50cm	+53cm

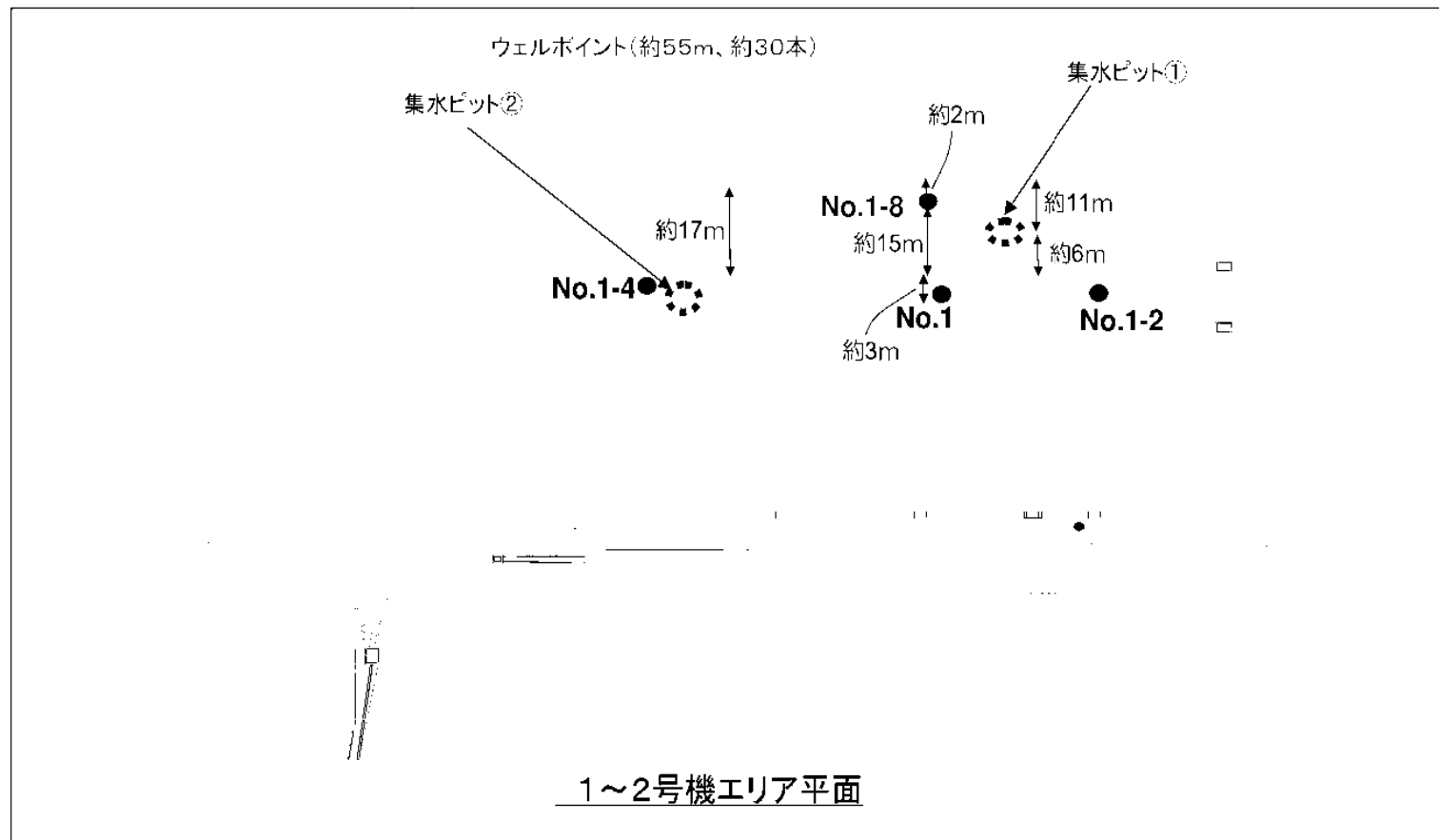
※ 地下水観測孔No.1-2, 1-4,1-8の地下水位は、地下水観測孔の基準高確認中のため暫定値



調査ボーリング配置図

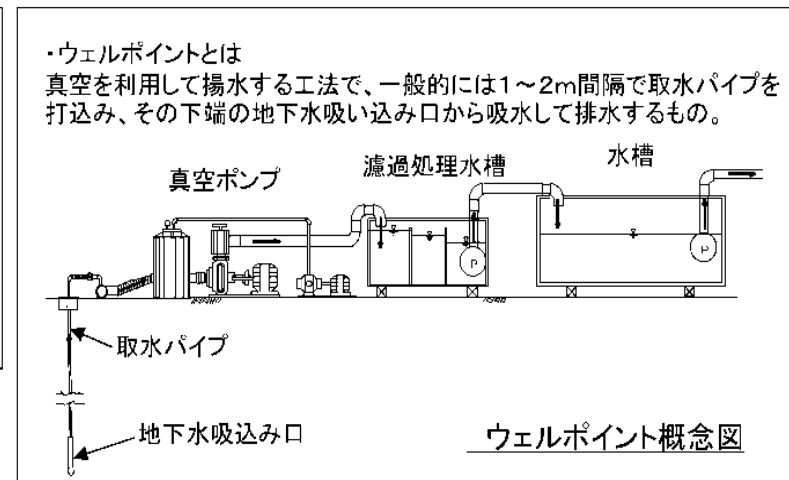
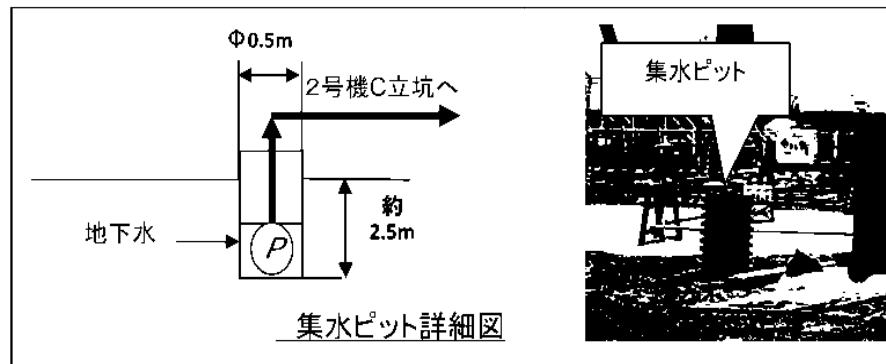
①現状報告(3/4):揚水設備の設置状況

- ウェルポイントの真空ポンプは、1-2号機取水口間全体で約100 m³/日が可能。
パイプの深さは約5m、パイプの間隔は約2m、約30本を施工。
- 8月14日～17日にかけて工事を実施し、14日から順次くみ上げを開始。
※ウェルポイント作業の前倒し並びに設置位置が近くなるため、集水ピット②は中止の予定。



①現状報告(4/4):揚水設備の設置状況

- 囲い込みエリア内に集水ピット（集水ピット①は、8月9日から開始）やウェルポイント（バキュームによる強制的な揚水設備）を設置し、地下水位を低下させる。
- 集水ピット①によるくみ上げ量は、約 24m^3 /日（8月10日実績）



②地下水流動解析(1/8):地下水流動解析の実施状況(全体)

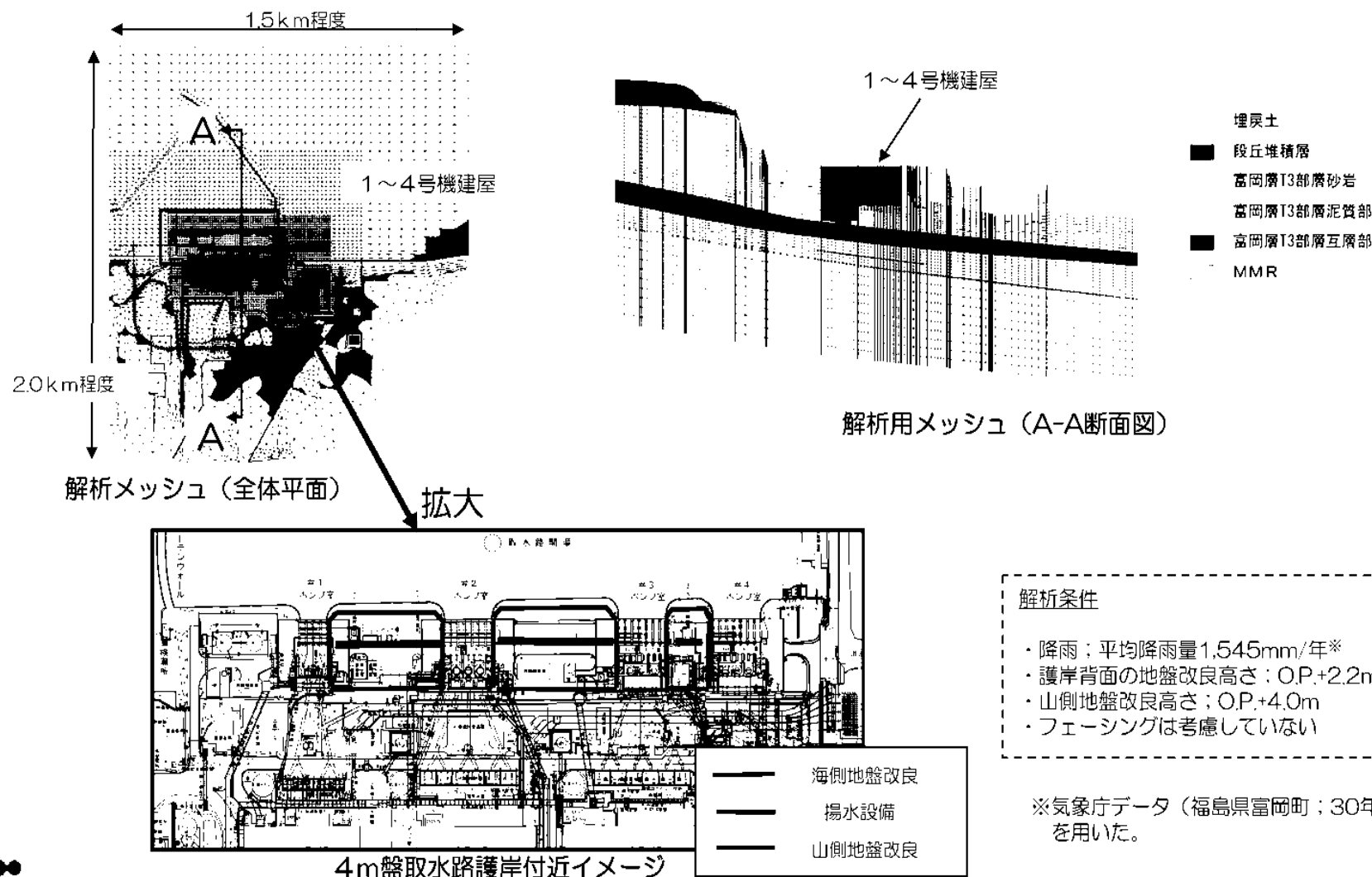
- ・ 既往の1～4号機建屋周りの解析モデル(中長期対策会議地下水サブチームにて作成した現状モデル)を用いて、取水口間 護岸背面に地盤改良を設置した場合のポンプ揚水量の想定を行った。
- ・ 地下水流動解析は、各対策工ごとに現状モデルで検討を行っているが、現在、新たに得られたデータ、汚染水処理対策委員会委員の指摘等を反映して解析モデルの見直し中(修正モデル)。

ケース	検討の概要	実施状況	
		現状モデル	修正モデル
陸側遮水壁	・ 陸側遮水壁(スラリー壁等)による建屋周辺地下水位低下量の評価	実施済	準備中(9月末目途)
海側遮水壁	・ 海側遮水壁設置による集水量の評価	実施済	準備中(9月末目途)
地下水バイパス	・ フル稼働時の建屋周辺地下水位低下、揚水量の評価 ・ 段階的稼働時の建屋周辺地下水位低下、揚水量の評価 ・ 稼働後の建屋周辺地下水位低下、揚水量の時間遅れ評価の非定常解析	実施済	準備中(9月末目途)
サブドレン	・ フル稼働時の建屋周辺地下水位低下、揚水量の評価 ・ 山側のみ稼働時の建屋周辺地下水位低下、揚水量の評価	実施済	—
地下水バイパス+サブドレン	・ 地下水バイパス、サブドレンフル稼働時の建屋周辺地下水位低下、揚水量の評価	実施済	準備中(9月末目途)
地下水バイパス+サブドレン +海側遮水壁	・ 地下水バイパス、サブドレンフル稼働、海側遮水壁設置時の建屋周辺地下水位低下、揚水・集水量の評価	実施済	準備中(9月末目途)
今回の検討 地下水貯水層	・ 地下貯水槽～海域の1次元核種移行解析による核種の海域への到達時間の評価 ・ 地下貯水槽近傍の核種拡散評価	実施済	—
護岸背面の地盤改良	・ 護岸背面の地盤改良の陸側に設置するポンプでの揚水量の予測 (海側のみの場合と山側も囲んだ場合)	実施済 (本日報告)	—
海域への流出量の評価	・ 各領域での海域への流出量の評価	実施中	準備中(8月末目途)
凍土式陸側遮水壁	・ 遮水壁のライン、深度等について複数ケースで遮水壁効果の検討 ・ 地下水位低下速度、リチャージの効果等の検討	—	準備中(8月末目途)
陸側遮水壁+地下水バイパス +サブドレン+海側遮水壁	・ 凍土式遮水壁の検討結果を踏まえ、各対策工による地下水位、揚水・集水量の評価	—	準備中(9月末目途)
4m餘核種移行解析	・ 三次元地下水流動解析および核種移行解析による4m餘1-2号機SP室間における核種移行の推定	実施中 (8月末目途)	



②地下水流動解析(2/8):解析モデル(護岸背面の地盤改良)

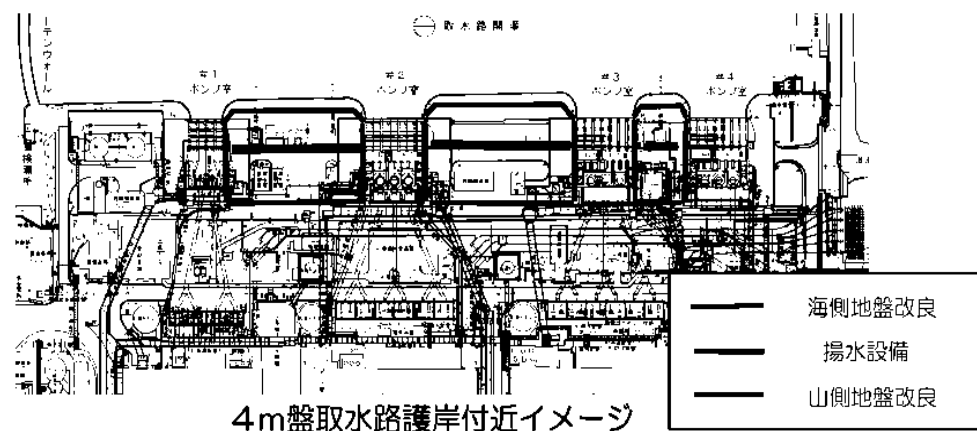
- ・既往の地質調査結果に基づき、1～4号機建屋周りの水理地質構造をモデル化。
- ・取水口間 護岸背面に、地盤改良および揚水設備を配置。



②地下水流動解析(3/8):検討ケース

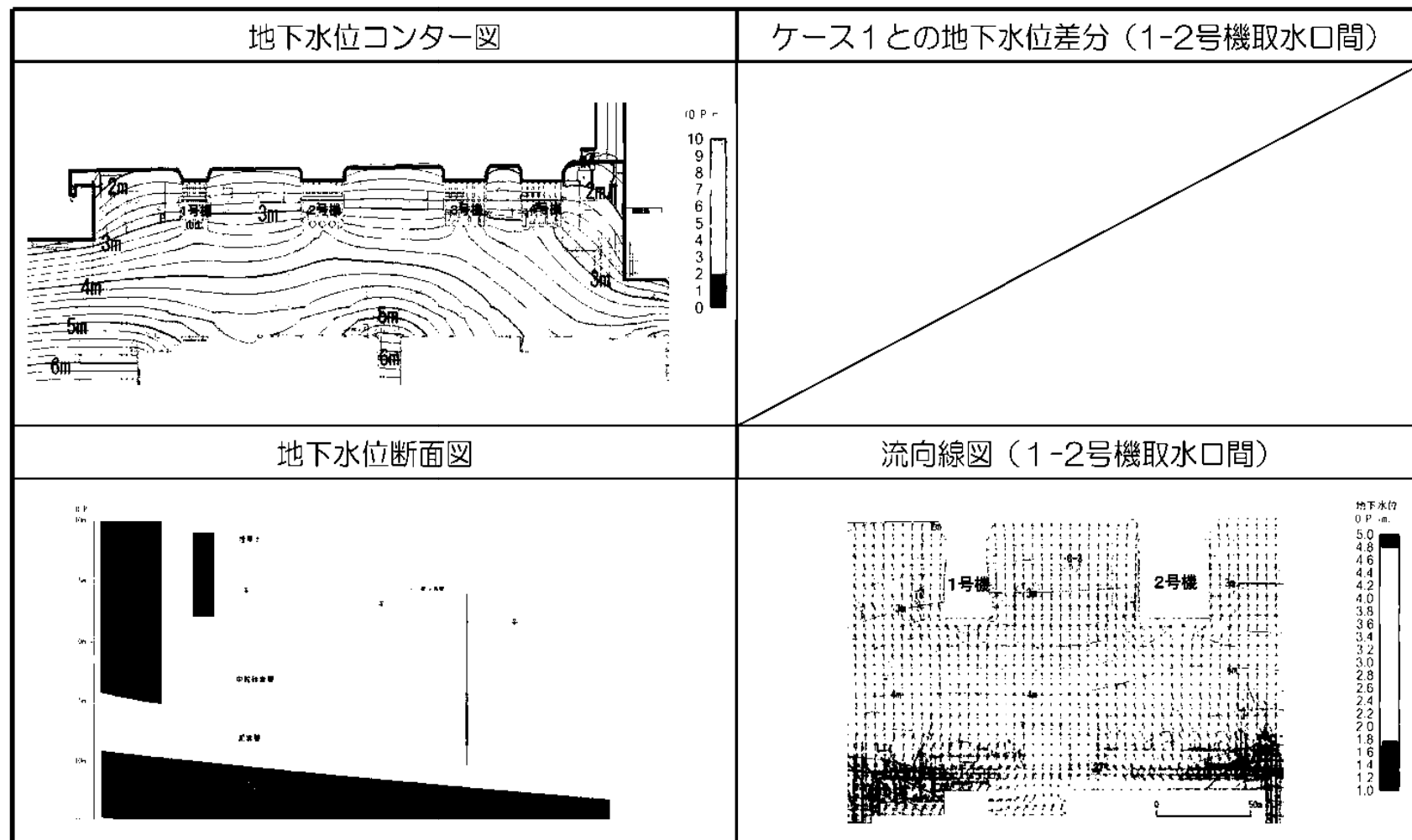
- ・地盤改良、揚水設備を組み合わせて検討ケースを設定。

検討ケース		地盤改良		揚水設備 (ウェルポイントなど)
		護岸背面	山側	
ケース1	護岸背面の地盤改良前	×	×	×
ケース2	護岸背面の地盤改良後	○	×	×
ケース3	護岸背面の地盤改良＋揚水設備によるくみ上げ開始後	○	×	○
ケース4	護岸背面の地盤改良 ＋揚水設備によるくみ上げ ＋山側地盤改良	○	○	○



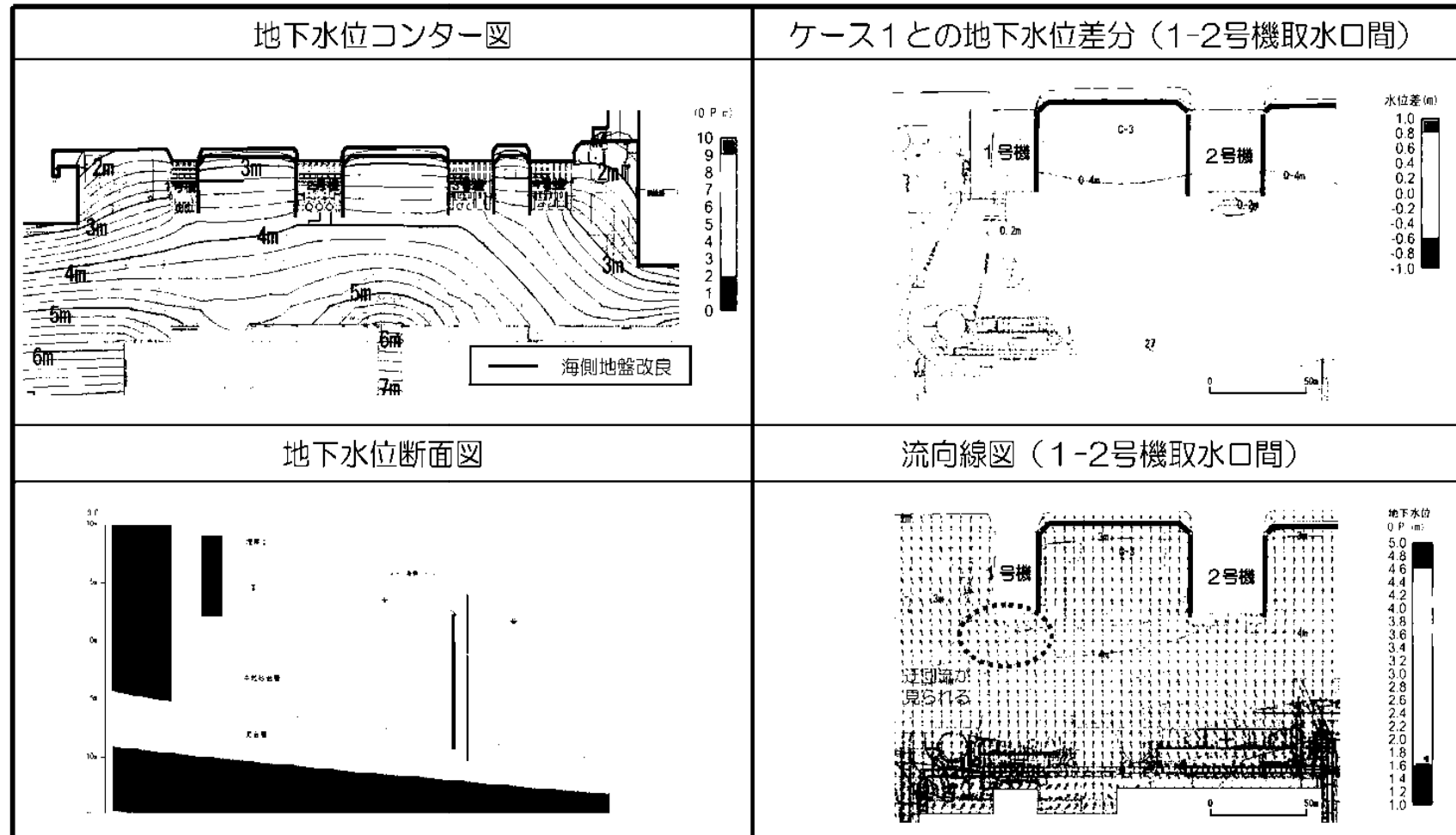
②地下水流動解析(4／8):解析結果(1)

■ケース1：護岸背面の地盤改良前



②地下水流動解析(5／8):解析結果(2)

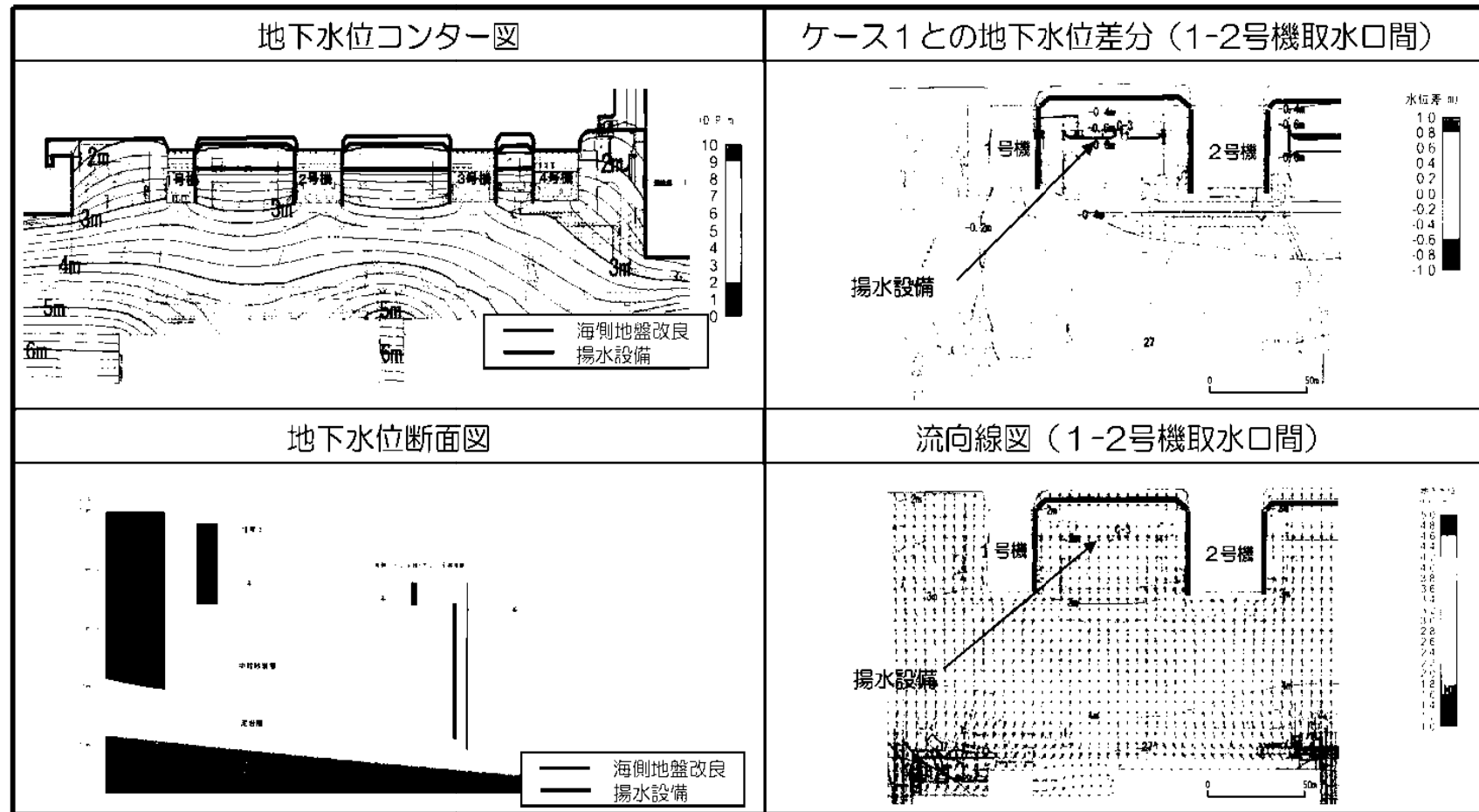
■ケース2：護岸背面の地盤改良後



- ・海側ラインを構築すると、その山側の地下水位は止水壁の頂部の標高より数10cm上昇する。

②地下水流動解析(6／8):解析結果(3)

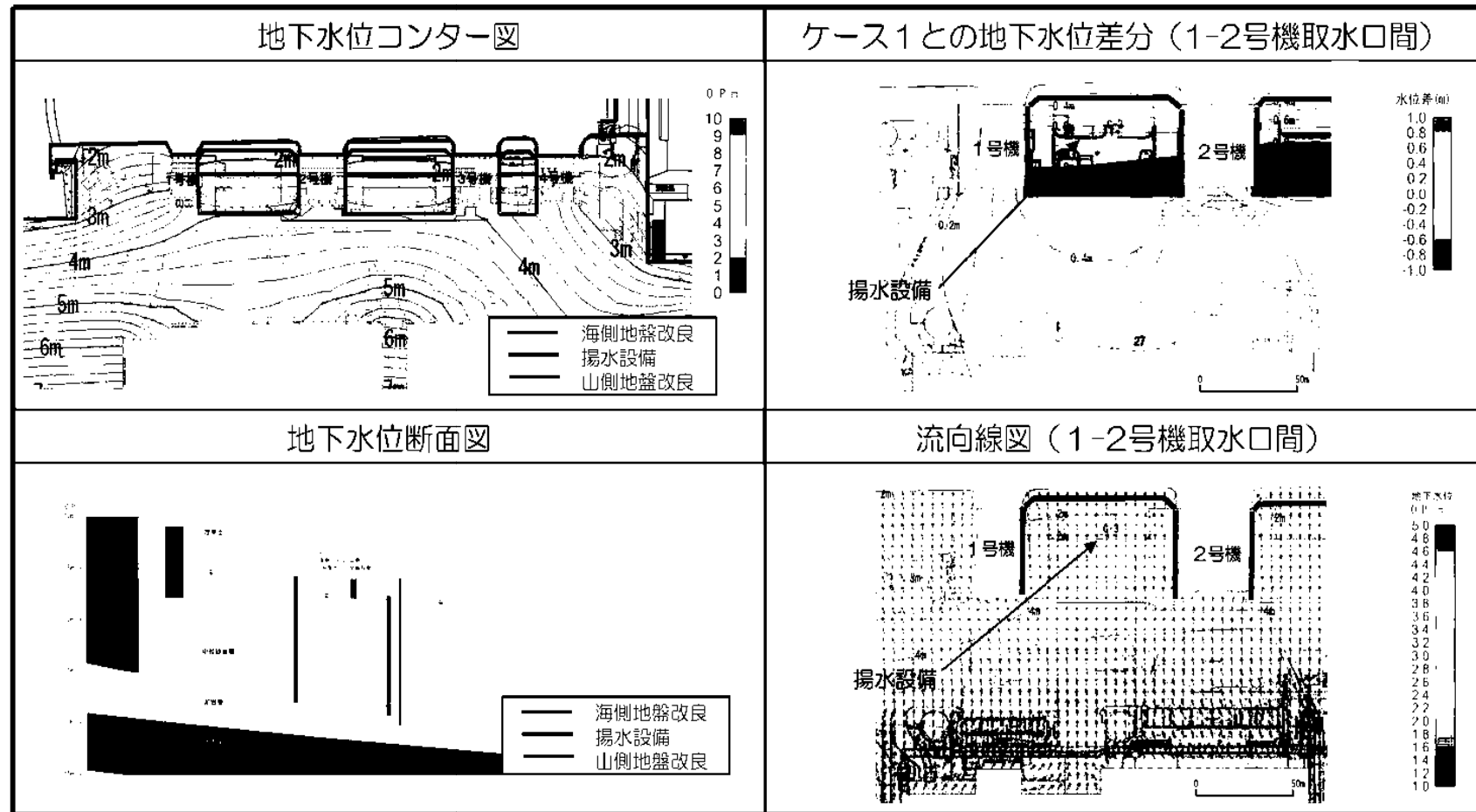
■ケース3：護岸背面の地盤改良＋揚水設備によるくみ上げ開始後



- ・揚水設備を設置し、地下水をくみ上げることで水位を低下させ、越流を減らすことができるが、全体で1日あたり約140m³程度をくみ上げる必要がある。

②地下水流動解析(7/8):解析結果(4)

■ケース4：護岸背面の地盤改良＋揚水設備によるくみ上げ＋山側地盤改良後



- ・地下水をくみ上げることで水位を低下させ、越流を減らすことができる。
- ・全体で1日あたりくみ上げ量は60m³程度と想定され、山側地盤改良がない場合と比較し、1日あたりくみ上げ量を約80m³低減させることができる。

②地下水流動解析(8／8):地下水位上昇に伴う越流防止対策の評価

●護岸背面の地盤改良後と山側地盤改良後のケースで実施

護岸背面の地盤改良の上部（O.P.+2.2m）を超えない予想排水量を試算

※ 今後、解析条件の見直し等により変更の可能性あり

■揚水量の想定

	1－2号機護岸背面 くみ上げ予想量	2－3号機護岸背面 くみ上げ予想量	3－4号機護岸背面 くみ上げ予想量	合計
護岸背面の地盤改良後	約60m ³ /日	約60m ³ /日	約20m ³ /日	約140m ³ /日
山側地盤改良後	約20m ³ /日	約30m ³ /日	約10m ³ /日	約60m ³ /日

■海側地盤改良体の透過量の想定（透過量は改良体の海側と陸側の水位差から試算）

	1－2号機	2－3号機	3－4号機	合計
護岸背面の 地盤改良透過量	5 ～ 15m ³ /日	5 ～ 15m ³ /日	2 ～ 5m ³ /日	12 ～ 35m ³ /日

③地下水流動解析に基づく汚染水量評価：評価条件

評価条件（汚染水増加量）

建屋内への地下水流入は400m³/日を想定

（地下水バイパスの稼働による建屋への地下水流入量減少考慮せず）

1－2号機取水口間エリア：H25.8～10の約3ヶ月間は、約60m³/日を想定

山側地盤改良完了後のH25.12～H26.9（海側遮水壁設置予定）の間は、

約20m³/日を想定

3－4号機取水口間エリア：H25.9～11下旬の約3ヶ月間は、約20m³/日を想定

山側地盤改良完了後のH25.12～H26.9（海側遮水壁設置予定）の間は、

約10m³/日を想定

2－3号機取水口間エリア：H25.9～12月上旬の約3ヶ月間は、約60m³/日を想定

山側地盤改良完了後のH25.12～H26.9（海側遮水壁設置予定）の間は、

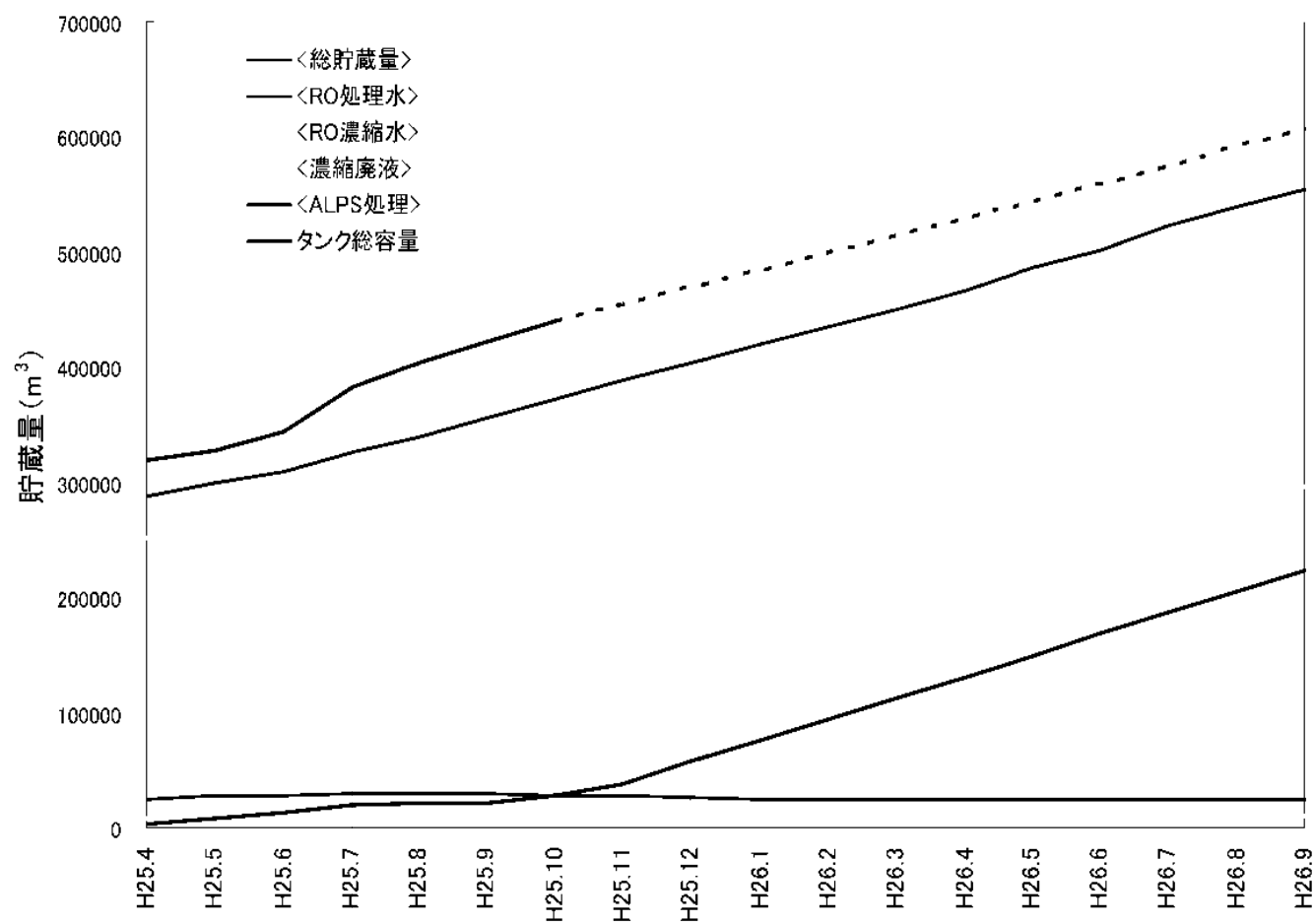
約30m³/日を想定

評価

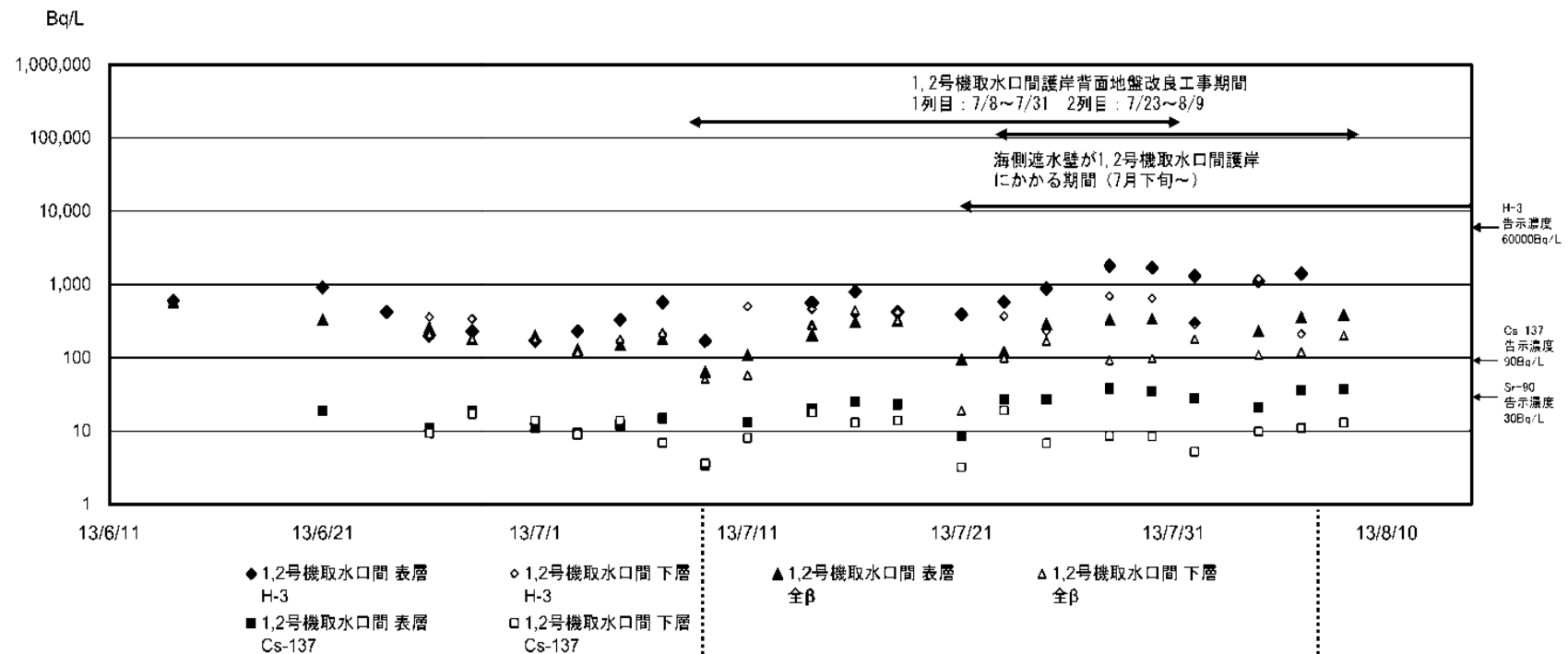
海側遮水壁が完成し、4m盤エリアの対策終了までの間のタンク貯水量は確保される。

今後実施する3-4号機、2-3号機取水口間の護岸背面の地盤改良は、地下水の越流を防止（揚水設備の準備等）等を考え施工手順を調整しながら実施する。

③地下水流動解析に基づく汚染水量評価:汚染水量評価シミュレーション



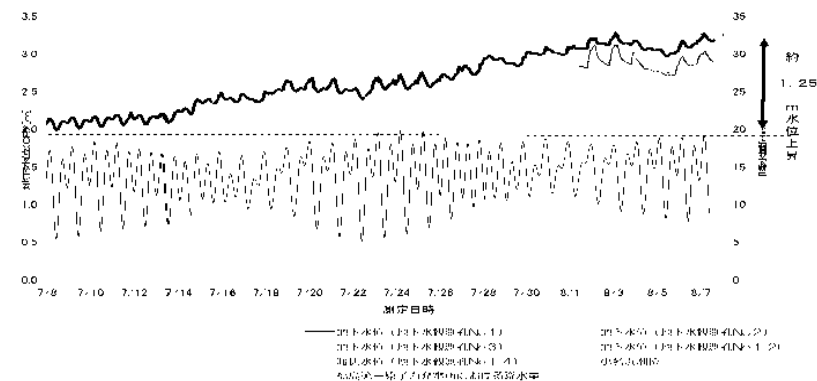
④海水中放射性物質濃度の推移(1/3): 1-2号機取水口間



○表層、下層の3核種の濃度について、
7/28~8/1に低下、8/4以降に上昇が
見られる。(下層の8/1全β、8/4H-3
を除く)

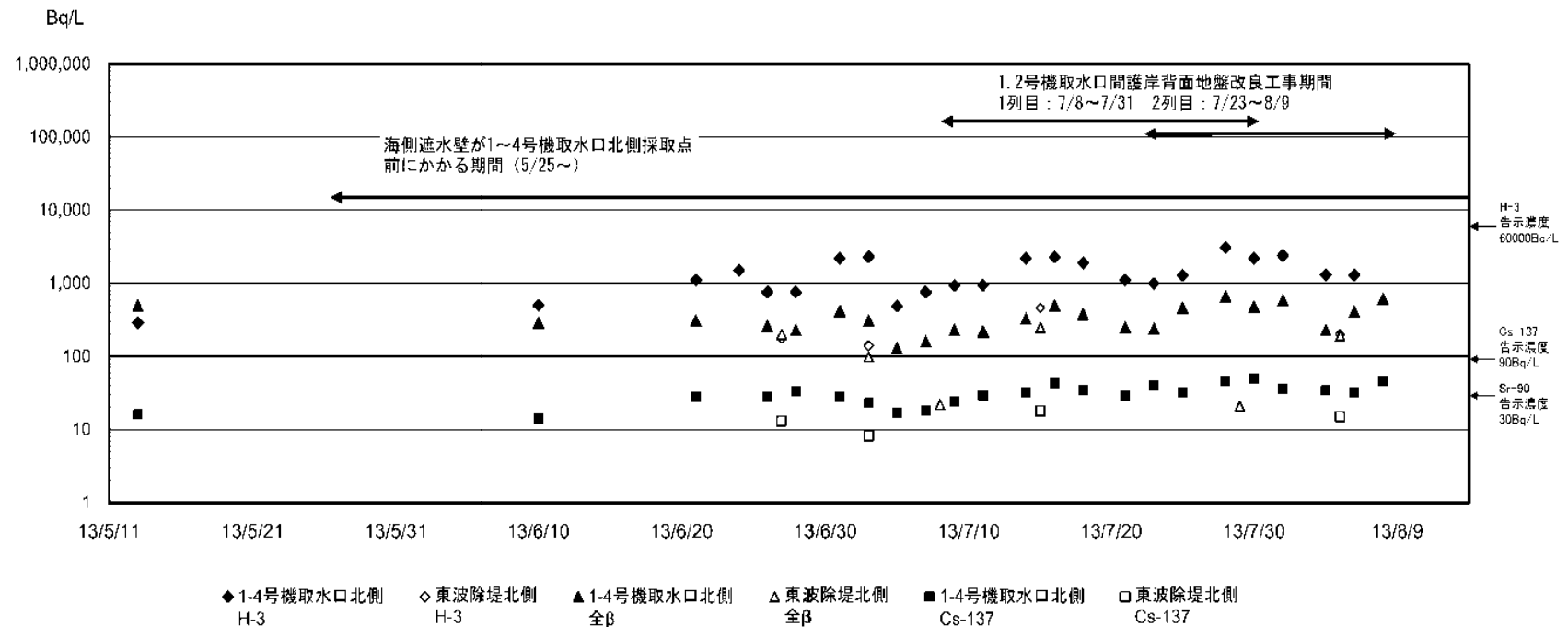
○全体として濃度は上下に変動して推移して
いる。

海側ボーリングNo.1~3の地ト水位と小笠原測位および降雨量



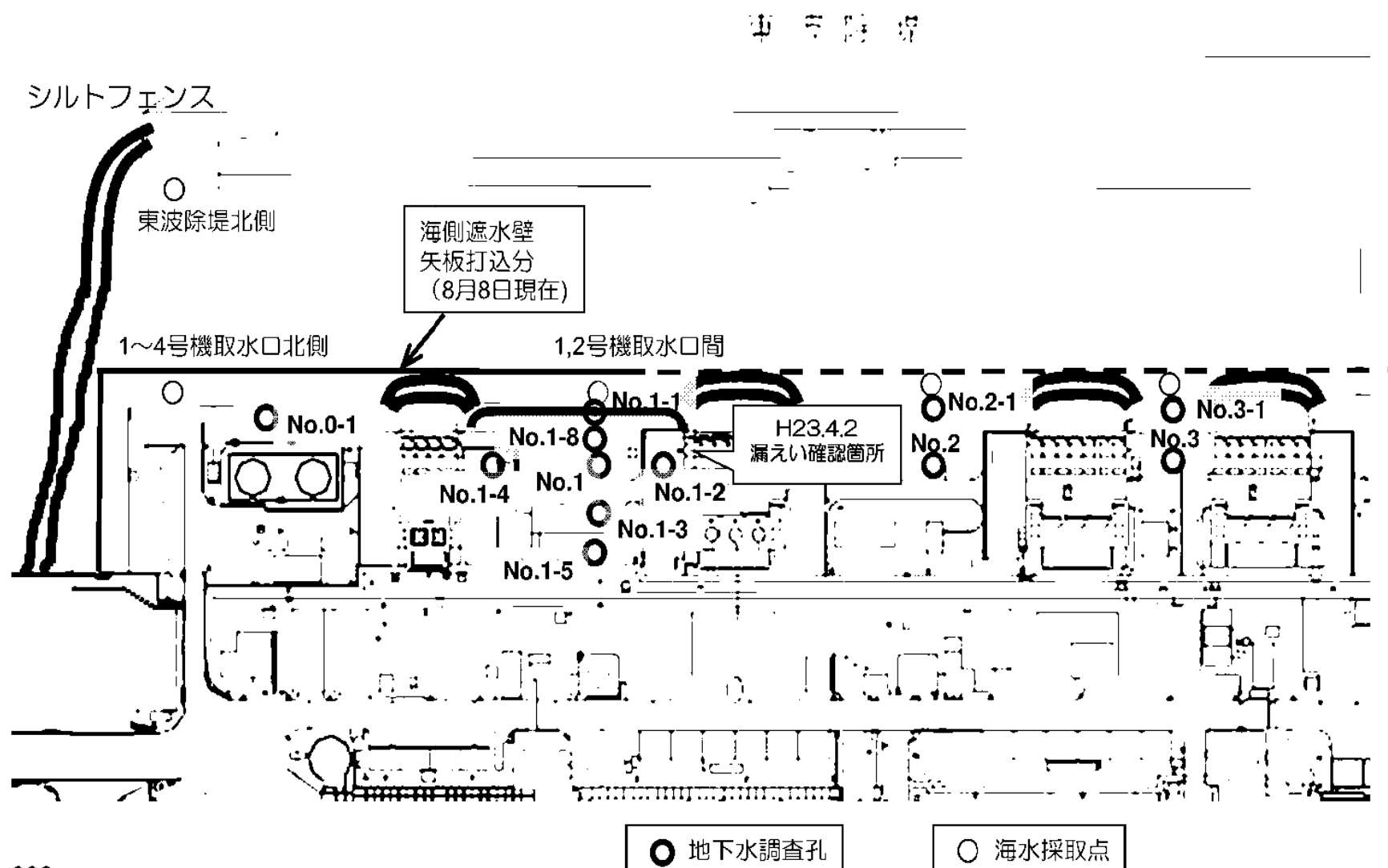
※ 地ト水観測孔No.1-2, 1-4の地ト水位は、地ト水観測孔の基準高確認中のため暫定値

④海水中放射性物質濃度の推移(2/3) : 1～4号機取水路開渠内



○5月より6月にかけて上昇傾向が見られ、その後濃度は上下に変動して推移している。

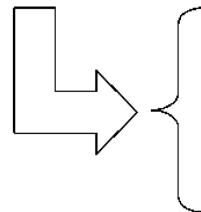
④海水中放射性物質濃度の推移(3／3)：海側遮水壁設置工事の進捗状況



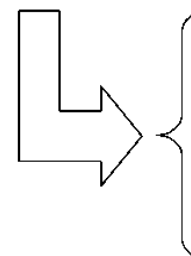
(3) 護岸背面の汚染エリアにおける汚染水対策

護岸背面の汚染エリアにおける汚染水対策の基本方針

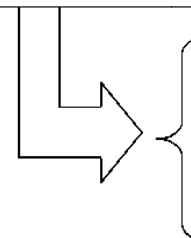
1. 汚染水を漏らさない

- 
- ①護岸背面に地盤改良を実施し、放射性物質の拡散を抑制
 - ②汚染エリアの地下水くみ上げ

2. 汚染源に地下水を近づけない

- 
- ③山側地盤改良による囲い込み、及び地下水流入量の管理
 - ④雨水等の侵入防止のためアスファルトフェイシングを実施

3. 汚染源を取り除く

- 
- ⑤分岐トレンチ等の汚染水を除去し、閉塞
 - ⑥海水配管トレンチの汚染水の浄化、水抜きを実施

①護岸背面に地盤改良を実施し、放射性物質の拡散を抑制 (汚染水を漏らさない)

1～2号機取水口間護岸背面の地盤改良は8月9日朝に完了（図1）

2～3号機、3～4号機取水口間の護岸背面を同様に施工予定

地盤改良（水ガラス）の効果（約100倍程度水を通しにくくする）

施工は1列目を先行実施し早期の拡散防止を図る。また、更に2列目をラップさせることで確実な施工品質を確保（図1，2）

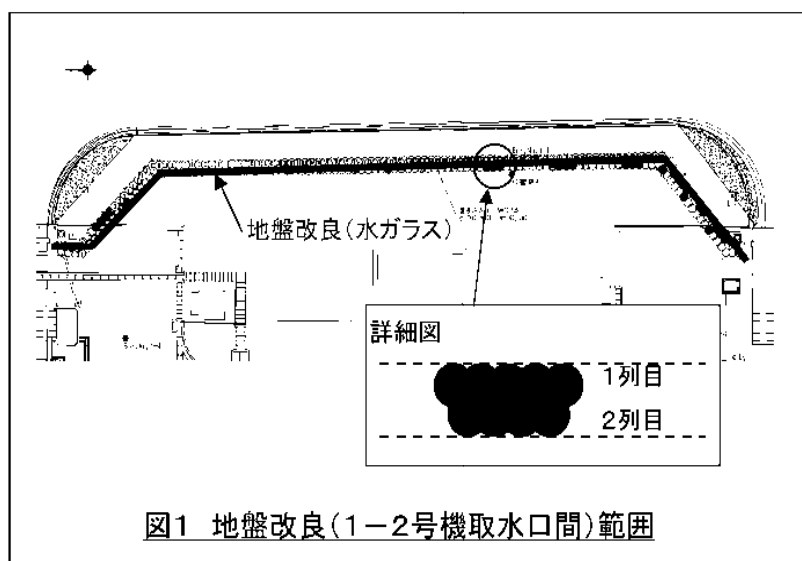


図1 地盤改良(1～2号機取水口間)範囲

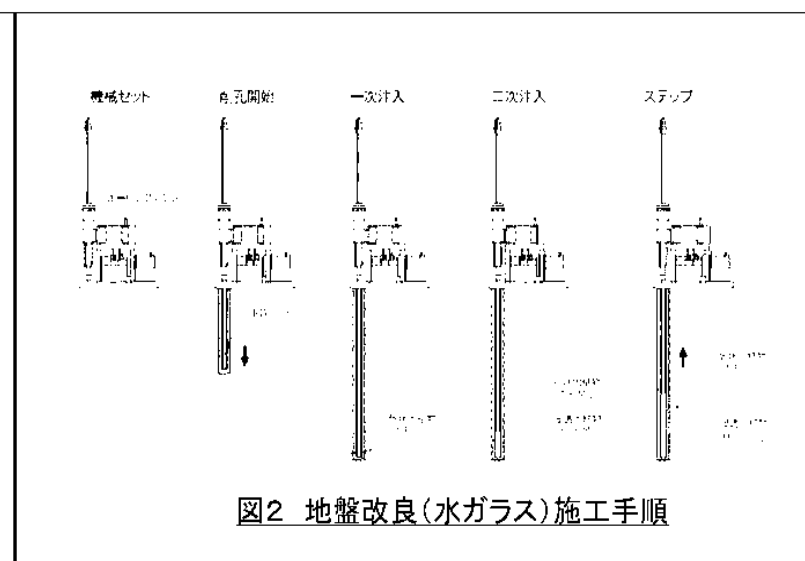


図2 地盤改良(水ガラス)施工手順

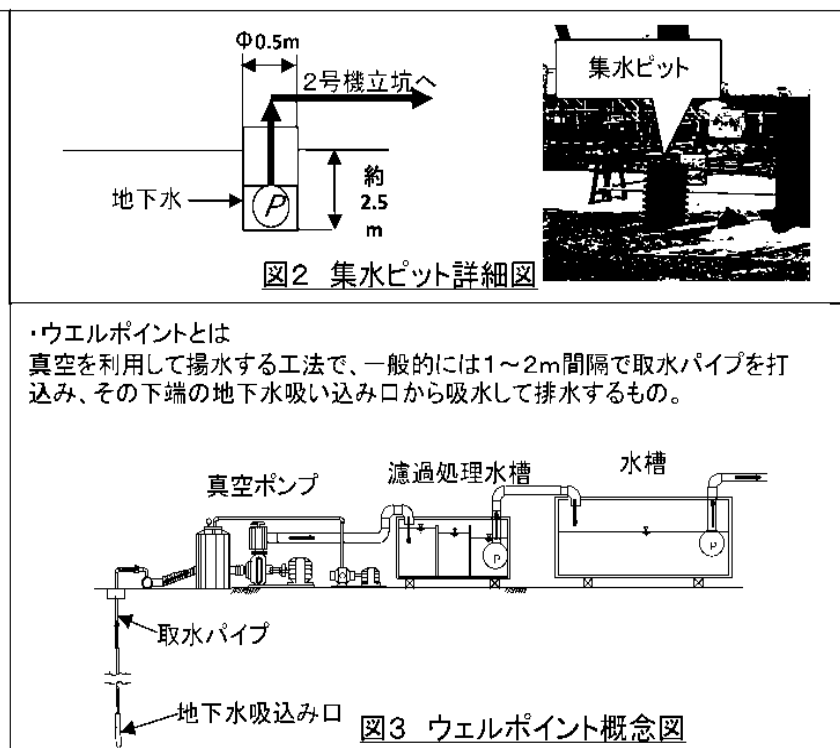
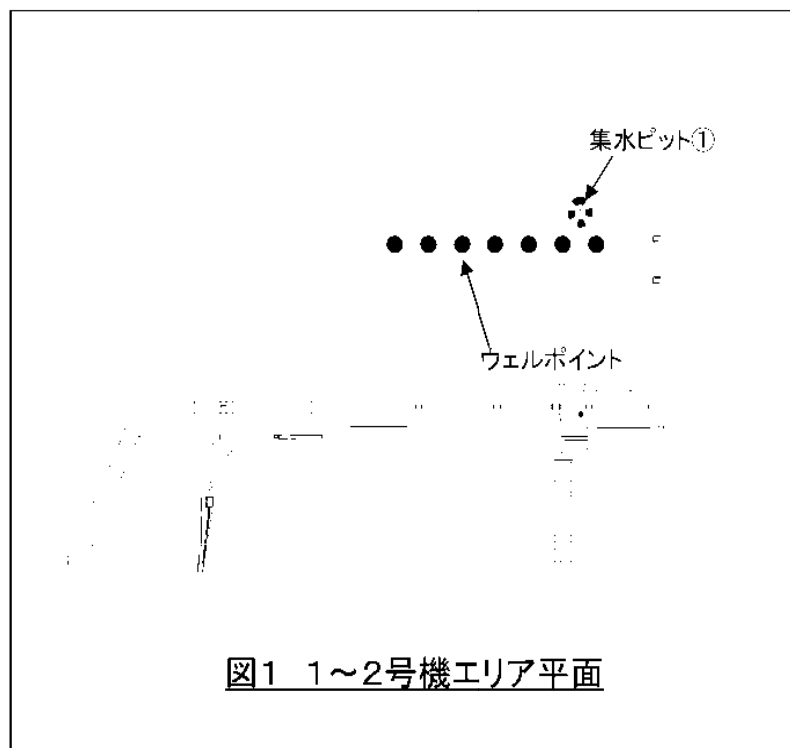
②汚染エリアの地下水くみ上げ (汚染水を漏らさない)

囲い込みエリア内に集水ピット（集水ピット①は、8月9日から移送開始）やウェルポイント（バキュームによる強制的な揚水設備）を設置し、地下水位を低下させる（図1、2、3）

集水ピット①のくみ上げ量は、約 24m^3 /日（8月10日の実績）

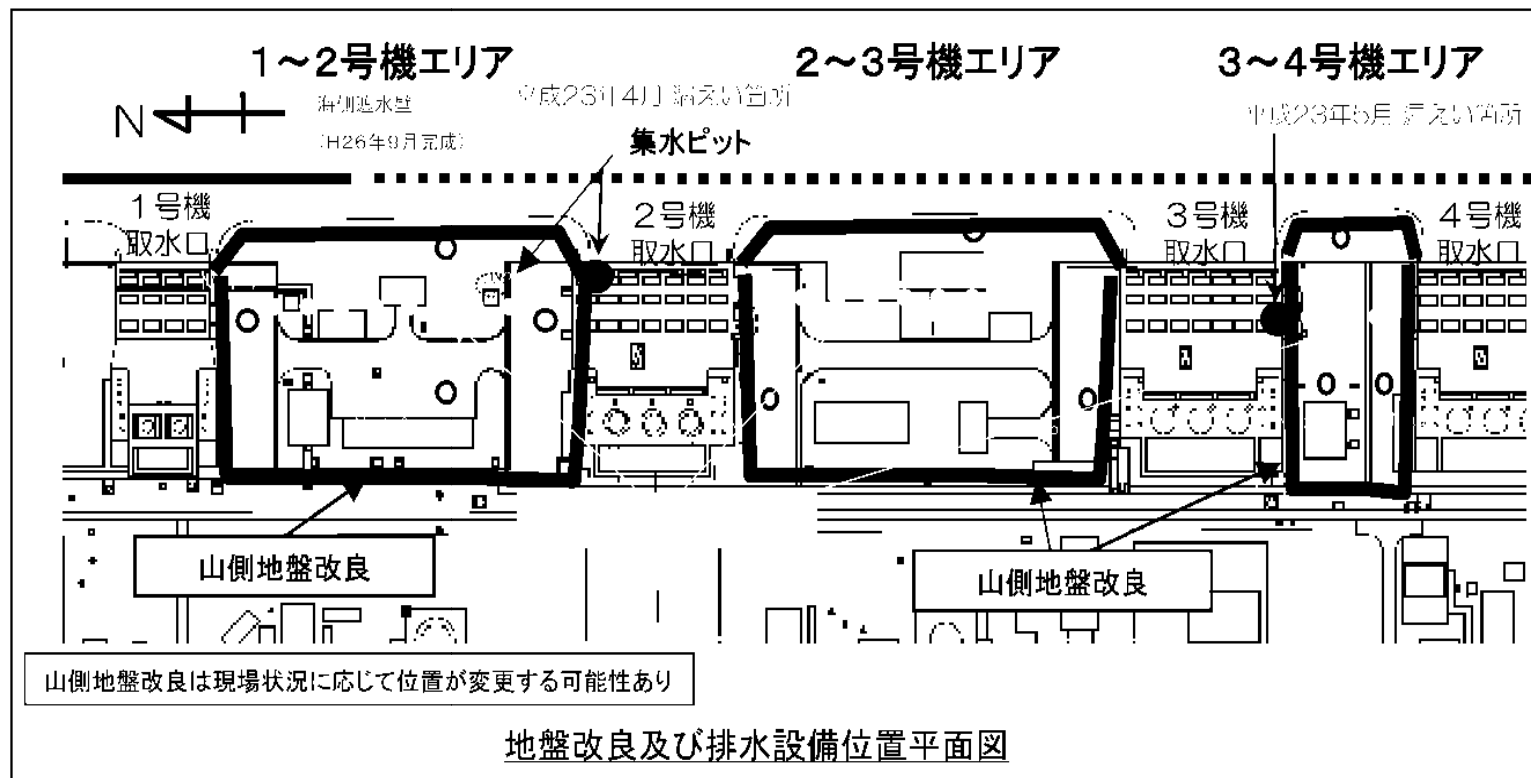
1～2号機取水口間エリアに関しては2号機C立坑に移送する

これから実施する2～3号機、3～4号機取水口間エリアに関しては、地盤改良による地下水変動（上昇）に対応できるよう揚水設備を平行して設置する



③山側地盤改良による囲い込み, 及び地下水流入量の管理 (汚染源に地下水を近づけない)

山側の囲い込みは海側と同様に水ガラスによる地盤改良（水ガラス）を計画している
囲い込みエリア内の地下水位を管理する

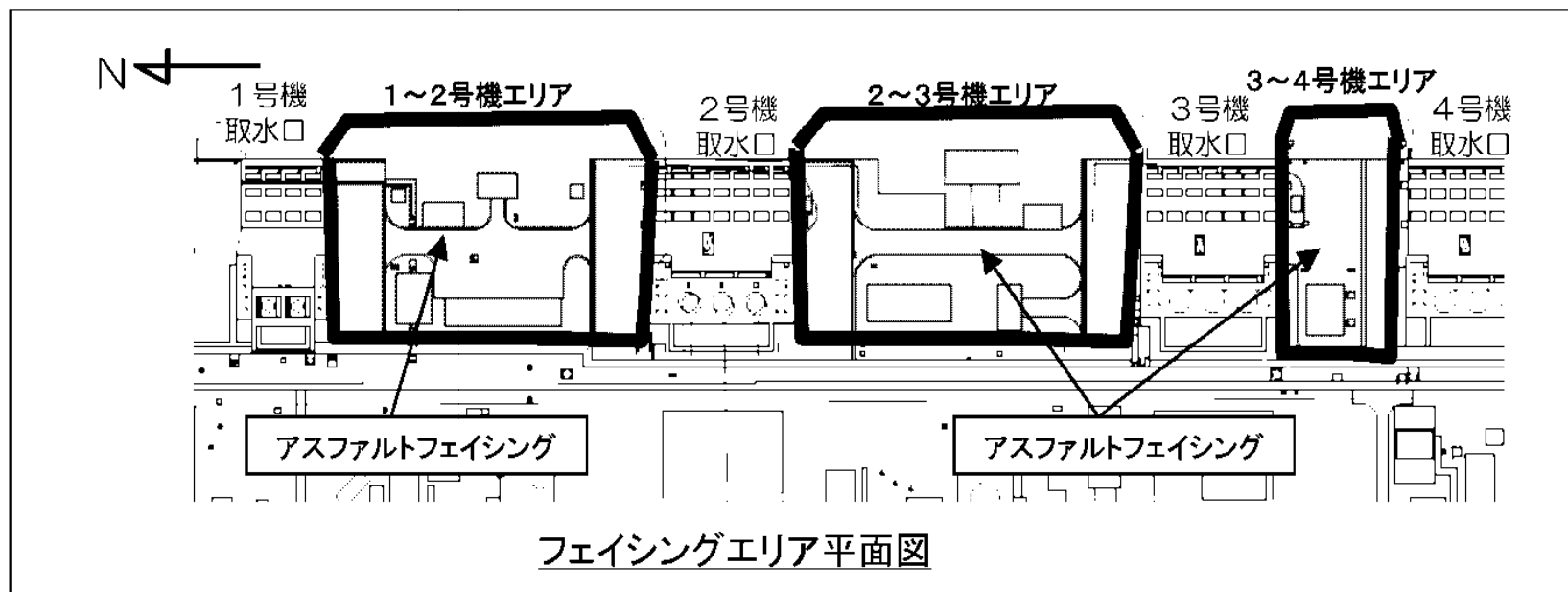


④雨水等の侵入防止のためアスファルトフェイシングを実施 (汚染源に地下水を近づけない)

地盤改良による囲い込みエリアの雨水の浸透を抑制するため地表面をアスファルト舗装によりフェイシングを実施する。

アスファルトの透水係数は $10^{-6} \sim 10^{-7}$ (cm/sec)程度であり、表面は勾配をつけて雨水を排水する

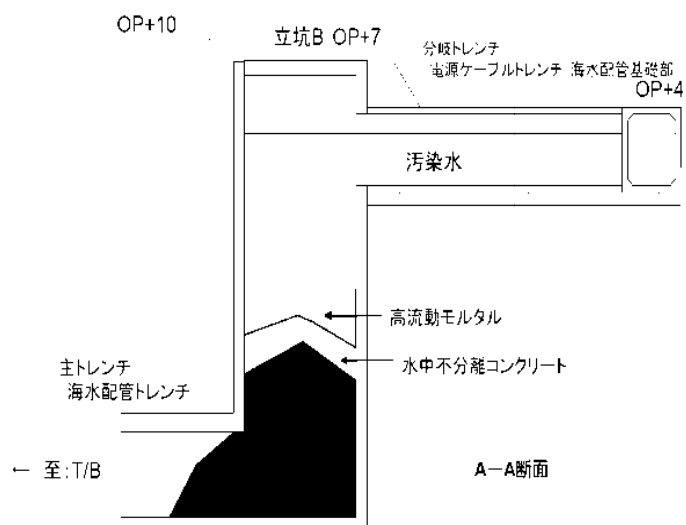
エリア全体を屋根で覆う方法も考えられるが、早期に雨水の浸入を防止し、メンテナンスや表面の有効活用（作業ヤード等）の観点から、アスファルトによるフェイシングを実施予定



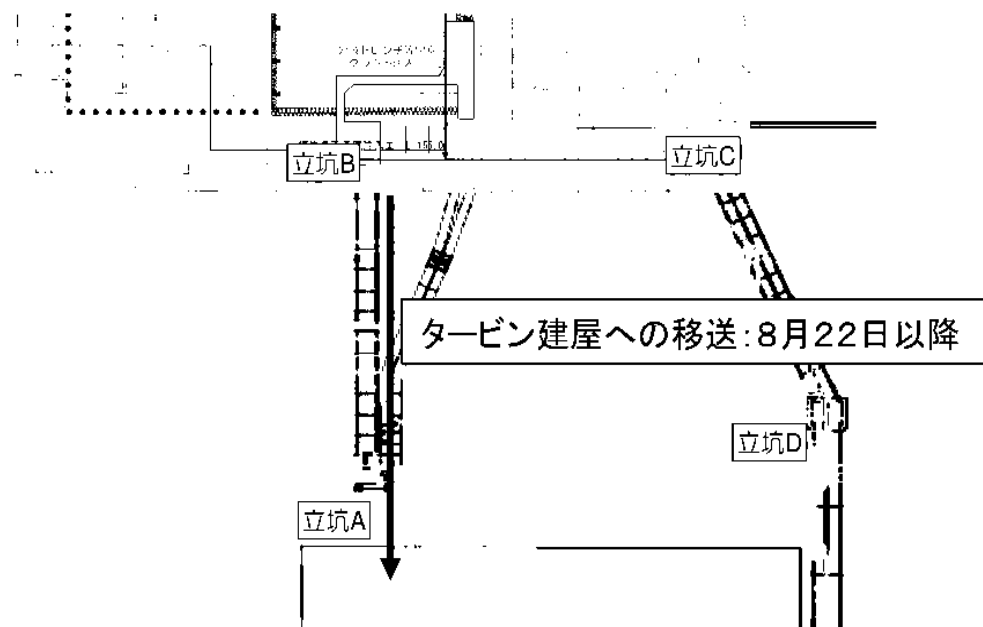
⑤分岐トレンチ等の汚染水を除去し、閉塞(1/2):汚染水の移送 (汚染源を取り除く)

汚染水の移送が必要な2号機分岐トレンチに関しては、分岐トレンチに通じるB立坑の汚染水と合わせて、タービン建屋に移送。移送開始は8月22日以降。

立坑Bの閉止状況

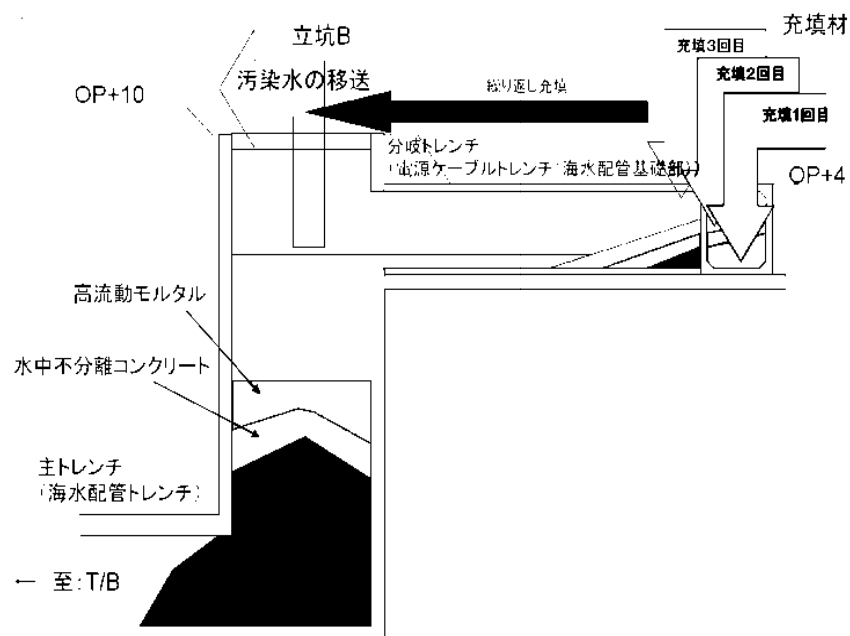


立坑Bからタービン建屋の移送ルートについて



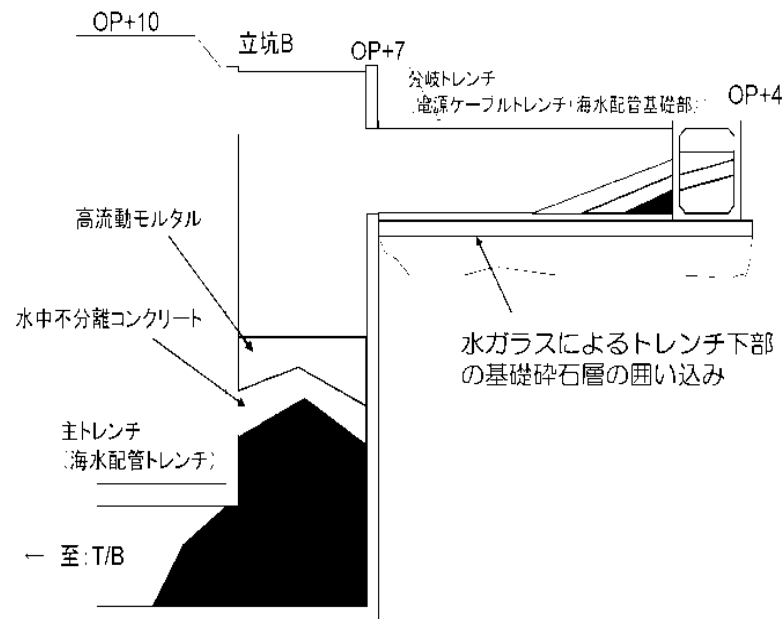
⑤分岐トレンチ等の汚染水を除去し、閉塞(2/2):2号機分岐トレンチの充填 (汚染源を取り除く)

充填工事の概要



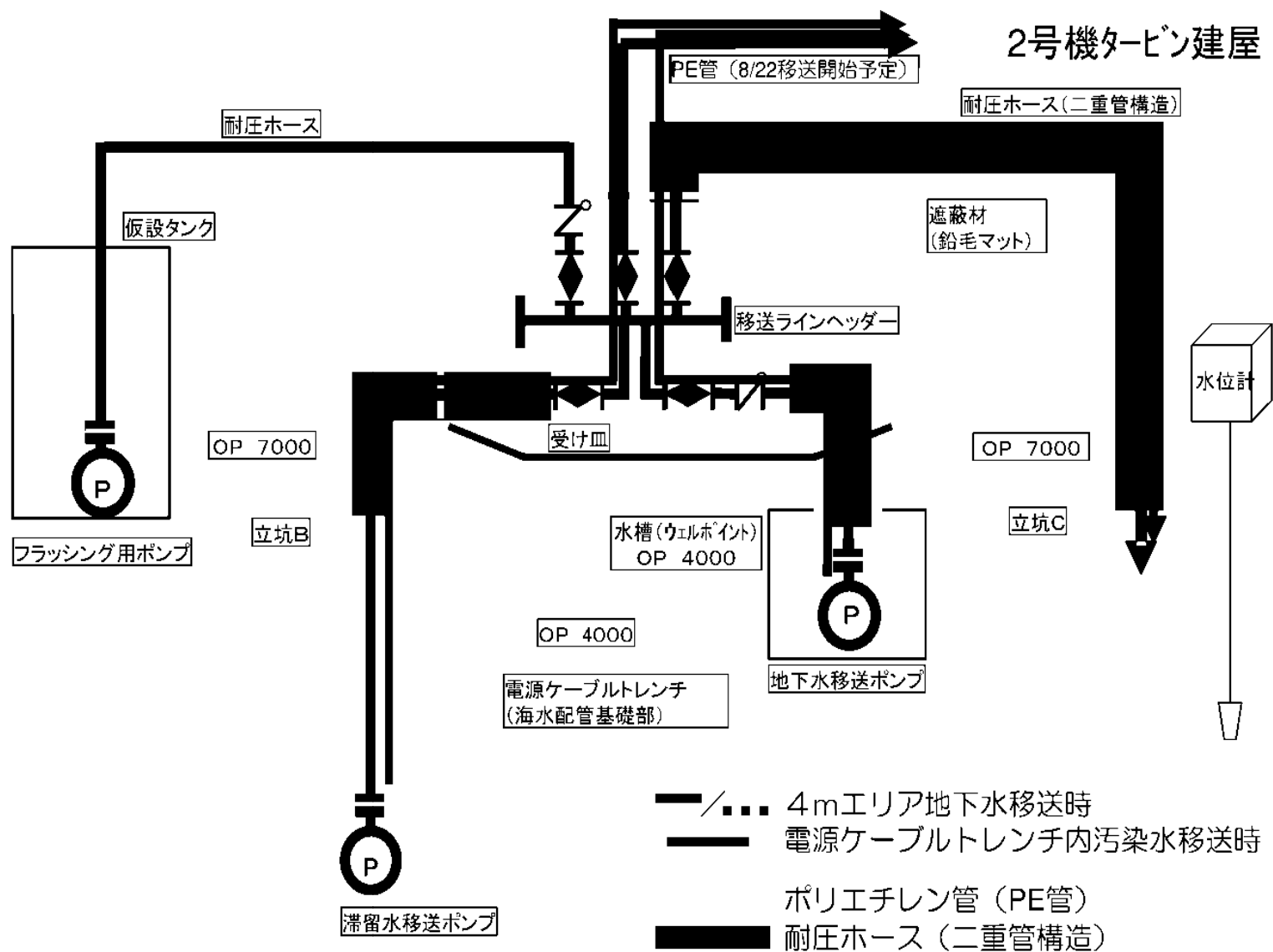
汚染水を移送し、充填材を打設、トレンチ充填材の打設時には、汚染水が溢れないように管理しながら、作業を実施。

基礎碎石部の囲い込み概要



充填後には、トレンチ下部の基礎碎石層等に汚染が確認されれば、基礎碎石部に水ガラスを打設し、汚染水の囲い込みを実施。

参考(1/5):移送ライン系統図



参考(2/5):移送ラインの漏えい防止策

移送ラインの漏えい防止策

- 移送ラインはポリエチレン管(PE管)、または耐圧ホース(二重管構造)とする
- 耐圧ホースについては、ポリ塩化ビニール等のホースで覆う構造(二重管構造)とし、万が一耐圧ホース部からの漏えいが発生した場合でも系外への漏えいを防ぐ構造とする
- 移送ラインのフランジ部等については、受け皿等を設け、土のうによる囲い及びビニールシート養生を実施する
- 移送ラインの継手に抜け防止治具を取り付ける

参考(3/5):地下水移送の実施内容

地下水移送の実施内容

地下水移送ライン淡水使用によるL/T実施時(8/9実施)

- 移送ラインL/Tは、淡水(約2m³)を立坑Cに排出する
- 立坑C水位を連続監視し、2号機タービン建屋、2号機主トレンチの水位の確認を行い、立坑の水位上昇がないことを確認した※

※2号機主トレンチと2号機タービン建屋が連動しない場合、
約27mm上昇すると予想
また、地下水移送時にはタービン建屋水位の低下に合わせて立坑Cの
水位も低下した。

地下水移送ラインによる2号機タービン建屋／立坑Cへの移送

- 地下水位が地盤改良の天端より高い場合(地盤改良の内側と外側の地下水位を測定)、地下水の汲み上げを速やかに実施する
- 移送先は、2号機タービン建屋とするが、2号機タービン建屋に移送するラインが完了するまで立坑Cとする(移送先の水位監視は実施)
- 水槽(ウェルポイント)水位のON/OFF制御により移送する

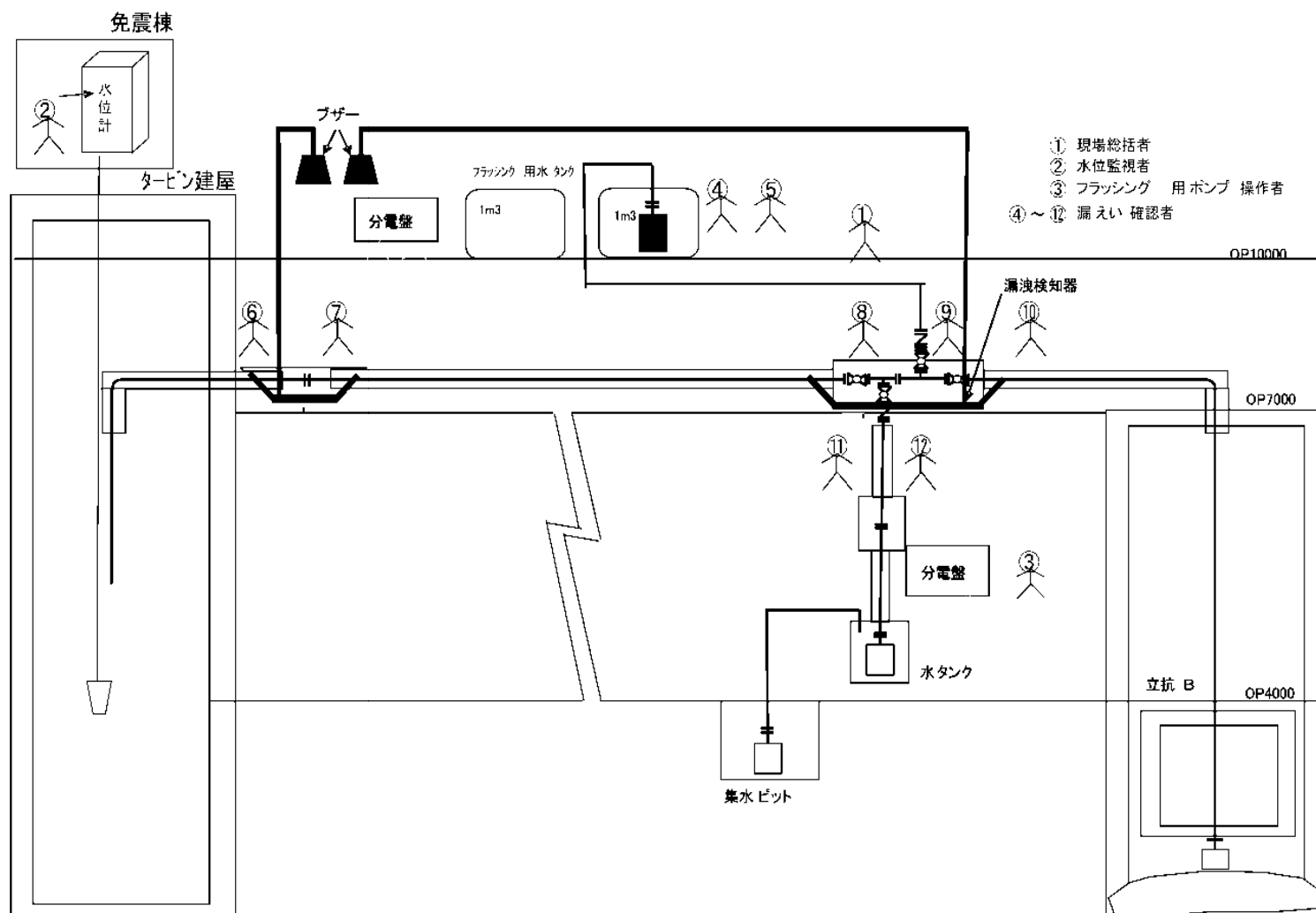


参考(4/5):分岐トレンチ滞留水移送の実施内容

分岐ケーブルトレンチ滞留水移送の実施内容

- 移送ラインL/Tは、淡水を2号機タービン建屋に排出する
- 2号T/Bの水位は免震棟で監視する
- 移送ラインの漏えい監視は、ライン近傍での線量が上昇することから、遠方(10m盤)で実施する
- 移送ラインヘッダー部(受け皿を設置)に設置した漏えい検知器の作動(ランプ・ブザーで確認)が確認された場合は、即時ポンプを停止する

参考(5/5):分岐トレンチ移送時における現場配置図



⑥海水配管トレンチの汚染水の浄化，水抜きを実施 （汚染源を取り除く）

- （i）主配管トレンチ（海水配管トレンチ）内汚染水の浄化方法
- （ii）トレンチ内汚染水の水抜き方法について
- （iii）主な検討課題
- （iv）タービン建屋接続部の状況
- （v）凍結模型試験

(i) 主配管トレンチ(海水配管トレンチ)内汚染水の浄化方法

トレンチ内汚染水処理にはT/B接合部の止水等の大きな技術課題があり、課題解決には時間を要することから、まずトレンチ内汚染水の濃度低減を行い、その後トレンチ凍結止水によるトレンチ内汚染水の水抜き・充填を実施する。浄化については、以下の2つの方法の準備を行っているが、主として処理装置による浄化を実施する予定。

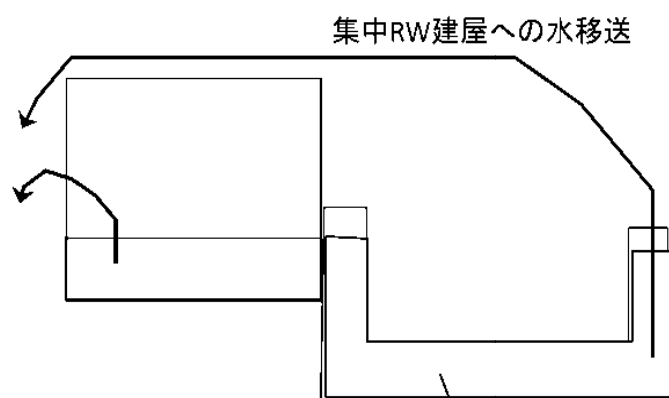
① 水処理設備(既設)への移送・処理

タービン建屋への移送と同様に、トレンチ内濃度が濃い場合には下げることが可能。

現状の汚染水の流れと異なるため調整が必要

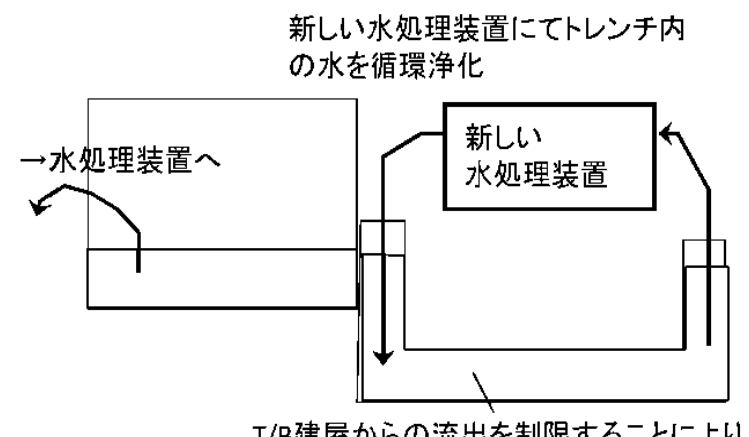
② 処理装置の設置・処理

立坑から汚染水を取り出し、処理装置(追設)で浄化した後、トレンチに戻す循環浄化運転



T/B建屋内と同程度まで低減

① 水処理設備への移送



T/B建屋からの流出を制限することにより、
T/B建屋より低濃度まで浄化可能

② 処理装置の設置

(ii) トレンチ内汚染水の水抜き方法について: 施工概要

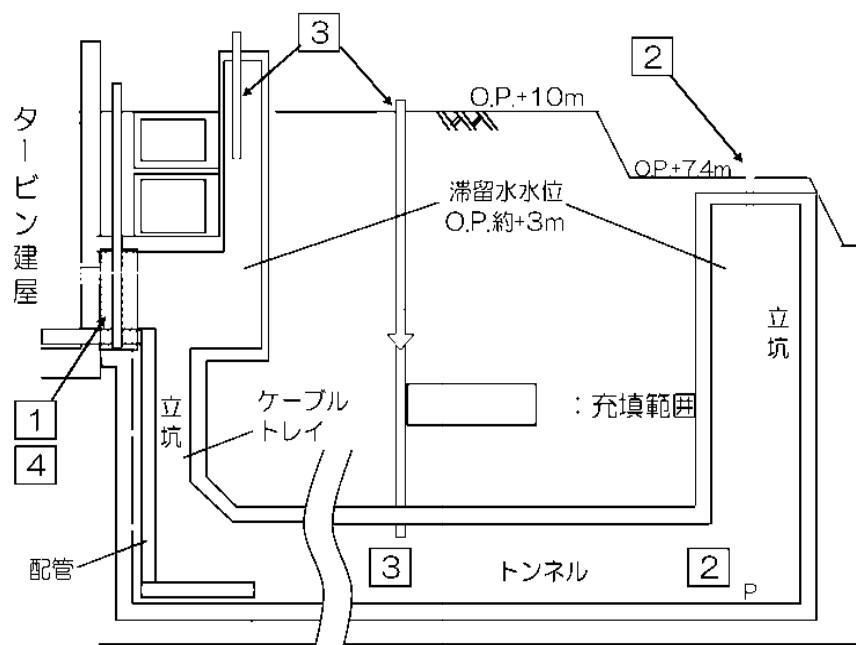
課題: タービン建屋と海水配管トレンチの分離

▶ タービン建屋とトレンチの接続部の凍結による止水を検討

凍結止水方法の大きな課題

- 本来は、地盤中の間隙水を凍結させる工法であり、直接、水を凍結させた実績がない（凍結時に水に流れが発生し、凍結し難いという懸念がある）
- 凍結箇所に配管やケーブルトレイなどの支障物があるため、凍結時の支障となる

課題解決を目的として
凍結模型試験を実施，評価



建屋接続部を凍結止水

1

トレンチ内汚染水を移送

2

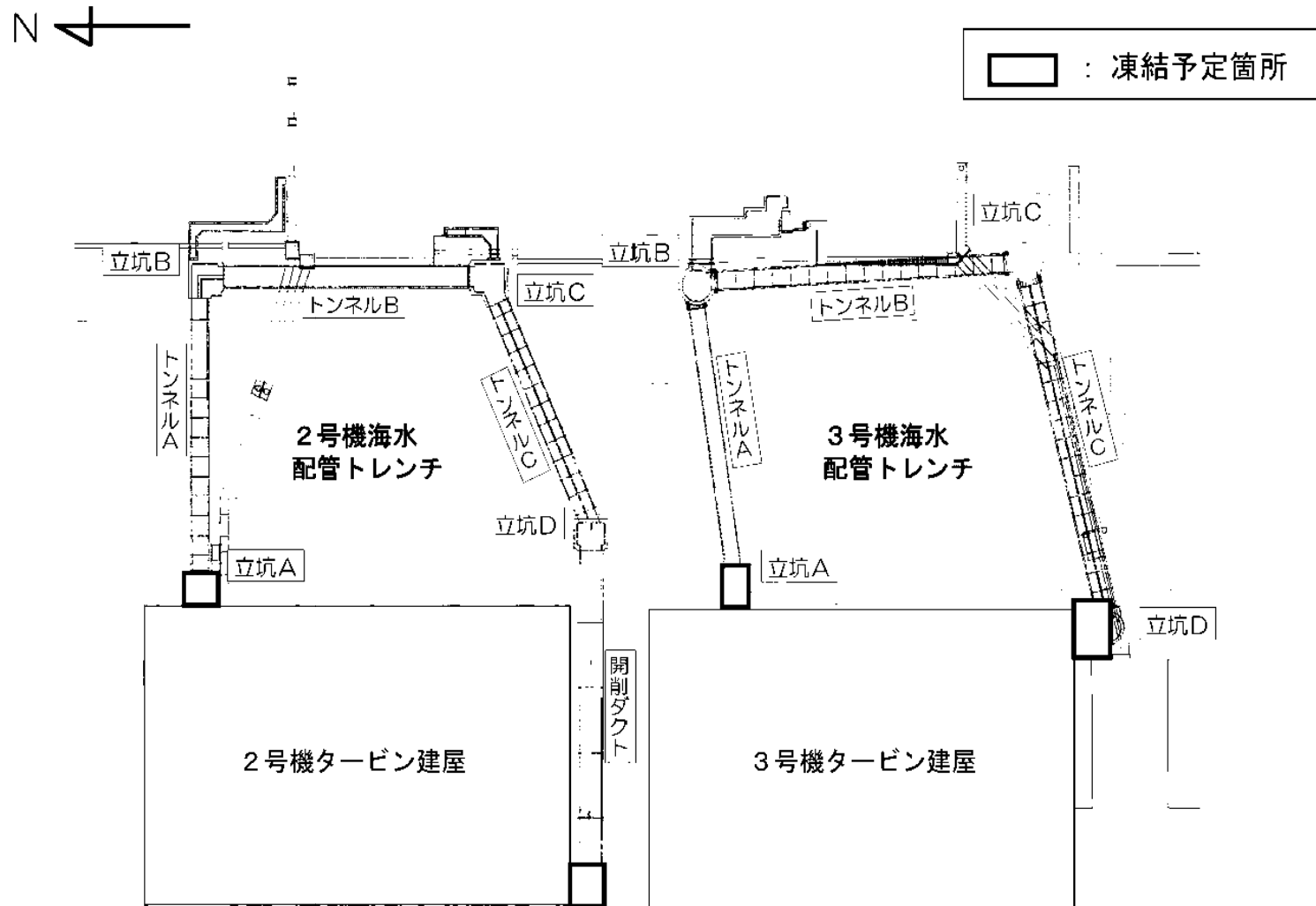
トレンチ部・立坑充填

3

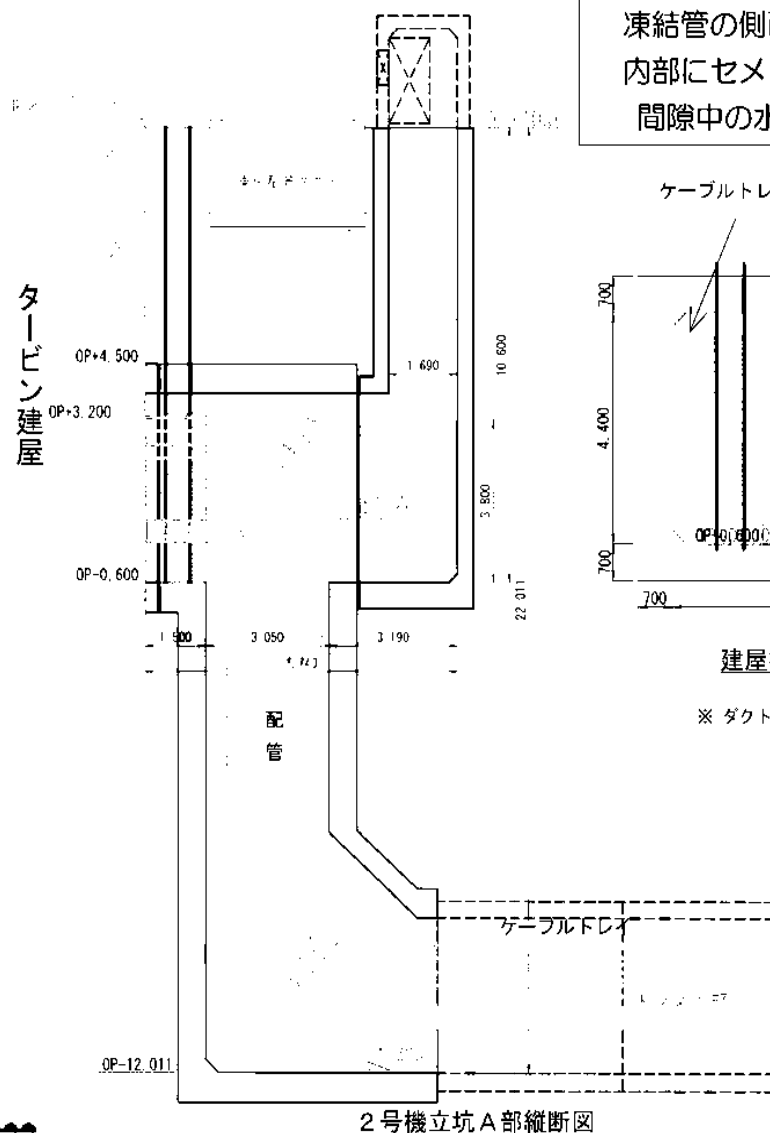
建屋接続部の解凍，充填

4

(ii) トレンチ内汚染水の水抜き方法について: 海水配管トレンチ全体平面図

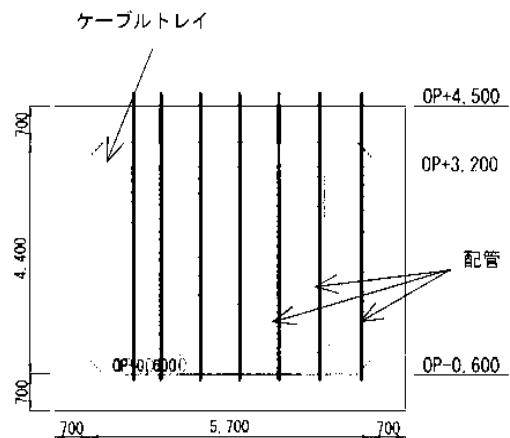


(ii) トレンチ内汚染水の水抜き方法について：凍結止水部の構造



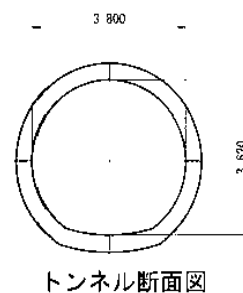
2号機立坑A部縦断面図

凍結管の側面に配置したパッカーの内部にセメント系固化材を充填し、間隙中の水を凍結させ、止水する



建屋接続部正面図※

※ ダクト側からタービン建屋方を望む



トンネル断面図

パッカー(内部充填)とは

土木工事使用例：主に施工時の止水を目的に使用
・グラウンドアンカー設置後、空隙充填時の口元止水
・地盤改良(薬液注入等)注入時の一部注入口止水



グラウンドアンカー口元止水

パッカー材質：ナイロン製

凍結試験では、長さ約2m、直径300mmと800mm程度の2種類のパッカーをつないで使用



布製パッカー

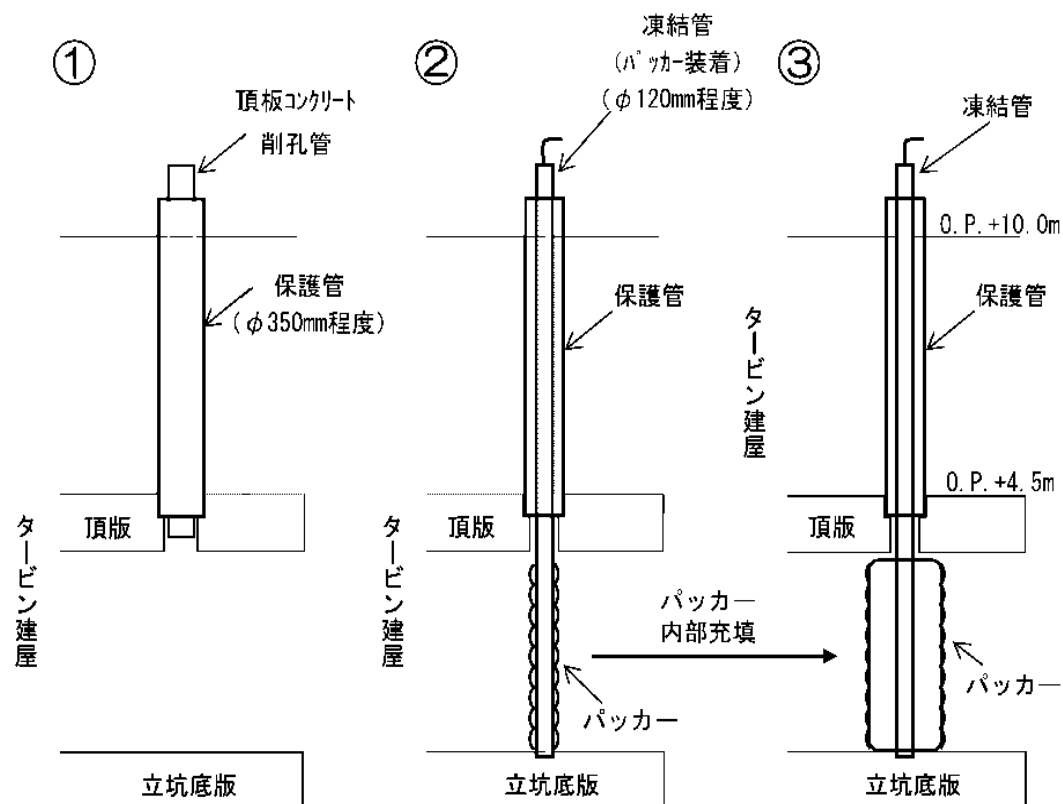
- : 凍結管
- : パッカー (内部充填)



東京電力

(ii) トレンチ内汚染水の水抜き方法について:凍結止水施工フロー(案)

- ① 保護管設置後,
立坑頂版部の削孔
- ② 凍結管 (パッカー装着) 設置
- ③ パッカー内充填材注入
- ④ 凍結プラントへの接続
- ⑤ 凍結開始
- ⑥ 凍結完了



2号機の例

(iii) 主な検討課題(1/3):凍結止水:凍結模型試験で検証

検討項目	対応
配管等の支障物の影響	<u>凍結模型試験で確認・検証</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ 配管やケーブル等の支障物による凍結壁造成への影響を試験で確認する ・ 配管内の水有無による凍結壁造成への影響や凍結時の配管への影響を試験で確認する ・ 立坑外部への凍結管設置や列数増のケースを実施し、その効果を確認する
水そのものの凍結可否 汚染水対流による 凍結可否への影響	<u>凍結模型試験で確認・検証</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ 立坑内部へのパッカー設置および内部への充填材注入により、水の流れを抑えて凍結しやすくする ・ 配管等の支障物によりパッカーが届かない箇所について凍結可否を試験で確認する
凍結止水完了の確認	<u>凍結模型試験で確認・検証</u> <ul style="list-style-type: none"> ・ 測温管による計測温度が氷点以下となることを確認することにより凍結止水完了の確認をするが、試験結果に基づいて最適な管理点の配置を検討する

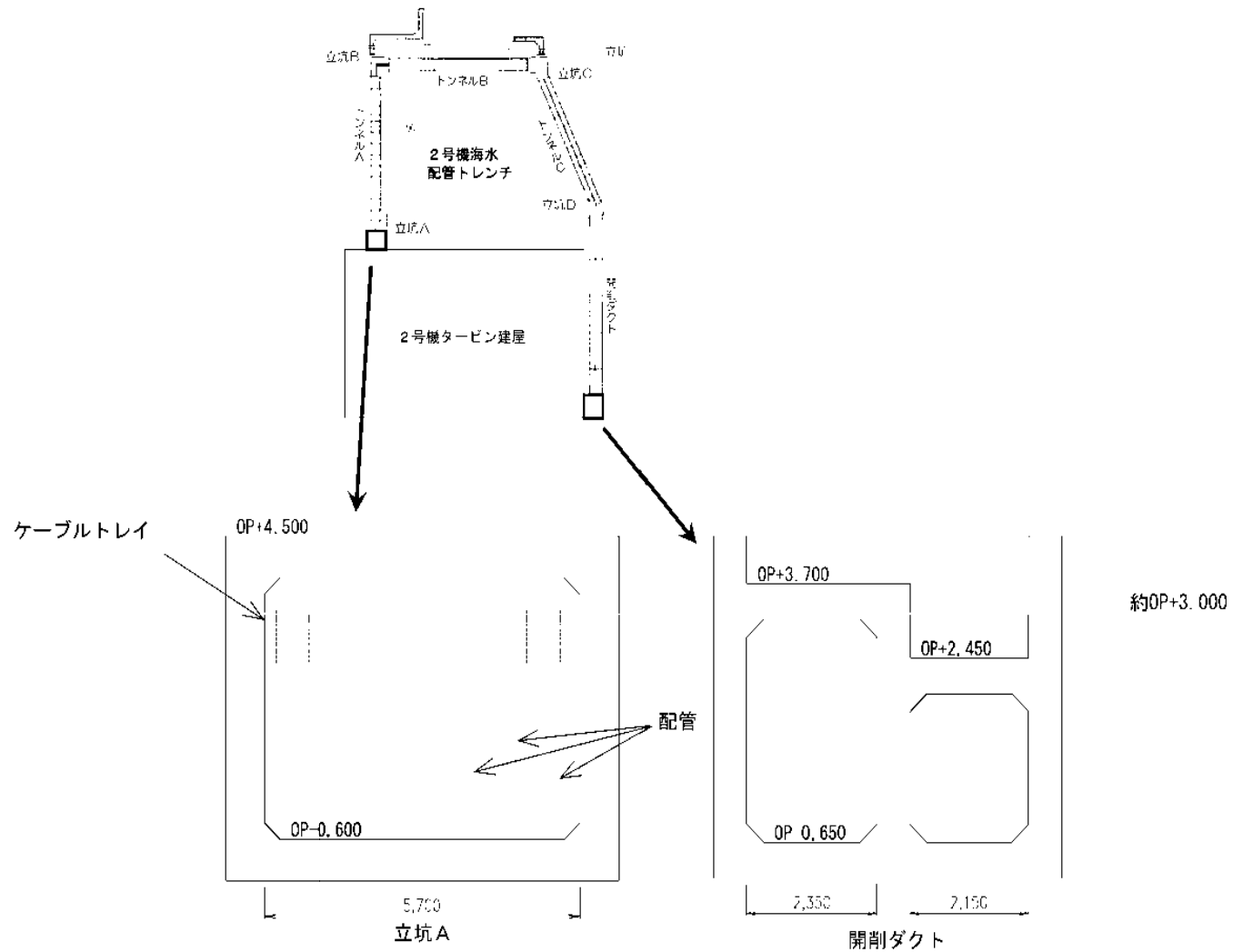
(iii) 主な検討課題(2/3): 水抜き・充填

検討項目	対応
立坑への水抜きポンプ 設置時の支障物の影響	<u>現場確認</u> <ul style="list-style-type: none">・ 事前に立坑底部への設置可否を現地で確認する・ 支障物が存在する場合、その撤去方法について検討する
水抜き後のトレンチ内 地下水流入への対応	<u>机上検討</u> <ul style="list-style-type: none">・ 水抜き後の海水配管トレンチへの地下水流入量を想定し、それに応じた充填方法を検討する
充填材の充填性確保 トレンチ内支障物（配管、 津波漂流物等）の影響 残水の影響	<u>机上検討</u> <ul style="list-style-type: none">・ 最適な充填材を選定する（充填性、水中不分離性等）・ 充填孔のピッチ等の最適化を検討する
充填完了の確認	<u>机上検討</u> <ul style="list-style-type: none">・ トレンチ内への確実な充填が可能な方法を検討する・ 充填後の確認方法について検討する

(iii) 主な検討課題(3/3): 共通・その他

検討項目	対応
施工箇所(凍結管削孔箇所 や凍結・充填プラント等) の線量低減対策	<u>机上検討</u> <ul style="list-style-type: none"> ・各箇所とも高線量(1mSv/h以上)のため、各箇所での施工内容や線量に応じた線量低減対策を検討する ・被曝量増加による人員不足リスクについて検討する
凍結試験や施工検討の結果 凍結止水が成立しない場合 の代替策	<u>机上検討</u> <ul style="list-style-type: none"> ・他工法の検討を含め代替策を検討する
設備損傷や電源喪失リスク	<u>机上検討</u> <ul style="list-style-type: none"> ・リスク低減策および不具合発生時の対応方法について検討する

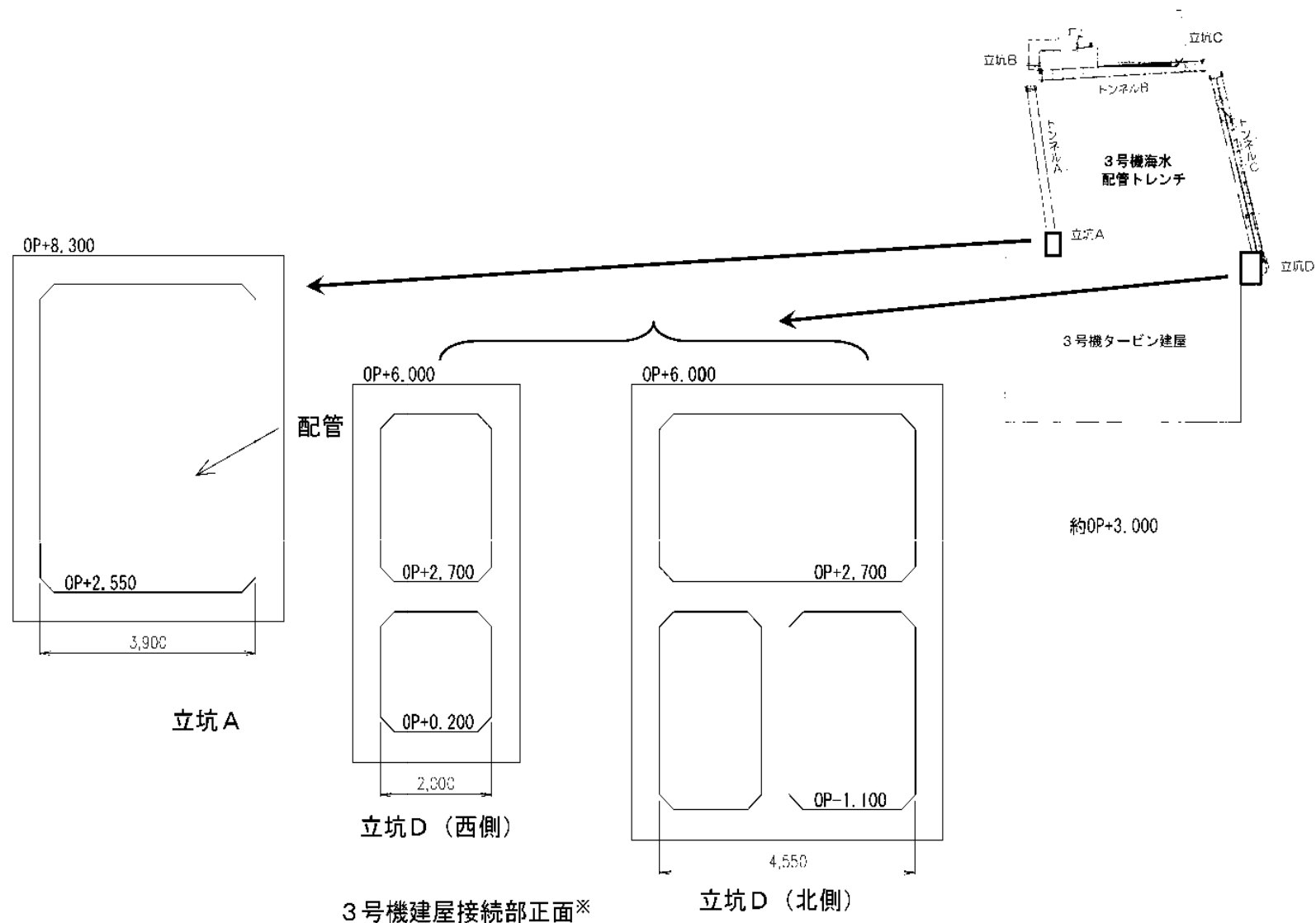
(iv) タービン建屋接続部の状況(1/2): 2号機接続部



2号機建屋接続部正面※

※ 立坑側からタービン建屋方を望む

(iv) タービン建屋接続部の状況(2/2): 3号機接続部



※ 立坑側からタービン建屋方を望む

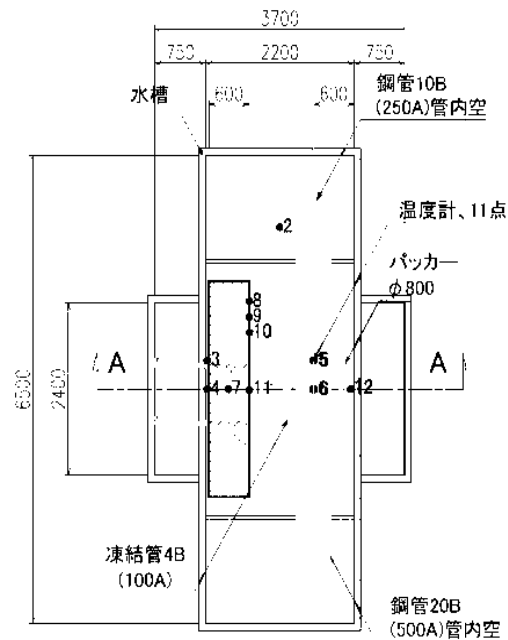
(v)凍結模型試験(1／2):凍結模型試験概要

- ・配管，ケーブルトレイ等の状況を模擬できるよう試験模型を設定
- ・効果的な凍結管の配置を検討するため，複数の試験を実施

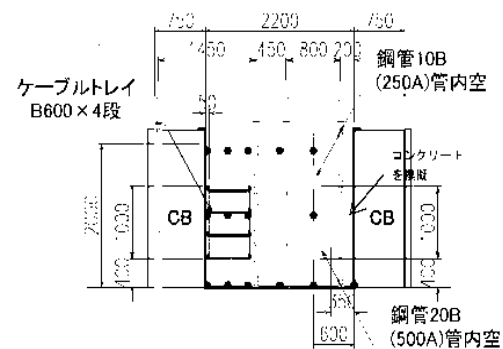
- ・ CASE_1 : 基本ケース（支障物がない状況での止水確認）
- ・ CASE_2 vs CASE_3 : 立坑外側地盤 凍結管有無 比較
配管内水有無 比較
- ・ CASE_2 vs CASE_4 : 凍結管列数（2列 vs 3列）比較

	CASE_1	CASE_2	CASE_3	CASE_4
トレンチ内設備 (配管等)	なし	あり		
凍結管の間隔	一定	トレンチ内設備に従う		
配管内水状態	—	満水	空	満水
外側（地盤側）からの冷却	なし		あり	
凍結管の列数	2列			3列

(v)凍結模型試験(2/2):凍結模型試験 準備状況



底面付近平面図



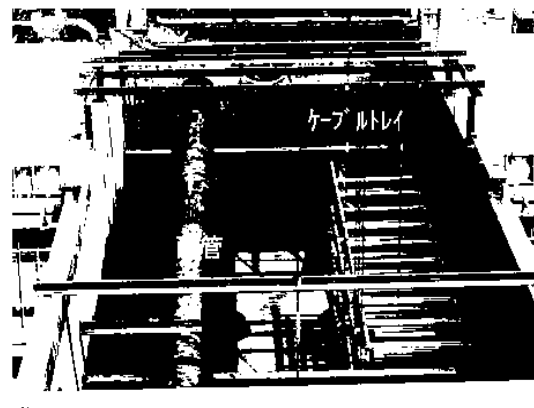
断面図

CASE_3 (2号立坑Aを模擬)



試験模型設置状況 (全景)

凍結時の冷却液には、ブライン
(不凍液, -40度程度)を使用

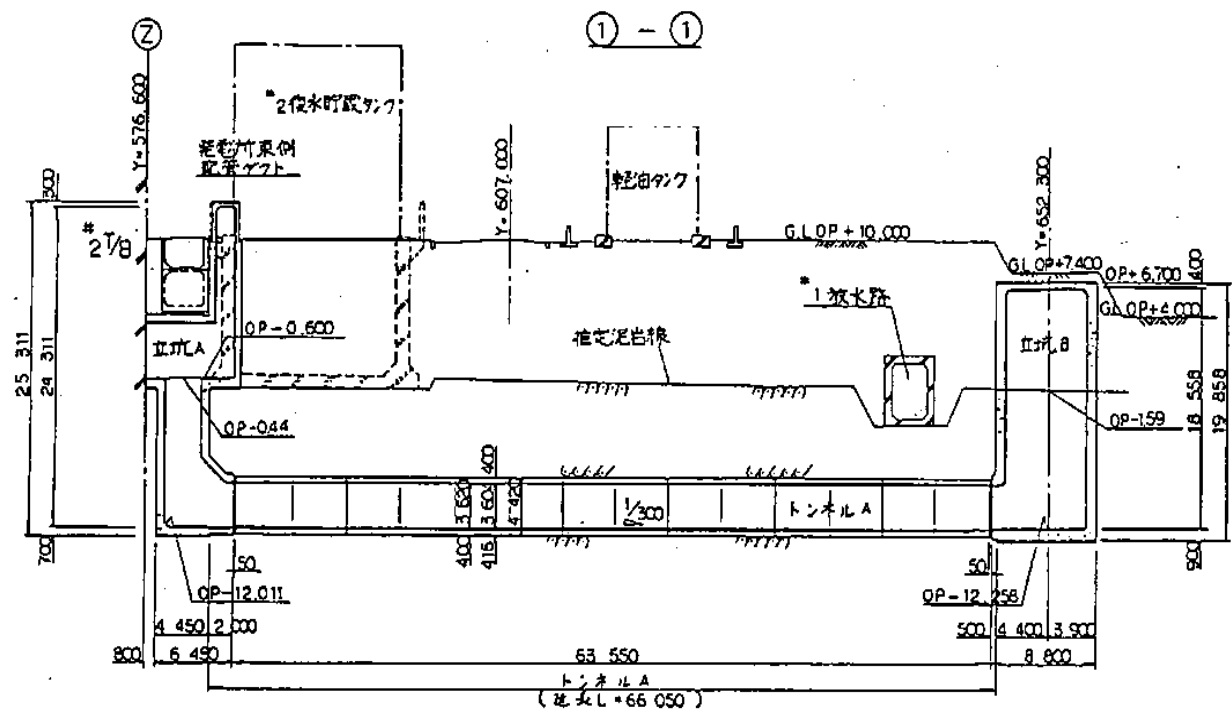
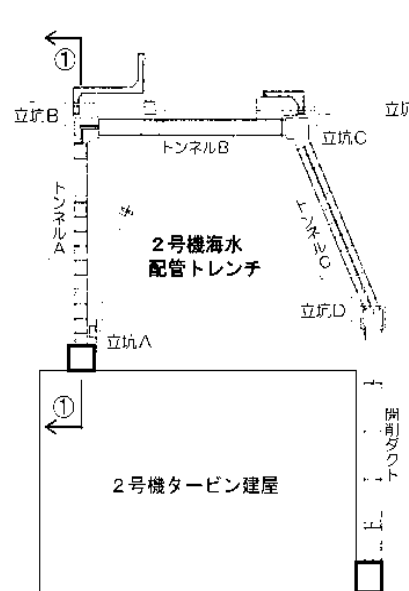


CASE_3 試験模型内部状況



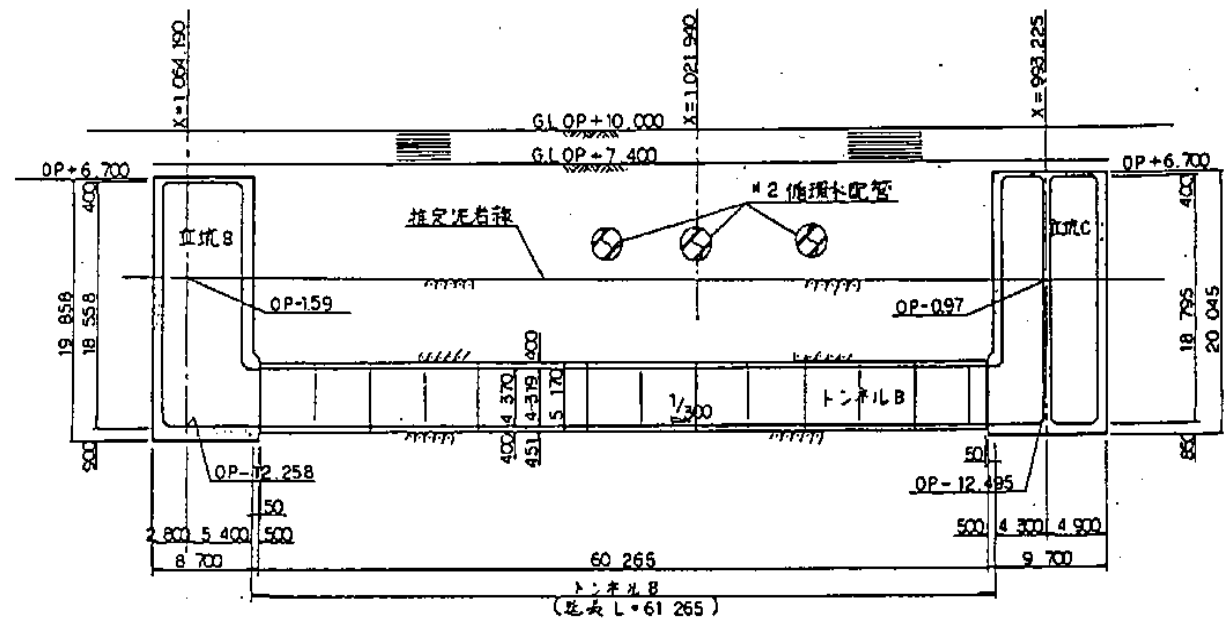
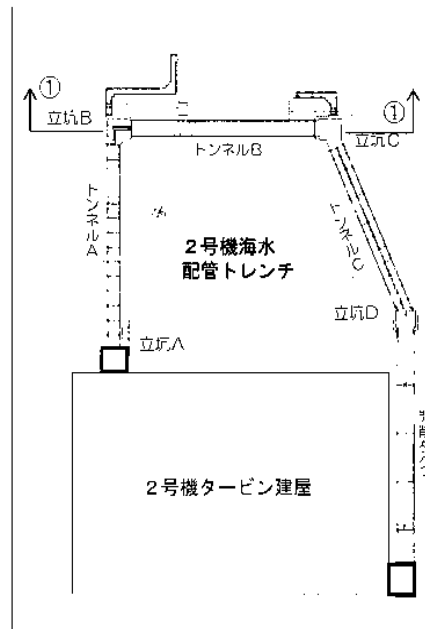
凍結プラント

参考(1/13):海水配管トレンチの構造(2号機)



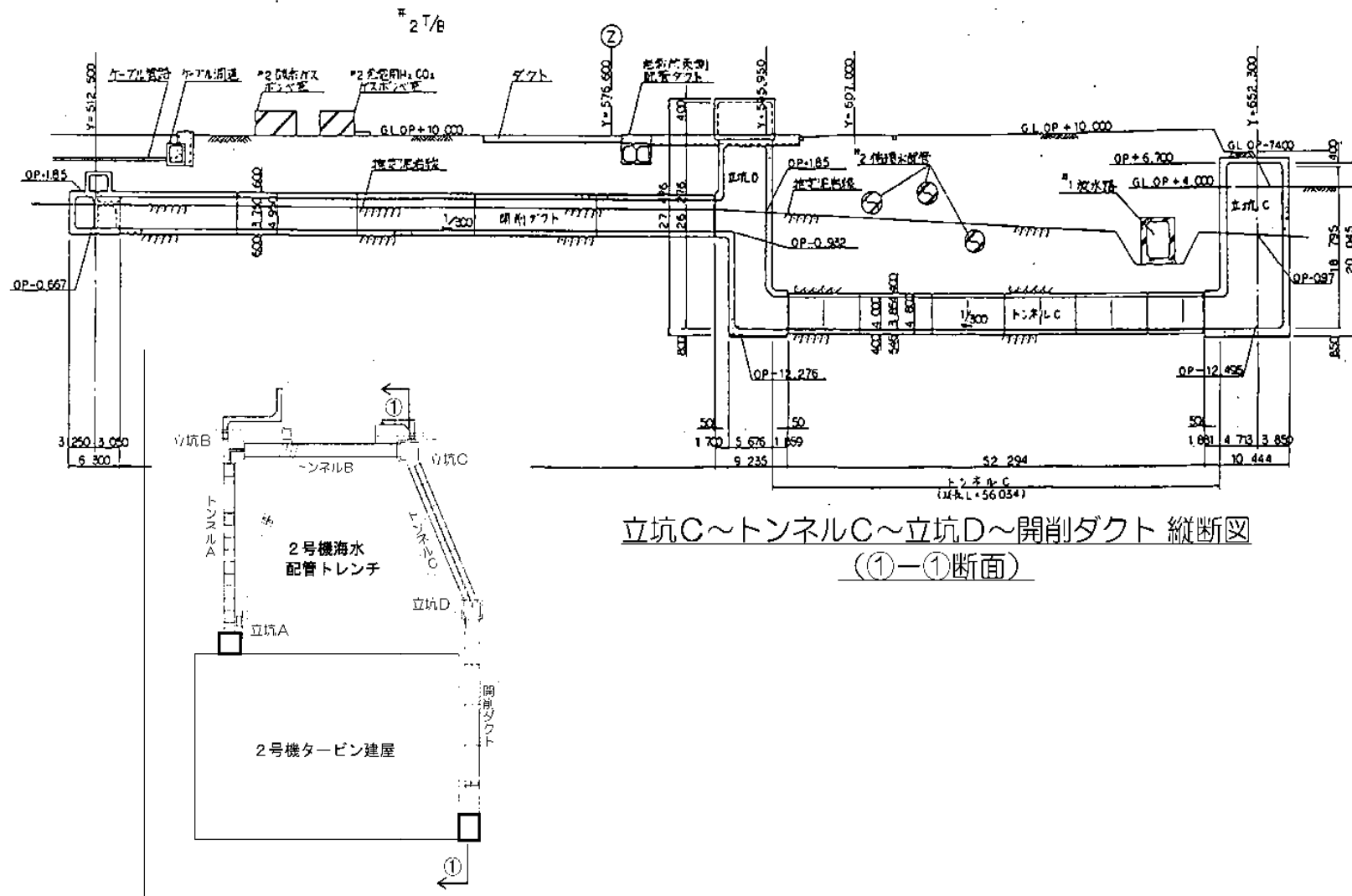
立坑A～トンネルA～立坑B 縦断面図
(①-①断面)

参考(2/13):海水配管トレンチの構造(2号機)

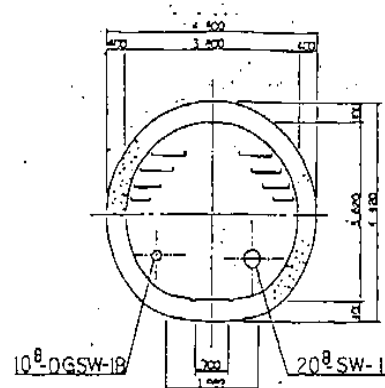
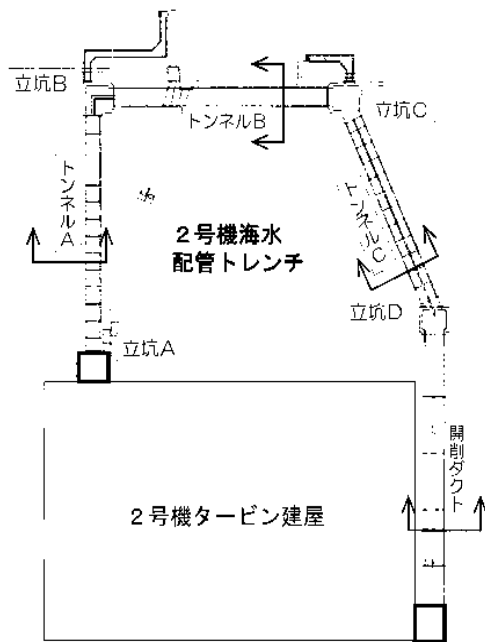


立坑B～トンネルB～立坑C 縦断面図
(①-①断面)

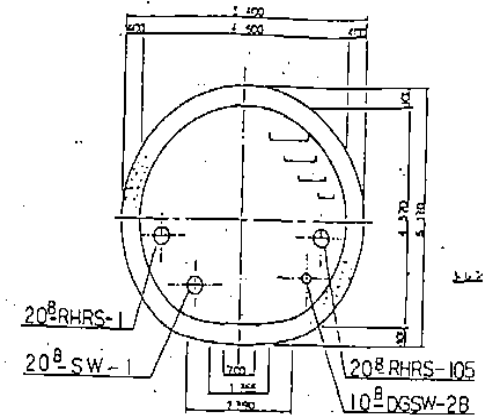
参考(3/13):海水配管トレンチの構造(2号機)



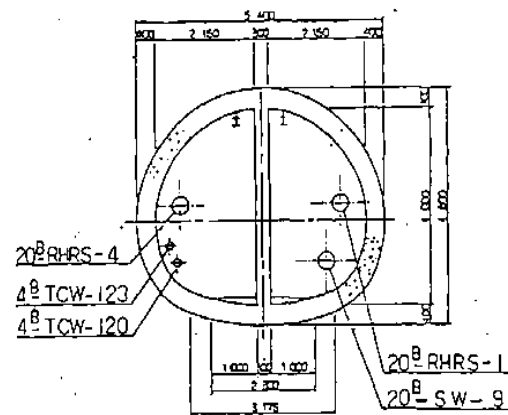
参考(4/13):海水配管トレンチの構造(2号機)



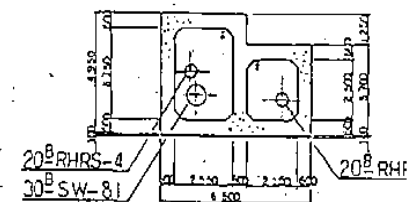
トンネルA 標準断面



トンネルB 標準断面

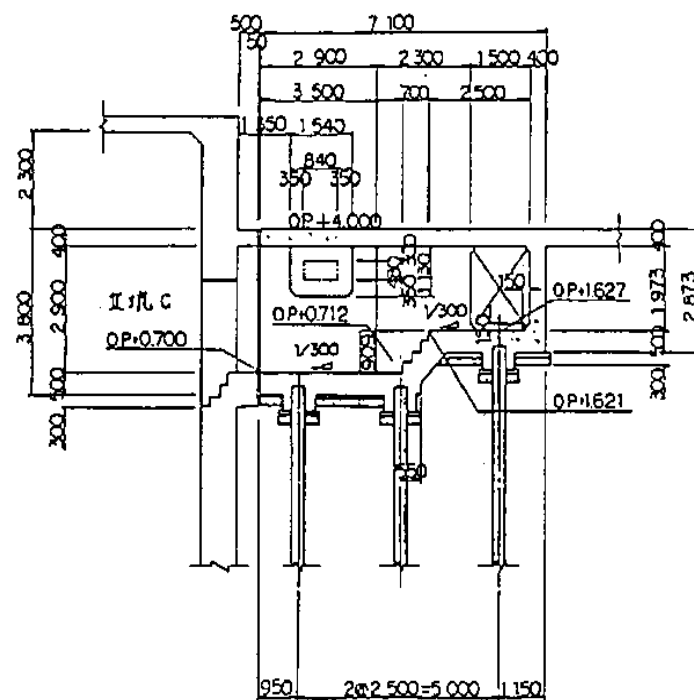
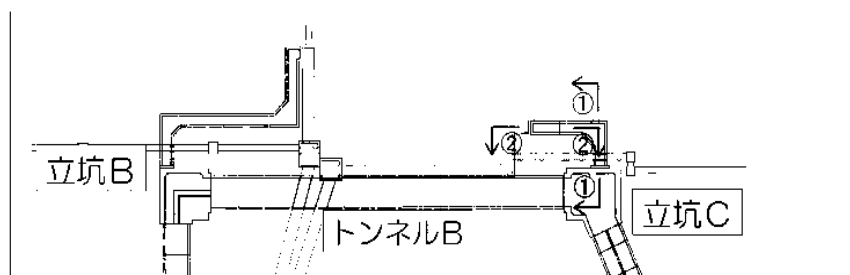


トンネルC 標準断面

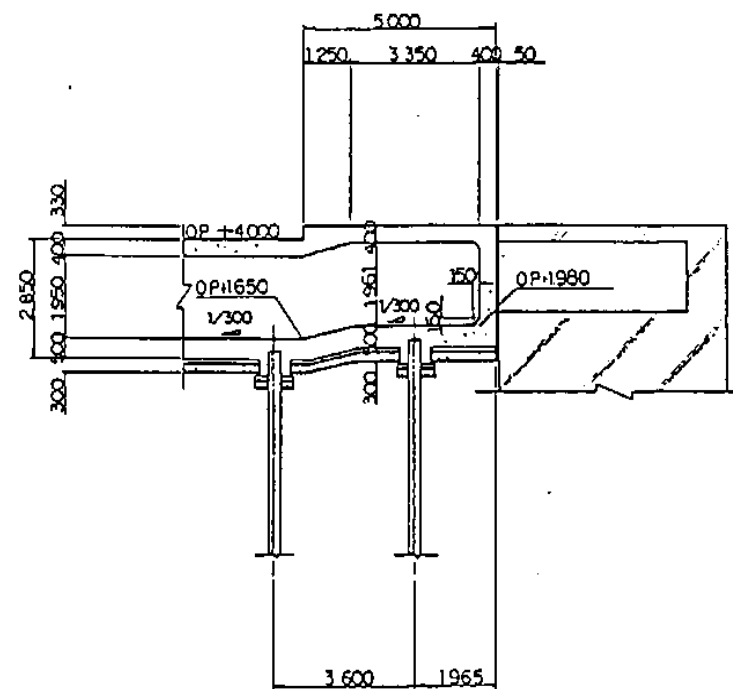


開削ダクト 標準断面

参考(5/13)：海水配管トレンチの構造(2号機)

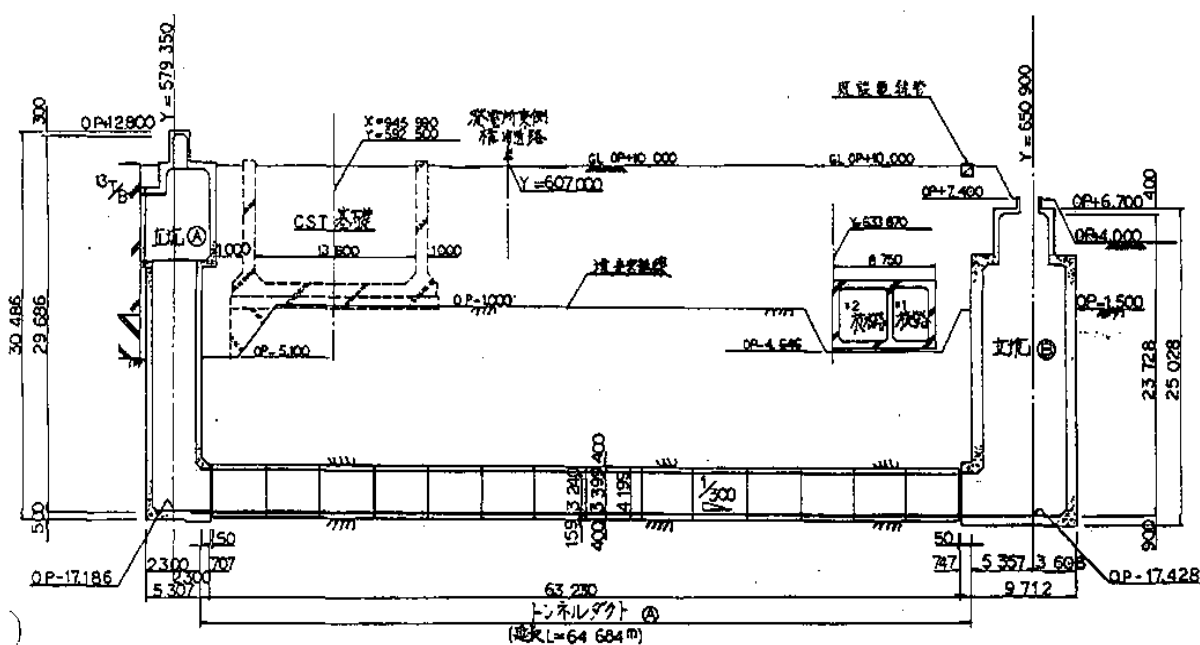
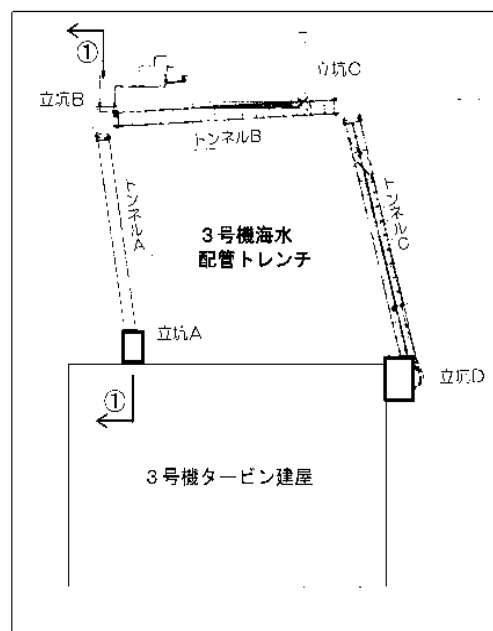


分岐トレンチ ①-①断面



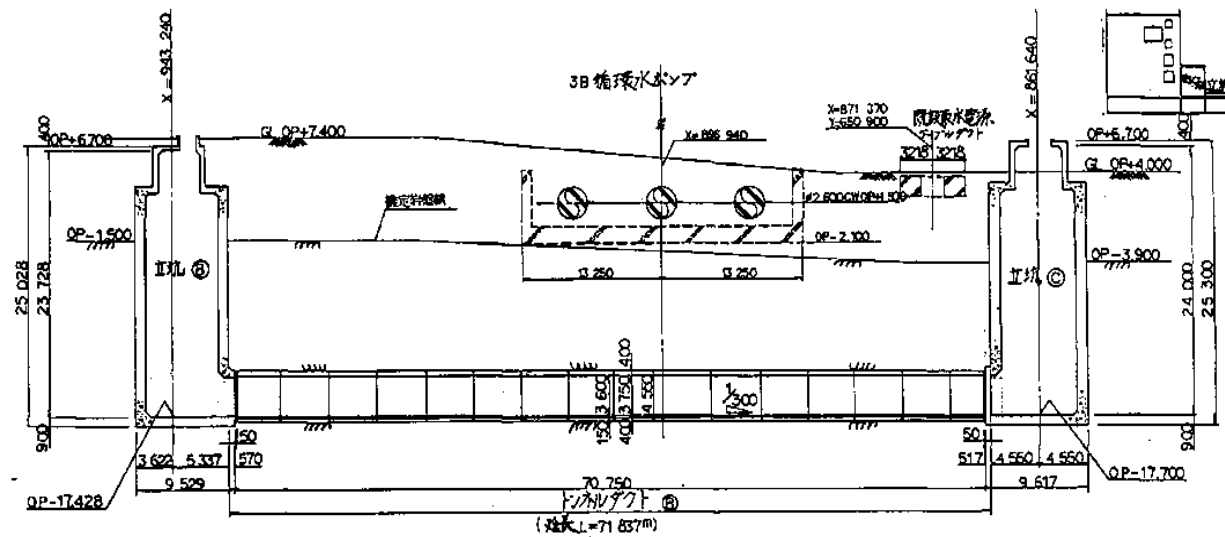
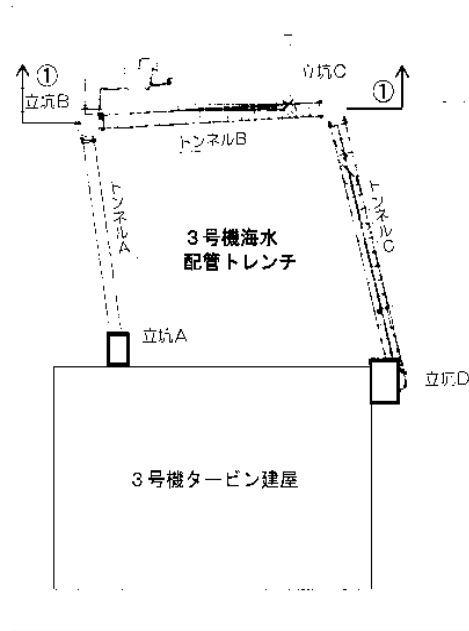
分岐トレンチ ②-②断面

参考(6/13) : 海水配管トレンチの構造(3号機)



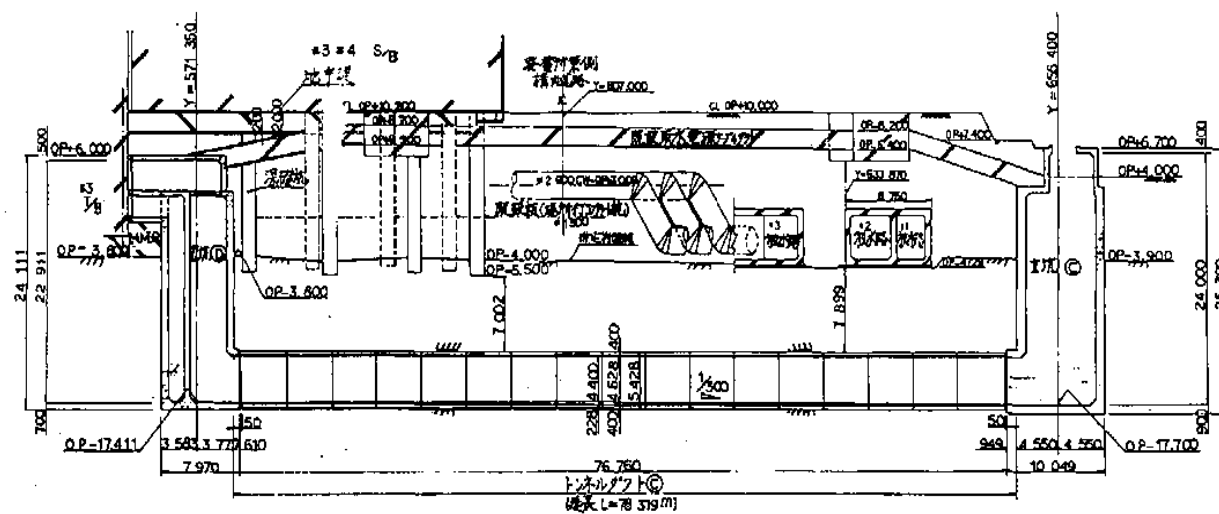
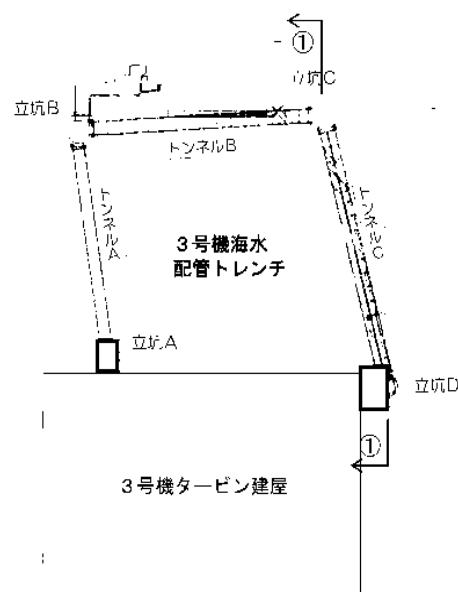
立坑A～トンネルA～立坑B 縦断面図
(①-①断面)

参考(7/13) : 海水配管トレンチの構造(3号機)



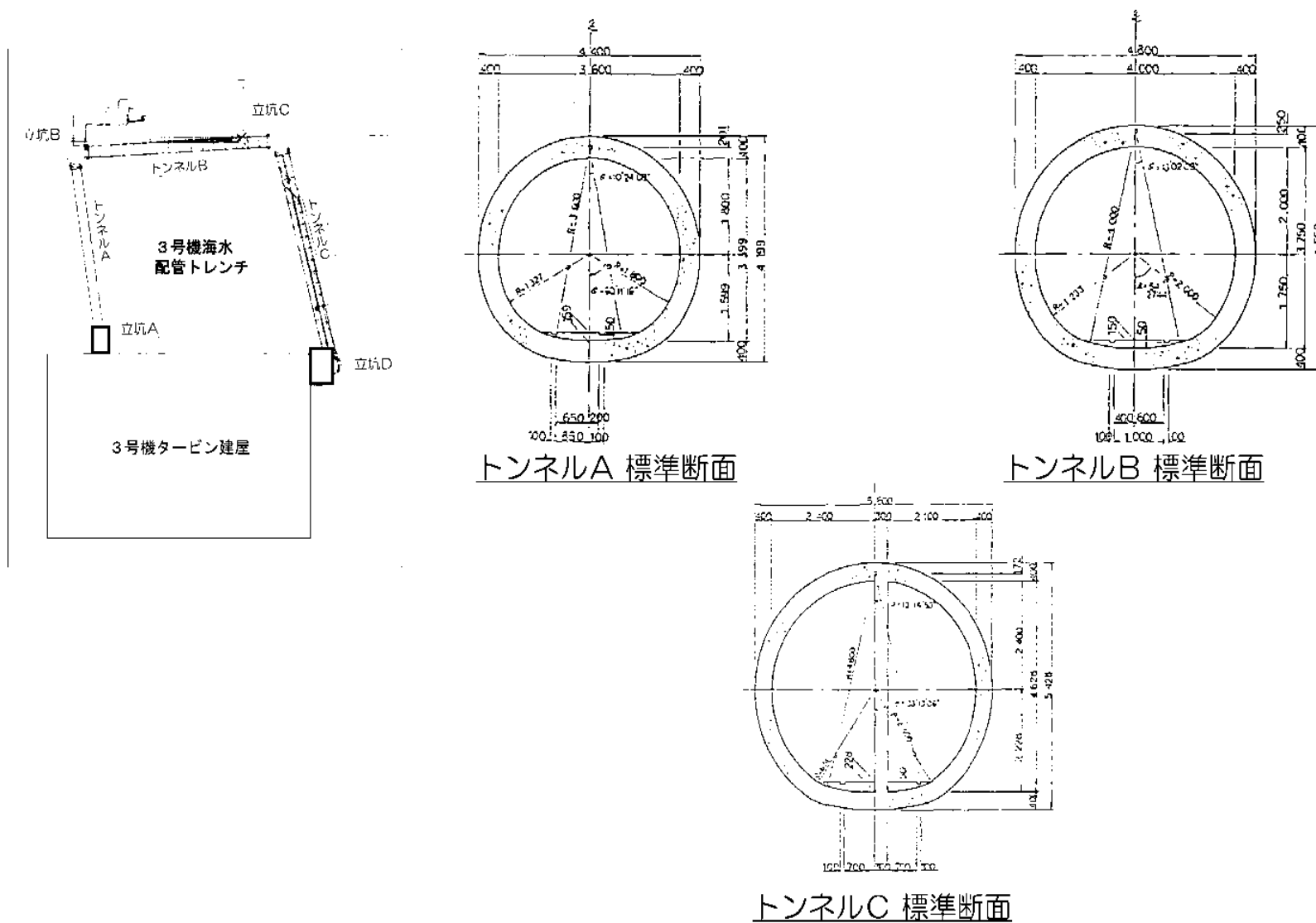
立坑B～トンネルB～立坑C 縦断面図
(①-①断面)

参考(8/13)：海水配管トレンチの構造(3号機)

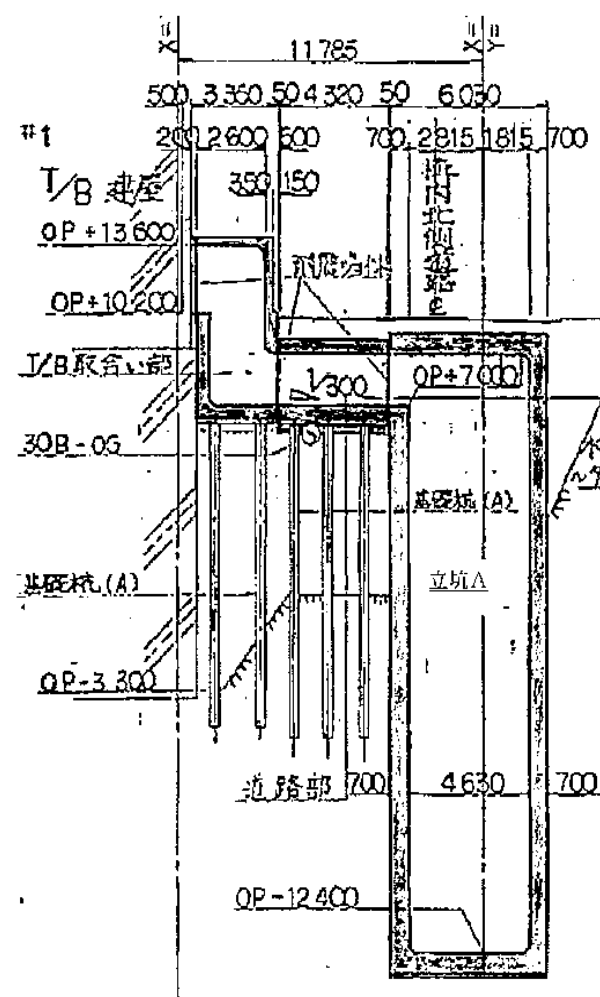
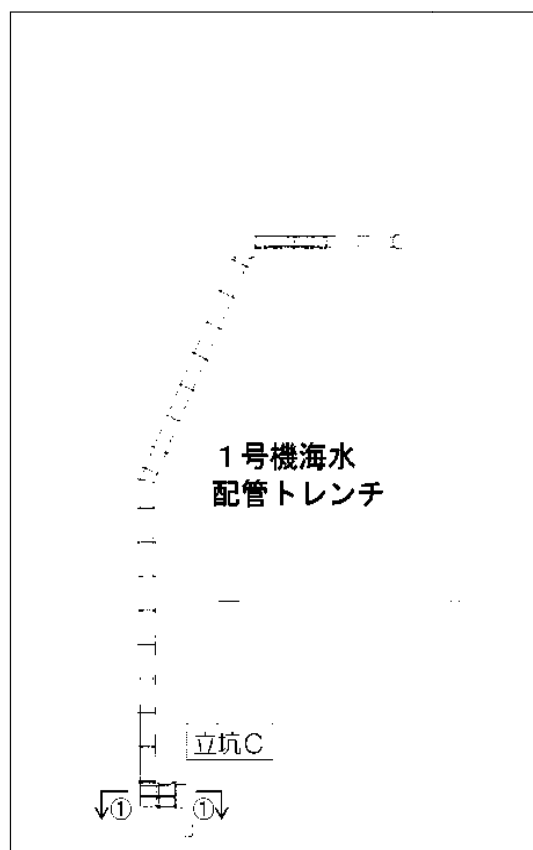


立坑C～トンネルC～立坑D 縦断面図
(①-①断面)

参考(9/13) : 海水配管トレンチの構造(3号機)

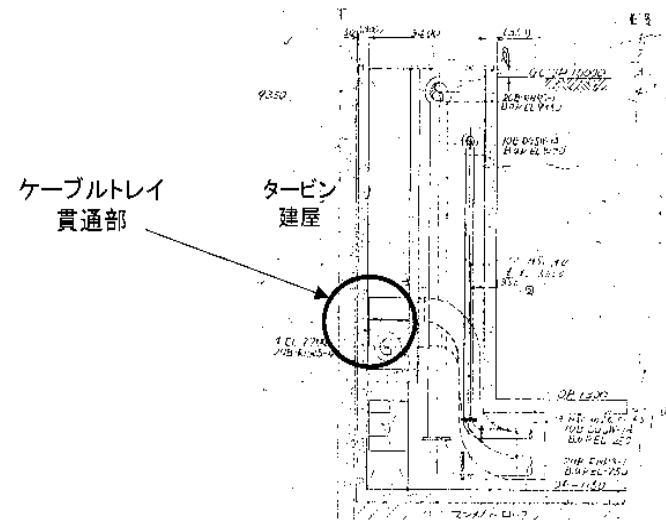
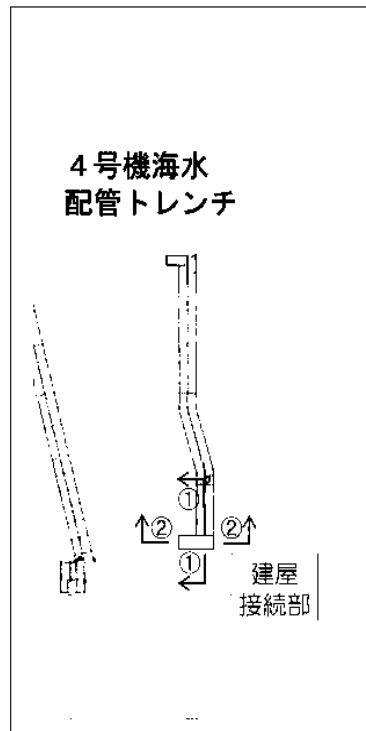


参考(10/13) : 海水配管トレンチの構造(1号機建屋接続部)

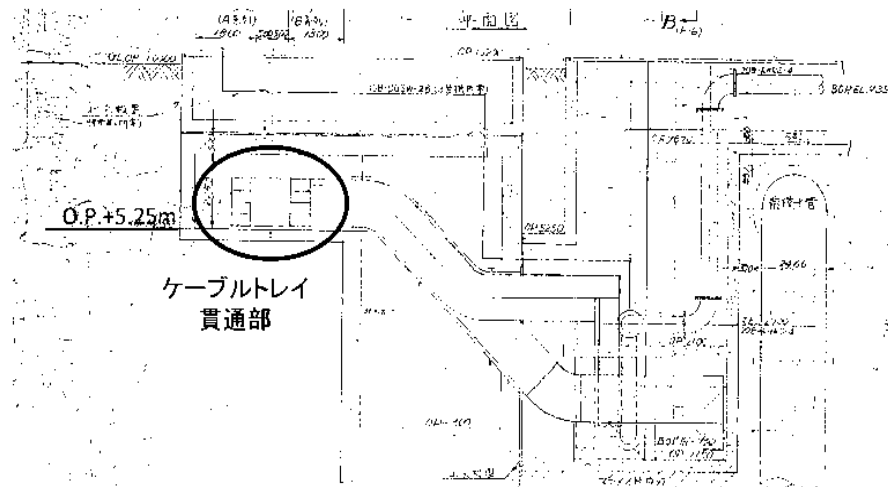


建屋接続部(立坑C) ①—①断面図

参考(11/13) : 海水配管トレンチの構造(4号機建屋接続部)



建屋接続部 ①-①断面図



建屋接続部 ②-②断面図

※ タービン建屋側からトレンチ方を望む

参考(12/13) : 海水配管トレンチの施工概要(2号機の例)

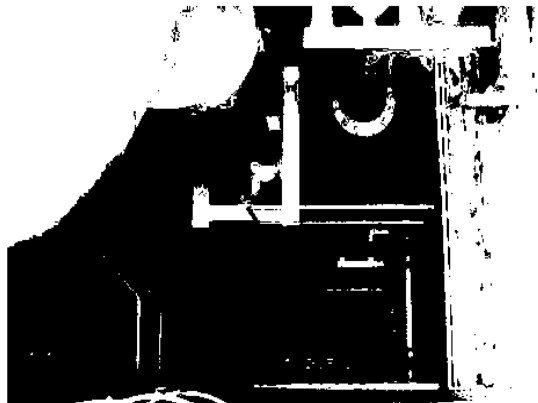
名 称		諸 元	工 法	備 考
立 坑	立坑 A	内空:(\square -3.05×3.96m) 掘削深さ:22.8m	親杭横矢板+縦 型 N A T M	
	立坑 B	内空:(\square -6.4×6.5m) 掘削深さ:20.7m	親杭横矢板工法	
	立坑 C	内空:(\square -7.5×6.5m) 掘削深さ:22.7m	親杭横矢板工法	
	立坑 D	内空:(\square -4.0×6.7m) 掘削深さ:23.2m	親杭横矢板工法	
トンネル	トンネル A	断面:三芯円(幅3.8m) 延長:66.05m	N A T M工法	パイプルーフ 併用
	トンネル B	断面:三芯円(幅4.6m) 延長:61.265m	N A T M工法	パイプルーフ 併用
	トンネル C	断面:三芯円(幅4.6m) 延長:56.034m	N A T M工法	パイプルーフ 併用
ダクト		2連(幅6.9×高4.95m) 延長:80.15m	親杭横矢板工法	

全ての構造物：耐震Aクラス相当

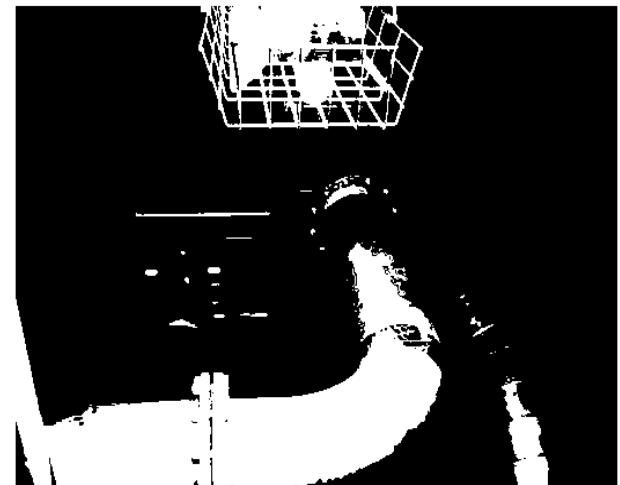
参考(13/13) : 海水配管トレンチの内部状況

2号機海水配管トレンチの内部状況 ※

※ 事故前の写真



立坑内(上→下)

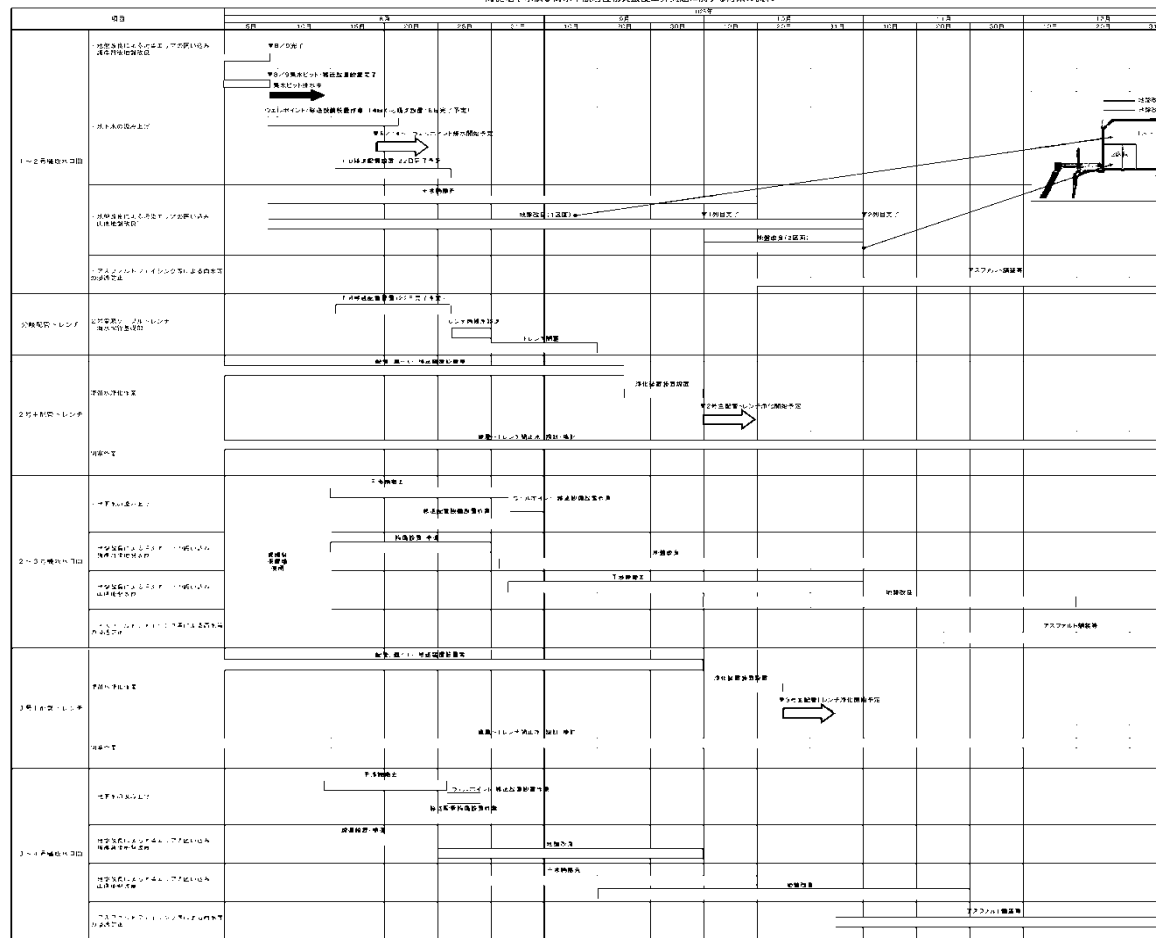


建屋接続部(奥:配管貫通部)



トンネル部

海底地下水及び海水中放射性物質濃度上昇リスクに関する対策の流れ



「特定原子力施設に係る実施計画」の 認可について

平成25年8月14日

東京電力株式会社



東京電力

実施計画の認可までのプロセス

実施計画の提出（平成24年12月7日）

○特定原子力施設監視・評価検討会による審議（H25.8.14時点）

◆平成25年7月29日までで、下記を例とした主要な項目（トラブル案件含）について計14回の審議を実施

- 多核種除去設備のホット試験開始にあたっての安全性
- 3, 4号機使用済燃料プールからの燃料取り出しの安全性
- 1～4号機原子炉建屋の耐震性
- 燃料デブリ取り出しステップ
- 放射性廃棄物の処理・保管・管理計画
- 汚染水処理の対応
- 特定原子力施設のリスク評価

○原子力規制庁との面談における個別指摘事項への対応

審議状況・個別指摘事項等を踏まえた実施計画の補正
◆平成25年8月12日迄で計11回の補正を実施

原子力規制委員会ならびに規制庁の確認・評価

→平成25年8月14日に原子力規制委員会にて決定、同日認可書を受領

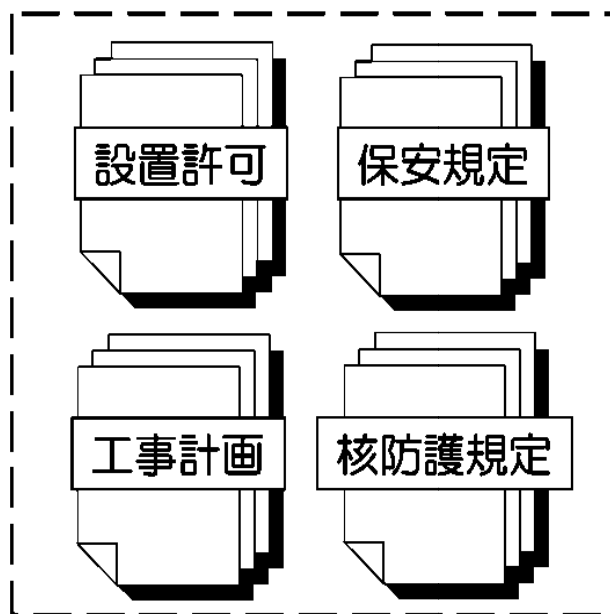
実施計画に基づく規制への移行

「実施計画」に基づく規制・検査

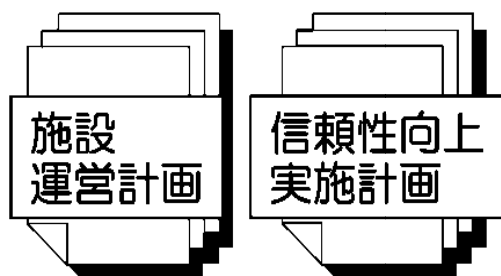
- 実施計画の認可後は、本実施計画に基づき、特定原子力施設の保安又は特定核燃料物質の防護のための措置を実施
- 原子炉等規制法第64条の3第2項に基づき、本実施計画を変更しようとする際は、原子力規制委員会の認可を受ける
(実施計画の変更認可)
- 原子炉等規制法第64条の3第7項に基づき、特定原子力施設の保安又は特定核燃料物質の防護のための措置が実施計画に従って行われているかについて、原子力規制委員会が行う検査を受検する
(使用前検査、溶接検査、施設定期検査、保安検査等)

(参考) 実施計画の構成 (1)

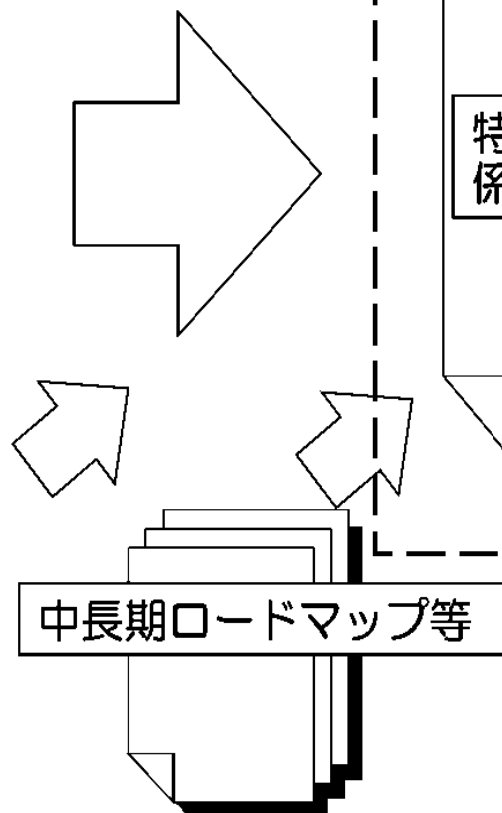
これまでの規制における許認可文書



NISA指示文書対応文書



これからの規制における認可文書



(参考) 実施計画の構成 (2)

原子力規制委員会から法律に基づき提示された「措置を講ずべき事項」に基づき「実施計画」を作成

「実施計画」の構成

「実施計画」の元となる文書

I. 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価

1～4号機の工程：中長期ロードマップ

II. 特定原子力施設の設計，設備

1～4号機：施設運営計画，信頼性向上対策
5，6号機：設置許可，工事計画

III. 特定原子力施設の保安

保安規定

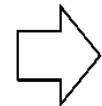
IV. 特定核燃料物質の防護

核物質防護規定

V. 燃料デブリの取出し・廃炉

VI. 実施計画の実施に関する理解促進

VII. 実施計画に係る検査の受検



➤ 「実施計画」策定にあたっては，
「措置を講ずべき事項 VI. 実施計画を策定するにあたり考慮すべき事項」
に基づき，
「施設運営計画」，「信頼性向上対策に係る実施計画」，
「保安規定」，「核物質防護規定」等を適切に反映

(参考) 特定原子力施設監視・評価検討会での審議状況

○特定原子力施設監視・評価検討会による審議 (H25.8.14時点)

第1回(H24.12.21): 全体説明

第2回(H25.1.24): リスク評価, 多核種除去設備

第3回(H25.2.1): 多核種除去設備, 線量低減対策

第4回(H25.2.21): 多核種除去設備, 4号機使用済燃料プールからの燃料取り出しの安全性, 3号機燃料取り出しカバー, 1～4号機原子炉建屋の耐震性

第5回(H25.3.1): 多核種除去設備, 4号機使用済燃料プールからの燃料取り出しの安全性

第6回(H25.3.8): 多核種除去設備, 全体工程・リスク評価, 燃料デブリ取り出し, 敷地周辺の線量評価

第7回(H25.3.29): 停電事故

第8回(H25.4.12): 地下貯水槽からの漏えい, 地下水流入に対する止水対策
4号機使用済燃料プールからの燃料取り出しの安全性 等

第9回(H25.4.19): 地下貯水槽からの漏えい, 汚染水処理の対応,
放射性廃棄物の処理・保管・管理計画

第10回(H25.5.17): 多核種除去設備のホット試験, 放射性廃棄物等の処理・保管・管理計画,
リスク評価,

入退域管理施設の設置, 地下貯水槽からの漏えい, 汚染水処理の対応

第11回(H25.5.24): 多核種除去設備のホット試験, リスク評価, 地下貯水槽からの漏えい

第12回(H25.6.14): 汚染水処理委員会における地下水流入対策, リスク評価,
地下貯水槽からの漏えい

第13回(H25.6.28): 中長期ロードマップの改訂について, 1・2号機取水口(護岸)付近の
地下水からの告示濃度限度を超える放射性物質の検出について,
1号機原子炉建屋カバーの解体

第14回(H25.7.29): 1・2号機取水口(護岸)付近の地下水からの告示濃度限度を超える放射性
物質の検出について, 3号機原子炉建屋5階中央部近傍の湯気の確認,
多核種除去設備バッチ処理タンクからの漏えいを踏まえた今後の対応



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 2 4 年 1 2 月

(平成 2 5 年 8 月一部補正)

東京電力株式会社

目次

はじめに

I 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価

- 1 全体工程・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ I-1-1
 - 1.1 1～4号機の工程・・・・・・・・・・・・・・・・・・ I-1-1-1
 - 1.2 5・6号機の工程・・・・・・・・・・・・・・・・・・ I-1-2-1
- 2 リスク評価
 - 2.1 リスク評価の考え方・・・・・・・・・・・・・・・・ I-2-1-1
 - 2.2 特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価・・・・・・・・ I-2-2-1
 - 2.3 特定原子力施設における主なリスク・・・・・・・・ I-2-3-1
 - 2.4 特定原子力施設の今後のリスク低減対策・・・・・・・・ I-2-4-1

II 特定原子力施設の設計、設備

- 1 設計、設備について考慮する事項
 - 1.1 原子炉等の監視・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II-1-1-1
 - 1.2 残留熱の除去・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II-1-2-1
 - 1.3 原子炉格納施設雰囲気等の監視等・・・・・・・・ II-1-3-1
 - 1.4 不活性雰囲気等の維持・・・・・・・・・・・・・・・・ II-1-4-1
 - 1.5 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理・・・・・・・・ II-1-5-1
 - 1.6 電源の確保・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II-1-6-1
 - 1.7 電源喪失に対する設計上の考慮・・・・・・・・ II-1-7-1
 - 1.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理・・・・・・・・ II-1-8-1
 - 1.9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理・・・・・・・・ II-1-9-1
 - 1.10 放射性気体廃棄物の処理・管理・・・・・・・・ II-1-10-1
 - 1.11 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等・・・・ II-1-11-1
 - 1.12 作業員の被ばく線量の管理等・・・・・・・・・・ II-1-12-1
 - 1.13 緊急時対策・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II-1-13-1
 - 1.14 設計上の考慮・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II-1-14-1
- 2 特定原子力施設の構造及び設備、工事の計画
 - 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備・・・・・・・・ II-2-1-1
 - 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備・・・・・・・・・・ II-2-2-1
 - 2.3 使用済燃料プール設備・・・・・・・・・・・・・・・・ II-2-3-1
 - 2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備・・・・ II-2-4-1
 - 2.5 汚染水処理設備等・・・・・・・・・・・・・・・・・・ II-2-5-1

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	II-2-6-1
2.7	電気系統設備	II-2-7-1
2.8	原子炉格納容器ガス管理設備	II-2-8-1
2.9	原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器	II-2-9-1
2.10	放射性固体廃棄物等の管理施設	II-2-10-1
2.11	使用済燃料プールからの燃料取り出し設備	II-2-11-1
2.12	使用済燃料共用プール設備	II-2-12-1
2.13	使用済燃料乾式キャスク仮保管設備	II-2-13-1
2.14	監視室・制御室	II-2-14-1
2.15	放射線管理関係設備等	II-2-15-1
2.16	放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設	II-2-16-1
2.17	放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	II-2-17-1
2.18	5・6号機に関する共通事項	II-2-18-1
2.19	5・6号機 原子炉圧力容器	II-2-19-1
2.20	5・6号機 原子炉格納施設	II-2-20-1
2.21	5・6号機 制御棒及び制御棒駆動系	II-2-21-1
2.22	5・6号機 残留熱除去系	II-2-22-1
2.23	5・6号機 非常用炉心冷却系	II-2-23-1
2.24	5・6号機 復水補給水系	II-2-24-1
2.25	5・6号機 原子炉冷却材浄化系	II-2-25-1
2.26	5・6号機 原子炉建屋常用換気系	II-2-26-1
2.27	5・6号機 燃料プール冷却浄化系	II-2-27-1
2.28	5・6号機 燃料取扱系及び燃料貯蔵設備	II-2-28-1
2.29	5・6号機 非常用ガス処理系	II-2-29-1
2.30	5・6号機 中央制御室換気系	II-2-30-1
2.31	5・6号機 構内用輸送容器	II-2-31-1
2.32	5・6号機 電源系統設備	II-2-32-1
2.33	5・6号機 放射性液体廃棄物処理系	II-2-33-1
2.34	5・6号機 計測制御設備	II-2-34-1

III 特定原子力施設の保安・・・・・・・・・・・・・・・・ III-1

第1編 （1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉に係る保安措置）・・・・ III-1-1-1

第2編 （5号炉及び6号炉に係る保安措置）・・・・ III-2-1-1

第3編 （保安に係る補足説明）

1 運転管理に係る補足説明

1.1	巡視点検の考え方	Ⅲ-3-1-1-1
1.2	火災への対応	Ⅲ-3-1-2-1
1.3	地震及び津波への対応	Ⅲ-3-1-3-1
1.4	豪雨、台風、竜巻への対応	Ⅲ-3-1-4-1
1.5	5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の運転管理について	Ⅲ-3-1-5-1
1.6	安全確保等の運転責任者について	Ⅲ-3-1-6-1
2	放射性廃棄物等の管理に係る補足説明	
2.1	放射性廃棄物等の管理	Ⅲ-3-2-1-1-1
2.2	線量評価	Ⅲ-3-2-2-1-1
3	放射線管理に係る補足説明	
3.1	放射線防護及び管理	Ⅲ-3-3-1-1
4	保守管理に係る補足説明	
4.1	保全計画策定の考え方	Ⅲ-3-4-1-1
4.2	5・6号機 滞留水の影響を踏まえた設備の保守管理について	Ⅲ-3-4-2-1
IV	特定核燃料物質の防護	IV-1
V	燃料デブリの取出し・廃炉	V-1
VI	実施計画の実施に関する理解促進	VI-1
VII	実施計画に係る検査の受検	VII-1

はじめに

(1) 特定原子力施設に係る実施計画作成に対する基本方針

本実施計画は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第64条の2第1項の規定に基づき、特定原子力施設に指定された東京電力株式会社福島第一原子力発電所に関して、同法第64条の3第1項の規定に基づき、作成するものである。

本実施計画の作成にあたっては、原子力規制委員会より示された「措置を講ずべき事項」に対して、特定原子力施設に関する保安又は特定核燃料物質の防護ための措置を可能な限り具体化することを基本とした。

また、本実施計画については、その内容に固執するものではなく、現場の状況や今後の技術開発の状況を踏まえ、現場における作業に支障がないように迅速かつ柔軟に見直し等の対応を行うこととする。本実施計画の取組の実施に向けた基本原則を以下に示す。

- ① 地域の皆さまと作業員の安全確保を大前提に、廃止措置等に向けた中長期の取組を計画的に実施していく。
- ② 中長期の取組を実施していくにあたっては、透明性を確保し、地域及び国民の皆さまのご理解をいただきながら進めていく。
- ③ 実施計画は現場の状況や研究開発成果等を踏まえ、継続的に見直していく。

当社は、本実施計画で具体化された措置等を速やかに実施することで、特定原子力施設から敷地外への放射性物質の影響を極力低減させ、事故前のレベルとすることを目標とする。この目標の達成に向けて現状の大きなリスクは、溶融した燃料（燃料デブリ）及び使用済燃料の冷却不全、再臨界、水素爆発、汚染水の漏えい、自然災害等による放射性物質の放出であり、特に至近の課題解決として以下の内容を最優先事項とするとともに、特定原子力施設全体のリスクの低減や最適化を図っていく。

- ① 汚染水の発生量の低減と確実な処理による汚染水貯蔵量の低減
- ② 使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し

また、地震・津波等の基準の見直しが発生した場合には、必要に応じて実施計画へ適切に反映していく。さらに多くの作業がこれまでに経験のない技術的困難性を伴うものであることを認識した上で、海外の事故対応等に係る知見・経験を十分に活用し、廃止措置を安全かつ速やかに実施していくこととする。

(2) 本実施計画に基づく取組に対する経営層の関与

福島における事故の教訓を踏まえ、原子力安全の確保は経営上の最重要課題であると認識し、原子力改革を進めるとともに、トップマネジメントを含む経営層自らが品質保証に深く関与していく。また本実施計画に基づく安全確保や信頼性向上の取組に対して、経営層自らが現場のリスクを強く認識した上で方針を明確にし、実施状況を確認するための仕組みを構築し、適切な資源配分を含めた実効性のある組織運営を実現していく。

また取組の基盤となる安全文化の醸成に対しても、これまで以上に関与を強め、協力企業を含めて組織の隅々まで安全文化が浸透し、醸成されるように努めていく。

I 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価

1 全体工程

東京電力(株)福島第一原子力発電所については、事故発生後、政府及び東京電力は、「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―当面の取組ロードマップ」をとりまとめ、これに基づいて事故の早期収束に向けた取組を進めてきた。

2011年7月には、上記ロードマップにおけるステップ1の目標である「放射線量が着実に減少傾向にある」状況の達成、同年12月には、ステップ2の目標である「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」状況を達成した。

中長期の取組については、2011年8月の原子力委員会に設置された「東京電力(株)福島第一原子力発電所における中長期措置検討専門部会」により、福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置に係る技術課題や研究開発項目の整理が行われ、「燃料デブリ取り出し開始までの期間は10年以内を目標。廃止措置がすべて終了するまでは30年以上の期間を要するものと推定される。」との整理が行われた。2011年11月には、経済産業大臣及び原発事故収束・再発防止担当大臣より、廃止措置等に向けた中長期ロードマップを策定するよう、東京電力、資源エネルギー庁及び原子力安全・保安院(当時)に対して指示が出され、2011年12月21日に原子力災害本部政府・東京電力中長期対策会議において中長期ロードマップの初版を決定した。

その後、ステップ2完了以降も漏水などのトラブルが発生していた状況を受けて、東京電力は、原子力安全・保安院(当時)の指示を受け、中長期的な信頼性向上のために優先的に取り組むべき事項についての具体的な計画(以下「信頼性向上計画」という。)を策定し、2012年7月25日には、原子力安全・保安院(当時)から評価結果が公表された。これを受け、2012年7月30日、信頼性向上計画や、それまでの取組の進捗状況を反映して中長期ロードマップの改訂が行われた。

さらに、2013年2月8日、原子力災害対策本部において、燃料デブリ取り出し等に向けた研究開発体制の強化を図るとともに、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体制を構築することを目的として、東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議(以下「廃炉対策推進会議」という。)が設置された(これに伴い、政府・東京電力中長期対策会議は廃止)。2013年3月7日に、廃炉対策推進会議(第1回)が開催され、燃料デブリ取り出しのスケジュール前倒しなど検討を進め、同年6月中を目途に「改訂版ロードマップ」を取りまとめるよう、議長である茂木経済産業大臣から指示が出された。

これを受け、廃炉対策推進会議の事務局会議において、6月10日に、改訂のための「検討のたたき台」を策定、公表し、福島県、地元自治体、有識者からの御意見を踏まえながら、中長期ロードマップの改訂版をとりまとめ、6月27日に廃炉対策推進会議において決定された。

本実施計画において、1～4号機の廃止措置までの全体工程については、中長期ロードマップに沿った工程を1.1に示す。また5・6号機については、冷温停止の維持・継続等の工程を1.2に示す。

1.1 1～4号機の工程

1.1.1 中長期ロードマップの主要スケジュール

添付資料－1に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に沿った主要スケジュールを示す。

中長期ロードマップにおける工程・作業内容は今後の現場状況や研究開発成果等によって変わり得るものであり、これらを踏まえ、継続的に検証を加えながら見直していくこととする。以下の1.1.2から1.1.4では、中長期ロードマップからの抜粋を示す。

1.1.2 中長期ロードマップの期間区分の考え方

【第1期】ステップ2¹完了～初号機の使用済燃料プール内の燃料取り出し開始まで

(目標はステップ2完了から2年以内)

- ・ 使用済燃料プール内の燃料取り出し開始のための準備作業を行うとともに、燃料デブリ取り出しに必要な研究開発を実施し、現場調査にも着手する等、廃止措置等に向けた集中準備期間となる。

【第2期】第1期終了～初号機の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)

- ・ 当該期間中は、燃料デブリ取り出しに向けて多くの研究開発や原子格納容器の補修作業などが本格化する。
- ・ また、当該期間中の進捗を判断するための目安として、(前)、(中)、(後)の3段階に区分。

【第3期】第2期終了～廃止措置終了まで

(目標はステップ2完了から30～40年後)

- ・ 燃料デブリ取り出しから廃止措置終了までの実行期間。

現在、第1期の作業中であり、4号機使用済燃料プール内の燃料取り出しを2013年11月までに開始することにより、半年以内に第2期へ移行する予定である。第2期以降の各作業は技術的にも一層多くの課題があり、段階的に工程を進めていくことが必要となる。このため、次工程へ進む判断の重要なポイントにおいて、追加的に必要となる研究開発や、工程又は作業内容の見直しも含めて検討・判断することとしており、これを判断ポイント(HP²)として設定している。

¹ ステップ2：福島第一原子力発電所の事故収束の道筋として定められたステップの一つ。「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」状況を目標としたもの。

² 号機別の使用済み燃料プールからの燃料取り出し、燃料デブリ取り出しに向けたHPにおいては、次工程の候補が複数存在する場合に、直前工程の結果を踏まえ、どの工程を選択するかを確認・判断することとなる。

1.1.3 号機別の使用済燃料プールからの燃料取り出し、燃料デブリ取り出しの具体的計画と判断ポイント

今回の見直しにより、号機別の状況の違いを詳細に分析し、スケジュールの前倒しを検討した。号機別の使用済燃料プールからの燃料取り出し³⁾、原子炉格納容器等からの燃料デブリ取り出し⁴⁾に当たっては、複数のプランを用意し、プランの絞り込みや修正・変更を行う可能性が想定される時期的なポイントを、HP として設定・明示した（図 1. 1-1～図 1. 1-3）。

(1) 1号機

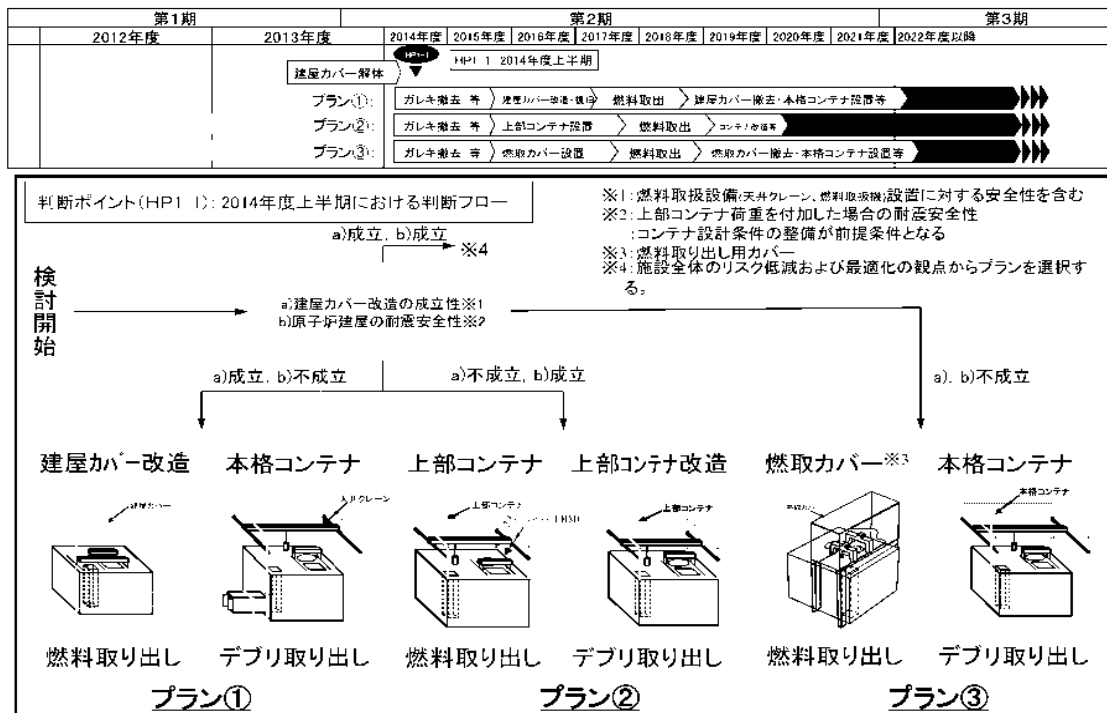


図 1. 1-1 1号機使用済燃料プールからの燃料取り出し・燃料デブリ取り出しの計画

1号機原子炉建屋は、水素爆発により原子炉建屋上部が破損したため、建屋からの放射性物質の飛散抑制を目的として2011年10月に建屋カバー⁵⁾を設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続により、放射性物質の放出量は減少した。今後、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上部のガレキ撤去を実施する予定である。

³⁾ 1～4号機の使用済燃料プールからの燃料の取り出し作業を「燃料取り出し」と呼ぶ。

⁴⁾ 1～3号機の炉心損傷により生じた燃料デブリの取り出し作業を「燃料デブリ取り出し」と呼ぶ。

⁵⁾ 建屋カバーとは、原子炉建屋からの放射性物質の飛散抑制を目的として1号機に設置した構築物。

【プラン①】建屋カバーを改造し、オペレーティングフロア上に燃料取り出し作業のための燃料取扱設備を設置し燃料を取り出す計画。燃料デブリ取り出しは、建屋カバーを撤去後に本格コンテナ⁶を設置し実施する。

(H 標工程)

- ・燃料取り出し開始 (2017 年度上半期)
- ・燃料デブリ取り出し開始 (2022 年度上半期)

(判断条件)

- ・既存建屋カバーが耐震性及び施工性の観点から改造可能であること
- ・既存原子炉建屋のオペレーティングフロアに燃料取扱い設備を設置できること

【プラン②】建屋カバーの改造が実施できない場合に、燃料取り出しに必要な機能を持たせた上部コンテナ⁶を設置して燃料を取り出す計画。その後、上部コンテナを改造し、燃料デブリ取り出しに必要な機能を持たせた上で燃料デブリを取り出す。

(H 標工程)

- ・燃料取り出し開始 (2017 年度下半期)
- ・燃料デブリ取り出し開始 (2020 年度上半期)

(判断条件)

- ・原子炉建屋の耐震安全性評価結果から上部コンテナを設置可能であること
- ・コンテナの設計条件の整備が完了していること

【プラン③】建屋カバーの改造の成立性、原子炉建屋の耐震安全性の評価結果及びコンテナの設計条件の整備において、プラン①とプラン②が成立しない場合の計画。

(目標工程)

- ・燃料取り出し開始 (2017 年度下半期)
- ・燃料デブリ取り出し開始 (2022 年度下半期)

<プラン①～③を決める HP>

(HP1-1) 燃料取り出し計画、燃料デブリ取り出し計画の選択 (2014 年度上半期)

燃料取り出し計画、燃料デブリ取り出し計画は、上部コンテナ及び本格コンテナを設計する上で必要となる条件の検討を進めるとともに、建屋カバー改造の成立性、原子炉建屋の耐震安全性の評価結果を踏まえ決定する。

<燃料デブリ取り出し開始の時期を判断する HP>

⁶ コンテナとは、燃料デブリを取り出すための設備を設置し、作業に求められる環境を整備するための構築物を指し、原子炉建屋を覆うコンテナを本格コンテナと呼ぶ。

（HP1－2）燃料デブリ取り出し方法の確定

1号機の燃料デブリ取り出し設備設置が可能となるよう、燃料デブリ取り出し工法・装置の開発を行い、プラン①においては2020年度下半期、プラン②においては2019年度上半期、プラン③においては2020年度下半期までに取り出し方法を確定する。

(2) 2号機

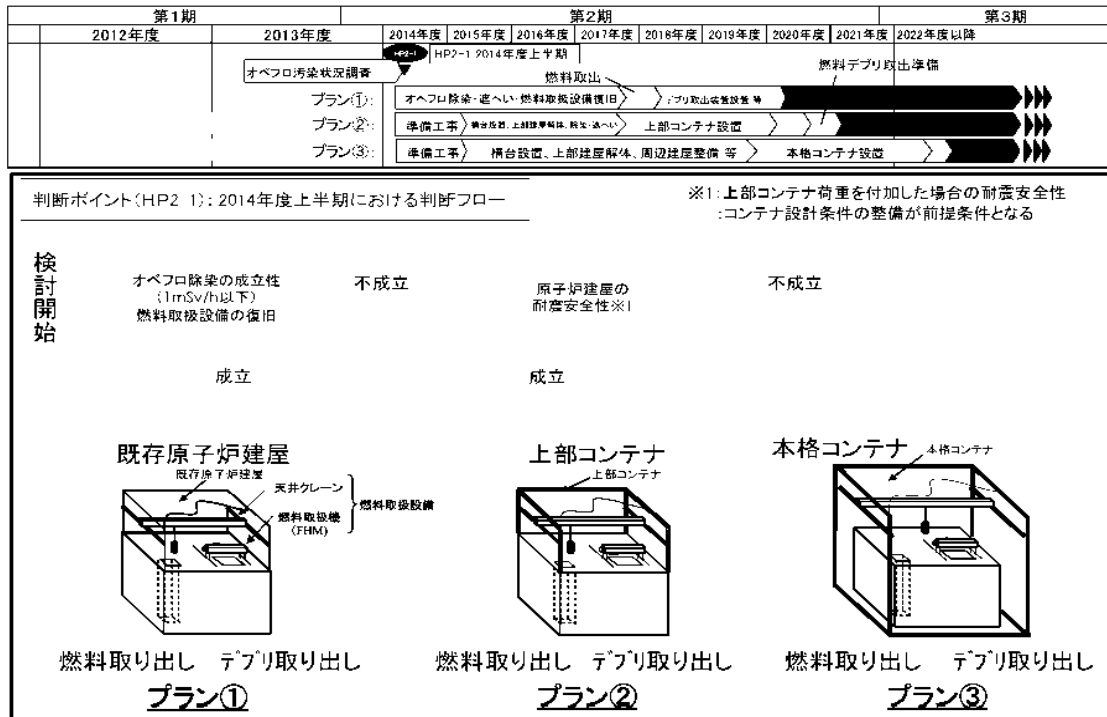


図1. 1-2 2号機使用済燃料プールからの燃料取り出し・燃料デブリ取り出しの計画

2号機原子炉建屋は、水素爆発による損傷はないが、建屋内の線量が非常に高い状況である。今後、オペレーティングフロアの汚染状況調査を実施する予定。

【プラン①】除染・遮へいによりオペレーティングフロアの線量を低減した上で、既存の燃料取扱設備の復旧を行い、燃料デブリ取り出しは、原子炉建屋内に燃料デブリ取り出し装置を設置して行う計画。

(目標工程)

- ・燃料取り出し開始 (2017年度下半期)
- ・燃料デブリ取り出し開始 (2020年度上半期)

(判断条件)

- ・オペレーティングフロアの汚染状況の詳細調査を行い、線量を低減できること
- ・既存の燃料取扱設備の復旧が可能であること

【プラン②】オペレーティングフロアの除染と既存燃料取扱設備の復旧が成立しない場合に、燃料取り出しに必要な機能を持たせた上部コンテナを設置して燃料を取り出す計画。

(H 標工程)

- ・燃料取り出し開始 (2020 年度上半期)
- ・燃料デブリ取り出し開始 (2021 年度上半期)

(判断条件)

- ・原子炉建屋の耐震安全性評価結果から上部コンテナを設置可能であること
- ・コンテナの設計条件の整備が完了していること

【プラン③】オペレーティングフロアの除染，既存の燃料取扱設備の復旧及び原子炉建屋の耐震安全性の評価結果及びコンテナの設計条件の整備において，プラン①とプラン②が成立しない場合の計画。

(H 標工程)

- ・燃料取り出し開始 (2023 年度上半期)
- ・燃料デブリ取り出し開始 (2024 年度上半期)

<プラン①～③を決める IIP>

(HP2-1) 燃料取り出し計画，燃料デブリ取り出し計画の選択 (2014 年度上半期)

燃料取り出し計画，燃料デブリ取り出し計画は，上部コンテナ及び本格コンテナ設計条件の整備を進めるとともに，オペレーティングフロアの汚染状況調査，燃料取扱設備の復旧可能性及び原子炉建屋の耐震安全性の評価結果を踏まえ決定する。

<燃料デブリ取り出し開始の時期を判断する IIP>

(HP2-2) 燃料デブリ取り出し方法の確定

2 号機の燃料デブリ取り出し設備設置が可能となるよう，燃料デブリ取り出し工法・装置の開発を行い，プラン①においては 2018 年度上半期，プラン②においては 2018 年度上半期，プラン③においては 2021 年度上半期までに取り出し方法を確定する。

(3) 3号機

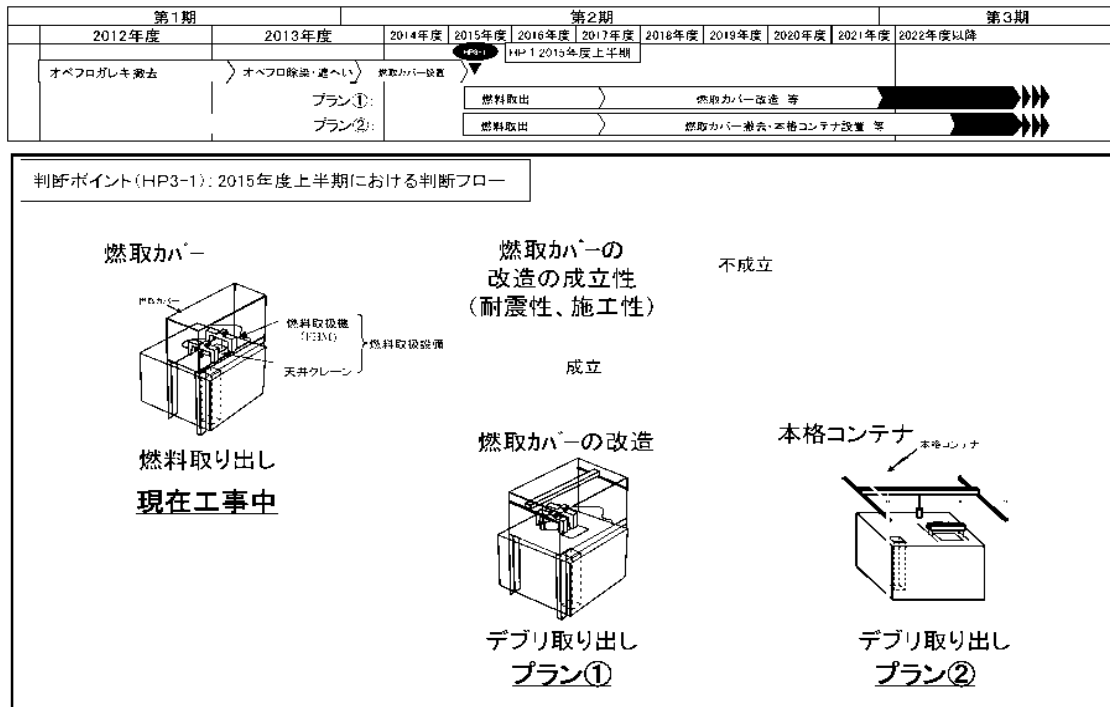


図1. 1-3 3号機使用済燃料プールからの燃料取り出し・燃料デブリ取り出しの計画

3号機原子炉建屋は、オペレーティングフロア上部に、ガレキが複雑に積み重なっており、オペレーティングフロアの線量が非常に高い状況であった。現在、オペレーティングフロア上部や使用済燃料プール内のガレキ撤去を実施している。今後、燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置する予定。

【プラン①】使用済燃料プール内の燃料を燃料取り出し用カバーに設置された燃料取扱設備を用いて取り出し、その後、当該カバーを改造し、燃料デブリを取り出す計画。

(目標工程)

- ・燃料取り出し開始 (2015年度上半期)
- ・燃料デブリ取り出し開始 (2021年度下半期)

(判断条件)

- ・耐震性、施工性の観点からの燃料取り出し用カバーの改造が可能であること

【プラン②】プラン①において、燃料取り出し用カバーの改造が耐震性、施工性の面で成立しない場合の計画。

(H 標工程)

- ・燃料取り出し開始 (2015 年度上半期)
- ・燃料デブリ取り出し開始 (2023 年度下半期)

<プラン①、②を決める HP>

(HP3-1) 燃料デブリ取り出し計画の選択 (2015 年度上半期)

燃料デブリ取り出し計画は、耐震性、施工性の観点から燃料取り出し用カバーの改造の成立性を検討し、その結果を踏まえ決定する。

<燃料デブリ取り出し開始の時期を判断する HP>

(HP3-2) 燃料デブリ取り出し方法の確定

3 号機の燃料デブリ取り出し設備設置が可能となるよう、燃料デブリ取り出し工法・装置の開発を行い、プラン①においては 2019 年度下半期、プラン②においては 2019 年度下半期までに取り出し方法を確定する。

(4) 4 号機

4 号機原子炉建屋のオペレーティングフロア上部におけるガレキ撤去は、2012 年 12 月に完了し、燃料取り出し用カバーの設置工事を実施している。現在、燃料取り出し用カバーの内部に燃料取り出し作業のための燃料取扱設備の設置工事中である。

使用済燃料プールからの燃料取り出し開始をステップ 2 完了 (2011 年 12 月) 後、2 年以内としていたが、燃料取り出し用カバーの鉄骨、外装、屋根工事の工程短縮や並行作業等を織り込むことにより、目標の前倒しを行い、2013 年 11 月からの燃料取り出し開始を目指す。

燃料取り出し作業は、作業環境下による効率低下、機器故障・トラブル対応等のリスクが想定されるものの、事前の新燃料取り出しの結果、燃料取扱いに影響しそうな変形、腐食が見られず、想定していたスケジュールに遅延が生じる可能性が低いことが確認されている。また、構内用輸送容器 2 基を用いた並行作業により、当初計画の取り出し期間を 2 年程度から 1 年程度へ短縮し、2014 年末頃の燃料取り出し作業の完了を目指す。

(H 標工程)

- ・燃料取り出しの開始 (2013 年 11 月)
- ・燃料取り出しの完了 (2014 年末頃)

(5) 共通設備・共通事項

①使用済燃料プールからの燃料取り出し関係

(使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップは、添付資料－3を参照)

(a) 共用プール・乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料プールから取り出した燃料を発電所内にある共用プールに移送し、安定的に貯蔵することを基本とする。燃料取り出しに当たっては、発生するリスクと対策を明確にしていく。(燃料取り出しに係る、各燃料の移動は図1. 1－4を参照)。

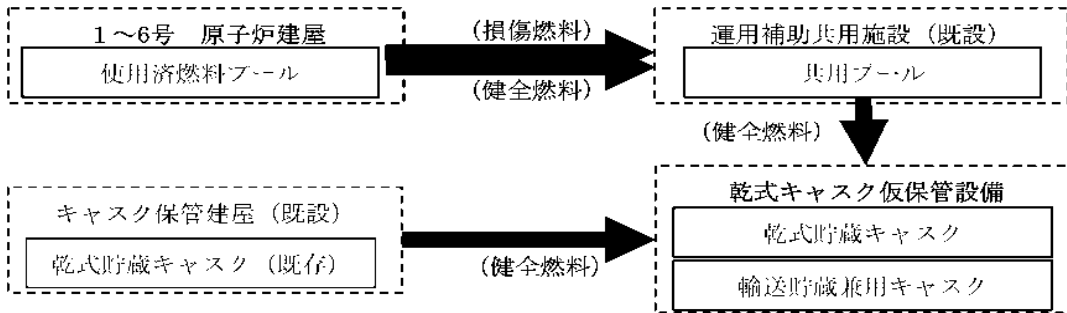


図1. 1－4 福島第一原子力発電所における燃料取り出しに係る燃料の移動

共用プール内に事故前から貯蔵中の健全な使用済燃料は、新たに設置する乾式キャスク仮保管設備に搬出することとしている。この乾式キャスク仮保管設備(図1. 1－5)は、津波により被災したキャスク保管建屋に保管していた9基の乾式貯蔵キャスクを仮保管するため、2013年4月に受け入れ運用を開始している。1～4号機の使用済燃料プールに保管中の全ての燃料を共用プールに受け入れるためには乾式キャスク仮保管設備の容量に不足が発生すること等から、乾式キャスク仮保管設備の増設を行う予定。また、乾式キャスクの確実な調達に取り組む。

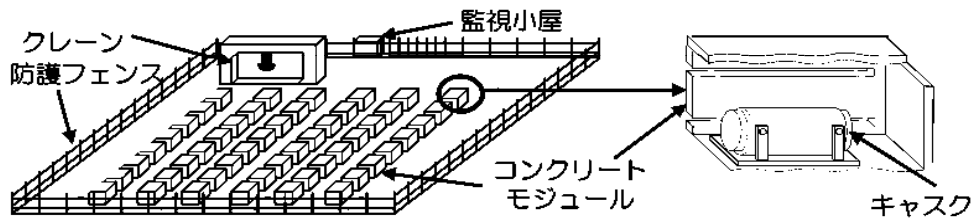


図1. 1－5 乾式キャスク仮保管設備の概要図

【H標工程】

2013 年度上半期 共用プールに保管している使用済燃料を乾式キャスクに収納し、
乾式キャスク仮保管設備に輸送開始

2014 年度上半期 共用プールにおける損傷燃料受入のためのラックの入れ替え

(b) 構内用輸送容器・収納缶

使用済燃料プールから共用プールへの健全な燃料の移送については、既存の構内用輸送容器を適用することの検討に加え、作業エリアの線量が高い号機では、遠隔操作可能な燃料取扱設備、構内用輸送容器を新規に製造する方針で対応する。

4号機では、福島第一原子力発電所において構内輸送用として従来使用している輸送容器2基を使用する予定としている。

損傷燃料は、損傷形態に応じて放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とした上で、構内用輸送容器に収納し、移送する。

【目標工程】

2014年度下半期 4号機以降の燃料取り出しにおいて、損傷燃料が確認された場合に使用する可能性のある収納缶の調達

2014年度下半期 3号機の使用済燃料プールからの燃料取り出し等に使用する遠隔操作対応の輸送容器の開発・調達

(c) 取り出した後の燃料の取り扱い

使用済燃料プールから取り出した燃料は、当面の間、共用プールに保管する。これに並行して、海水の影響等も踏まえた長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を実施する。

【目標工程】

2017年度頃 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終了

2017年度頃 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終了

2020年度頃 使用済燃料の処理・保管方法の決定（IIP-SF-1）

IIP-SF-1では、使用済燃料プールから取り出した燃料の長期健全性の評価、処理に向けた検討結果を踏まえ、将来の処理・保管方法を決定する。

②燃料デブリ取り出し準備関係

<基本方針>

燃料デブリ取り出し開始時期は、号機別の状況の違いや現場作業工程等によって、号機別に複数想定している一方で、燃料デブリ取り出しに向けて必要となる研究開発は、各号機に共通したプロジェクトとして効率的に進め、初号機の燃料デブリ取り出し開始時期（2020年度上半期）を踏まえたスケジュールにより進めていく必要がある。

現在、燃料デブリの位置・性状、原子炉格納容器・圧力容器の損傷箇所等の詳細状況は不明であるが、TMI-2⁷⁾と同様に、燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法（以下「冠水工法」という。）が、作業被ばく低減等の観点から最も確実な方法であると考えられる。

水中で燃料デブリを取り出すためには、高線量・狭隘等の厳しい環境下において、原子

⁷⁾ 米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号機

が格納容器水張りに向けた止水を行う必要がある。このため、原子炉格納容器の止水に向けた調査及び補修（止水）をするための技術・工法の開発を早急かつ着実に進めることが必要である。

また、燃料デブリを取り出すための工法及び機器・装置開発を並行して着実に進めることも必要であり、この開発に資するため、燃料デブリの位置・性状等を可能な限り把握するための研究開発を並行して進め、その成果を燃料デブリ取り出し工法や機器・装置開発に活かすことが求められている。

加えて、燃料デブリ取り出し工法や機器・装置の開発状況は、各号機に設置する予定の上部コンテナ又は本格コンテナ等の設計にも反映させる必要がある。

上記の条件を念頭に置き、冠水工法による作業ステップ（添付資料 4 参照）に沿って、以下の具体的計画(a)～(k)に示す燃料デブリ取り出しに向けた準備を、研究開発や現場作業の進捗等を確認しながら段階的に進めていく。

なお、過酷な事故の影響を受けた原子炉格納容器の上部まで冠水させるための技術は、多段階で難しい課題を抱えており、原子炉格納容器上部まで冠水することが困難となる場合も想定される。このため、原子炉格納容器に水を張らずに燃料デブリを取り出す代替工法についても併せて検討を進めていく。

<具体的計画>

(a) 原子炉建屋内線量低減

原子炉建屋内は依然として高線量な状態にあり、ガレキ・粉塵等が散在し、作業員のアクセスが困難であるため、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整理するとともに、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。

【目標工程】

- | | |
|------------|---|
| 2014 年度上半期 | 初号機として 2 号機の原子炉格納容器下部調査が可能となるよう
除染等を完了 |
| 2015 年度上半期 | 初号機として 2 号機の原子炉格納容器上部調査が可能となるよう
除染等を完了 |
| 2019 年度下半期 | 原子炉建屋内の線量低減完了 |

(b) 原子炉格納容器の水張りに向けた調査・補修

燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法が作業被ばく低減等の観点から最も確実な方法であると考えられるため、原子炉格納容器の調査・補修（止水）装置を開発し、原子炉格納容器の水張りに向けた調査・補修を実施する。また、代替工法として、原子炉格納容器に水を張らずに燃料デブリを取り出す工法についても併せて検討を進めていく。

【目標工程】

2016 年度下半期 初号機として 2 号機の原子炉格納容器下部補修（止水）方法の確定（HP DE-1）

2017 年度上半期 原子炉格納容器下部補修（止水）に着手

2018 年度上半期 原子炉格納容器上部補修（止水）方法の確定（HP DE-3）

(c) 原子炉格納容器の内部調査

燃料デブリの取り出しに当たっては、燃料デブリの位置を特定することが必要であるため、原子炉格納容器内の状況を調査する装置を開発し、燃料デブリの位置、分布、形状などの情報を取得する。その際、燃料デブリの状況が、国内外の関係機関にとっても貴重な情報であることを踏まえ、注意深く、情報を集め、分析し、記録を残す。

【目標工程】

2016 年度下半期 原子炉格納容器内調査方法の確定（HP DE-2）

2016 年度下半期 原子炉格納容器内部調査の開始

(d) 原子炉圧力容器の内部調査

燃料デブリの取り出し前には、原子炉圧力容器内の状況（燃料デブリ、炉内の損傷・汚染機器の状況）把握に資する調査技術を開発することが必要であり、これらの対策を講じる。その際、前項と同様に、燃料デブリの状況が、国内外の関係機関にとっても貴重な情報であることを踏まえ、注意深く、情報を集め、分析し、記録を残す。

【目標工程】

2018 年度下半期 原子炉圧力容器内部調査方法の確定（HP DE-4）

2019 年度下半期 原子炉圧力容器内部調査の開始

(e) 燃料デブリ取り出し技術の整備

燃料デブリ取り出しのための前提条件を整理し、原子炉開放や炉内構造物の取り出しも含めた燃料デブリの取り出し装置を開発する。

【目標工程】

2018 年度上半期 燃料デブリ・炉内構造物取り出し方法の確定（HP DE-5 の一部）

2020 年度上半期 初号機の燃料デブリ取り出しの開始（最速プランの場合）

(f) 燃料デブリ収納・移送・保管

燃料デブリ収納・移送・保管に関する基本的な考え方は TMI-2 が参考となるが、福島第一原子力発電所事故により発生した燃料デブリの方が一層高い線量・発熱量であると推定されるため、炉内状況を把握した上で、燃料デブリ収納・移送・保管に関する技術開発を行う。

【H 標工程】

- 2019 年度下半期 燃料デブリ収納缶の開発・準備完了 (HIP DE-5 の一部)
- 2020 年度上半期 初号機から取り出された燃料デブリの収納・移送・保管の開始
(最速プランの場合)

(g) 原子炉圧力容器・格納容器の健全性評価

海水等が注入された原子炉圧力容器・格納容器の構造材に対する腐食や、原子炉圧力容器を支える構造物（ペデスタル）の事故後の高温等による強度低下が懸念されるため、各機器に想定される腐食速度や材料強度データ等を取得し、燃料デブリ取り出しまでの期間の構造健全性評価を行う。

【H 標工程】

- 2015 年度下半期 冠水までのプラント状態を考慮した健全性・寿命延長効果再評価
- 2016 年度下半期 原子炉格納容器下部補修（止水）方法の確定 (HIP DE-1) (再掲)

(h) 燃料デブリの臨界管理

燃料デブリを取り出す過程において、注水、取り出し作業等を行うことに伴い、燃料デブリの形状や水量が変化した場合でも再臨界を防止する必要があることから、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行う。

【H 標工程】

- 2019 年度下半期 燃料デブリ臨界管理技術の開発
- 2020 年度上半期 初号機の燃料デブリ取り出しの開始（最速プランの場合）（再掲）

(i) 事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握

カメラ等の物理的な観測が当面困難である中で、原子炉内の状況を推定・把握する手段の一つとして期待される事故進展解析技術に関しては、現状、得られる結果に大きな不確かさがある。サイトでの実作業から得られる情報を分析し、過酷事故解析コード（MAAP⁸ 及び SAMPSON⁹）の高度化を図りながら、炉内状況の把握に努め、内部調査や機器開発の準備に反映する。

【H 標工程】

- 2013 年度上半期 MAAP 及び SAMPSON のモデルの追加・改良
- 2013 年度下半期 改良版 MAAP 及び 2013 年度上期までの改良を反映した SAMPSON
による炉内状況の評価

⁸ 事故進展評価をモジュール化した過酷事故解析コード (Modular Accident Analysis Program)

⁹ 並列演算を活用した機構論的モデルによる原子力過酷事故解析コード (Severe Accident Analysis Code with Mechanistic Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear Field)

2016 年度下半期 格納容器内部調査の開始

(j) 燃料デブリの性状把握、処理・処分準備

福島第一原子力発電所事故により発生した燃料デブリの特性を、模擬デブリや TMI-2 デブリ等を用いた分析試験により把握する。また、燃料デブリ取り出し後の処理・処分に向けて処理技術の検討を進める。

【目標工程】

2015 年度下半期	模擬デブリ性状データ取り纏め
2016 年度上半期	燃料デブリ取り出し工法・装置開発の本格化
2016 年度上半期	実デブリサンプルを用いた性状把握に向けた計画策定開始
2017 年度下半期	放射性物質分析・研究施設の運用開始
2019 年度下半期	実デブリサンプルの性状データの燃料デブリ処理・処分に向けた研究開発等への反映開始
第 3 期	燃料デブリの処理・処分方法の決定 (IIP DE 6)

(k) 燃料デブリの計量管理

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質量の中告や核燃料物質の実在庫の調査報告が必要となっている。燃料デブリについては、燃料集合体を 1 単位とする通常の計量管理手法を適用することができないため、今後、燃料デブリの取り出し・保管を行うまでに、透明性を確保し合理的に計量管理を実施できる手法を構築する。

【目標工程】

2013 年度下半期	燃料デブリ中の核燃料物質測定技術の適用性評価完了
2014 年度上半期	燃料デブリ中の核燃料物質測定技術及び計量管理手法の開発着手
2019 年度下半期	燃料デブリ中の核燃料物質測定器の運用開始及び燃料デブリの計量管理方策の構築完了

【判断ポイント】

上記 IIP について、その考え方を整理すると、以下のとおりとなる。

IIP DE 1：原子炉格納容器下部の補修（止水）装置の開発完了及び原子炉格納容器下部からの取水系統の構築完了等をもって、原子炉格納容器下部の補修（止水）工事の着手を判断する。

IIP DE 2：原子炉格納容器内部の調査方法及び装置の開発の完了等をもって、原子炉格納容器内部調査の開始を判断する。

IIP DE-3：原子炉格納容器上部の補修（止水）装置の開発完了等をもって、原子炉格納容器上部の補修（止水）工事の着手を判断する。

IIP DE-4：原子炉格納容器の上部（原子炉压力容器を含む）までの水張り完了後、原子炉压力容器内部調査方法及び装置開発の完了等を確認し、原子炉压力容器内部調査の開始を判断する。

IIP DE-5：燃料デブリの性状、臨界管理、計量管理、取り出し工法及び取り出し後の長期保管や処理処分の各観点の条件・状況に対して合理的に対応可能な技術開発が完了していることを確認し、燃料デブリ取り出しへの着手を判断する。

IIP DE-6：取り出した燃料デブリについて、関連する研究開発及び政府の政策との整合性等を踏まえ、燃料デブリの処理・処分方法を決定する。

1.1.4 中長期ロードマップの実現に必要な他の具体的計画と判断ポイント

（１）原子炉の冷温停止状態の継続監視及び冷却計画

1～3号機の燃料デブリを適切に冷却し、原子炉の安定状態を維持していくため、注水冷却を継続し、温度等のパラメータを継続監視するとともに、保守管理等による信頼性の維持・向上を図る。また、使用済燃料プールに貯蔵している使用済燃料についても、適切に冷却を継続していくため、循環冷却を継続していく。加えて、将来の燃料デブリ取り出しに向け、原子炉格納容器を止水するまでに、原子炉注水冷却ラインの小循環ループ化（格納容器循環冷却）の構築を検討する（図1.1-6）。

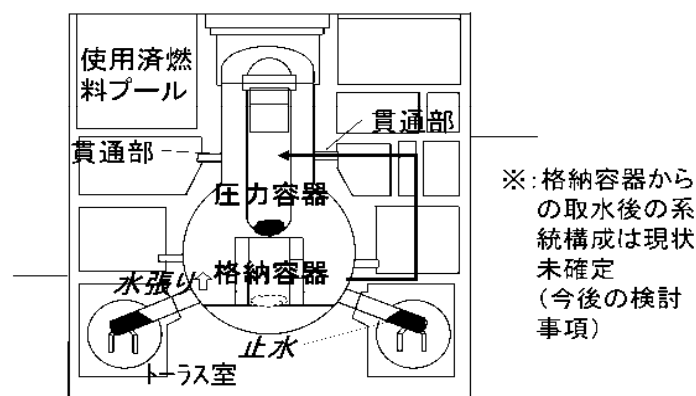


図1.1-6 原子炉冷却ラインの小循環（格納容器循環冷却）イメージ図

①原子炉压力容器及び原子炉格納容器の冷温停止状態の継続監視

<基本方針>

原子炉圧力容器の温度について、1号機・3号機は、保安規定の監視対象としている既設の温度計が概ね健全であることを確認しており、これらを用いた温度監視を継続している。2号機は、保安規定の監視対象としている既設温度計が、故障によって、現在1個しか機能していないことから、交換可能な温度計1個を追加設置し、温度を監視している。温度監視が可能な箇所を選定し、各号機の温度監視のバックアップが保たれるようにする。

1号機・2号機の原子炉格納容器内の温度については、格納容器内部調査の際に、1号機では常設監視計器（温度計・水位計）を設置し、監視を継続している。2号機についても、今後、常設監視計器を設置する。3号機については、線量が高いため作業環境改善を図った上で、今後、格納容器内部調査を行うとともに常設監視計器を設置する。

各号機の温度の継続監視に加えて、燃料デブリの臨界の兆候を監視するため、1～3号機とも、格納容器ガス管理システムを用いて、放射性気体（キセノン135）の濃度を確認している。仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。これらの緊急時の対応方法を整えつつ、今後も、冷温停止状態の連続監視を行う。

<具体的計画>

原子炉圧力容器内温度計について、既設温度計の故障に備えて追加温度計を設置できるように、1号機は追加の温度計設置に向け、2013年度中期を目標に、配管改造工法（切断・接続方法）についてモックアップ試験を行い、工法を確立する。3号機は、2014年3月を目標に除染・遮へいによる環境改善を実施後、現場調査（線量調査・寸法測定等）を行い、追加温度計の設置に使用できる配管の候補系統を具体化する。2号機は、原子炉内調査の早期実施に合わせ追加の温度計設置が望ましいことから、2013年9月を目標に、TIP¹⁹案内管への内視鏡・温度計の挿入による温度計設置（原子炉内調査を含む）を目指す。

また、原子炉格納容器内温度計について、3号機は2013年度末までに原子炉建屋の作業環境改善を行った上で、常設監視計器を設置する。2号機は、原子炉格納容器下部を含め更なる調査に資する温度計設置を試みており、継続して検討を行う。

②水素爆発のリスク低減

1～3号機原子炉格納容器内で水の放射性分解により発生する可能性がある水素爆発を防止するため、原子炉圧力容器及び格納容器への窒素充填を継続している。窒素充填に当たっては、各号機の格納容器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監視するとともに、水素濃度を監視している。

これらの取組に加え、間欠的に水素濃度の上昇が確認された1号機について、サブレッ

¹⁹ TIP (Traversing Incore Probe System)：移動式炉内計装計（炉内の上下方向の中性子の分布を測定する装置）

ションチェンバ上部に残留する事故初期の水素濃度の高い気体を窒素により置換する取組を実施し、水素に関するリスクの低減を図っている。2号機も、想定より若干大きい水素濃度の上昇が観測された実績があり、1号機同様、サブプレッションチェンバ上部に事故初期の水素濃度の高い気体が残留している可能性も考えられることから、残留の有無を確認するため、サブプレッションチェンバへの窒素の試験封入を実施している。3号機は、水素濃度の上昇は観測されておらず、サブプレッションチェンバ内の閉空間は安定な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。

今後もこれらの取組を継続し、水素爆発のリスク低減に努める。

③循環注水冷却設備の信頼性向上

<基本方針>

燃料デブリを継続して注水冷却するため、漏えい防止の対策を講じる必要がある。このため、循環注水ラインを信頼性の高い材質へ変更するとともに、複数のバックアップ系統を設置する。

配管にポリエチレン管を使用する場合については、経年劣化評価・火災対策の強化を確実に実施していく。

<具体的計画>

循環注水ラインの更なる信頼性向上のため、①が注水ラインの縮小による注水喪失リスクの低減、②耐震性の向上、③タンク容量の増加等の観点から、2013年6月までに、現在のバッファタンクから、より信頼性の高い復水貯蔵タンクに水源を変更する。さらに、配管のポリエチレン管化や屋外配管の簡易トレンチ設置、ポンプ起動や流動調整の遠隔操作化等を行い、耐震性、耐津波性の向上や被ばく低減対策を行う。

④循環ラインの縮小／小循環ループ化

<基本方針>

現状、循環注水ライン（大循環）（図1. 1-7）により滞留水の処理及び注水を実施しており、循環注水ラインの信頼性向上を継続するとともに、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、小循環ループの実現を図る。

<具体的計画>

建屋内の滞留水を、現在の汚染水処理設備を経由せずに原子炉へ注水する建屋内循環ループについて、建屋内の滞留水水质が改善される状況を踏まえつつ、2014年度末までのループ構築完了を目標に取り組む。

循環注水冷却は、タービン建屋を取水源としているため、建屋間止水、原子炉格納容器

の止水や建屋内の滞留水処理等の動向を踏まえ、計画的に取水源を変更することが必要である。これらを考慮しつつ、最終的に原子炉注水ラインの小循環ループ化（格納容器循環冷却）を構築することについて検討していく（図1. 1－8 参照）。

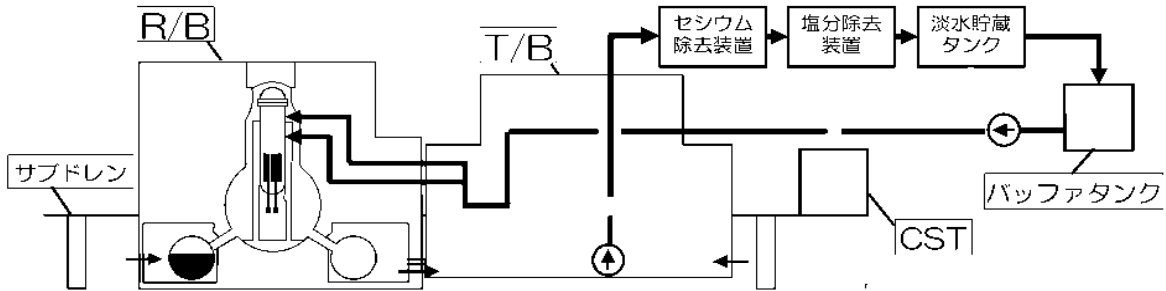
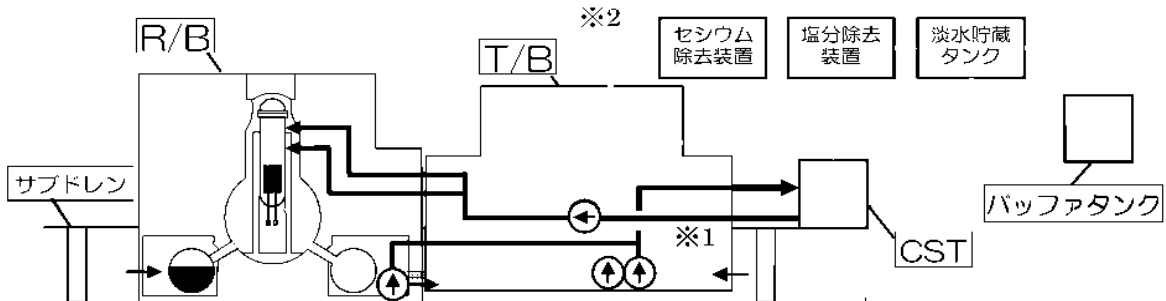


図1. 1 7 循環注水ライン（大循環） イメージ図



※1 取水位置等については、水質動向等を踏まえて継続検討中であり、検討結果に応じた系統構成とする予定

※2 建屋への地下水流入分の移送を意図しているが、汚染水対策等の状況に応じた系統構成とする予定

図1. 1－8 建屋内循環ループ イメージ図

【H標工程】

2014 年度下半期 建屋内循環ループの構築完了

2015 年度上半期 建屋内循環ループの開始

2016 年度中期～2017 年度中期

格納容器下部補修（止水）方法確定（IIP CR-1）に向けた原子炉建屋及び格納容器下部からの取水設備設置完了

2018 年度中期 原子炉注水冷却ラインの小循環ループ化（格納容器循環冷却）の構築

⑤使用済燃料プールの循環冷却

<基本方針>

使用済燃料プールの循環冷却を継続することで、使用済燃料の健全性を確保する。また、使用済燃料プールの健全性に影響を与えうる、冷却水内の塩素イオン濃度は、2013 年 3 月までに制限値（100ppm）以下の濃度まで低減することを実現しており、今後、設備の信頼性向上により循環冷却の維持を図るとともに、温度等のパラメータ監視、塩素イオン濃度の維持を図る。

<具体的計画>

使用済燃料プール循環冷却を継続し、温度等のパラメータを継続監視するとともに、計画的な保守点検を行うことで、信頼性の維持・向上を図る。さらに、設備の予備品の確保及び対応手順を継続して整備する。

所内電源系の停電事故に対する対策としては、2013 年 3 月までに電源の多重化の工事を完了しており、今後、可搬式ディーゼル発電機（既存の可搬式ディーゼル発電機は共通設備として使用するが、使用済燃料プール用の可搬式のディーゼル発電機を追加する予定）の追加配備等の検討を進める。併せてコンクリートポンプ車を配備することで、使用済燃料プール冷却の多様化を図っており、この配置を継続する。

（２）汚染水処理計画

基本的な考え方として、汚染水の処理に当たっては、以下について必要な検討を行い、地元関係者の御理解を得ながら対策を実施することとし、汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。（汚染水処理の全体像は図 1. 1－9 を参照）

A) 増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策

（地下水流入抑制対策）

B) 水処理施設の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策

（水処理システムの強化）

C) 汚染水管理のための陸上施設等の更なる方策

（タンク増設計画）

なお、海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

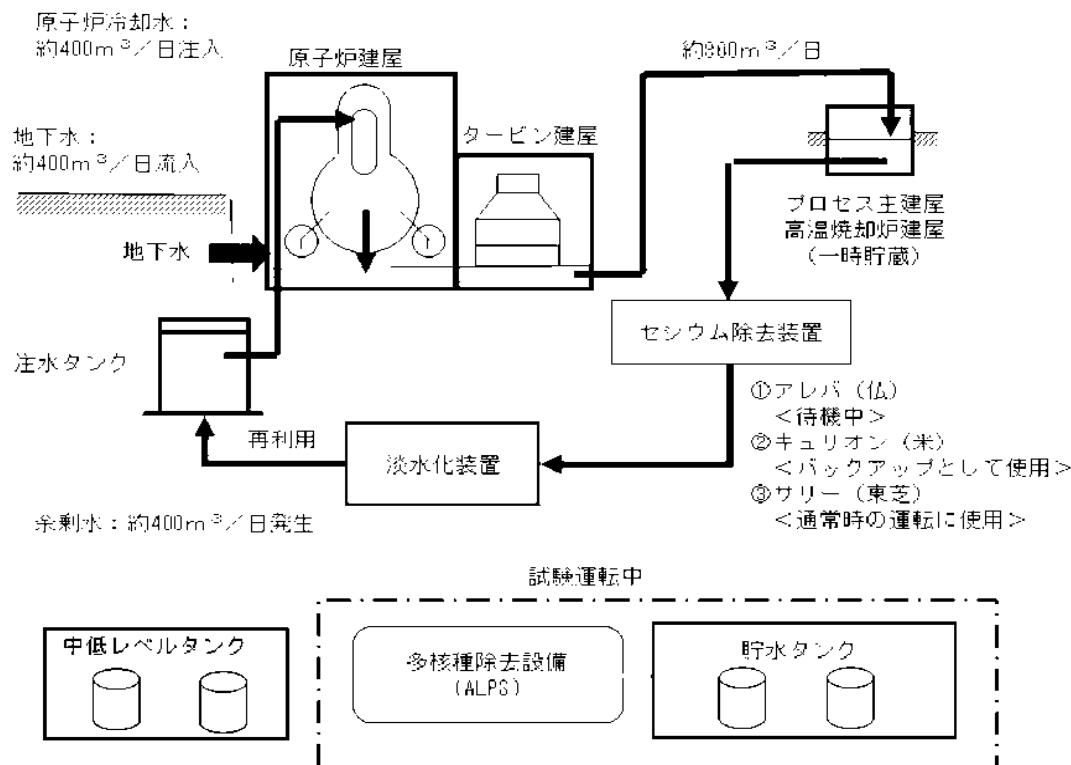


図1. 1-9 汚染水処理の全体像

①地下水の流入抑制策

地下水の流入抑制のためには、取り組んでいる対策が十分に機能しないリスクに備えた重層的対策を講じ、信頼性の高い全体計画とすることが必要である。このため、これまでに取り組んできた地下水バイパス、サブドレンによる水位管理等に加えて、プラント全体を取り囲む陸側遮水壁を設置する。陸側遮水壁の施工方式は、遮水効果と施工性に優れる凍土方式として、早期の建設・運用を目指す。

(a) 地下水バイパス

<基本方針>

山側から海側に対して流れている地下水を、建屋の上流で揚水し、地下水の流路を変更し、建屋周辺の地下水位を低下させ、建屋内への地下水の流入を抑制する地下水バイパスについて、準備を進めていく。その際、建屋内の汚染水の外部への流出を防ぐために、建屋周辺の地下水位の低下状況を評価しながら、段階的に揚水量を引き上げていく。

<具体的計画>

地下水バイパスについて、現在、くみ上げた地下水の水質確認を進めており、稼働開始

に向けて関係者の御理解を得るための取組を進めてきている。稼働後は、水質確認を継続的に行うことを前提として、建屋周辺の地下水位を把握し、建屋内の汚染水位との水位差を保ちながら、徐々に揚水量を増やしていく計画である。この対応策により、フル稼働時には、建屋への流入量を約 400 立米／日から、約 300 立米／日まで抑制することを目指す。

(b) サブドレンによる水位管理

<基本方針>

サブドレンは、建屋底部への地下水の流入の防止や、建屋に働く浮力の防止を目的として、ポンプにより地下水をくみ上げ、地下水位のバランスを取るために建屋近傍に設置されているものである。東日本大震災前には、1 号機から 4 号機のサブドレンにおいて約 850 立米／日の揚水を行っていた。今後は、東日本大震災の津波等の影響によって稼働することができなくなった井戸（サブドレンピット）の復旧作業を行っていくとともに、新たな井戸の掘削、サブドレンの浄化設備の設置を進めていく。建屋周囲の地下水位をより直接的に管理することが可能であり、サブドレンを復旧させて、建屋周辺の地下水をくみ上げることにより、建屋内への地下水の流入を抑制する。

<具体的計画>

この対応策により、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ことが可能となり、地下水の流入量が相当程度抑制されると考えられる。事故後に稼働できなくなった設備を復旧するという既存設備の活用であることに加え、新規に設置するものと併せ、建屋周辺の地下水位を効果的に管理できる唯一の方法であるなど、効果的な地下水の流入抑制策と考えられる。

しかしながら、周辺工事と干渉するサブドレンピットや、ガレキが混入しているサブドレンピットがあるため、短期間で全てのサブドレン設備を復旧することは困難である。

また、サブドレンピットには、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混入しており、建屋内に滞留している汚染水（以下「建屋滞留水」という。）に比べて濃度は低いものの、放射性物質が検出されているため、サブドレンピット内部の浄化試験を行っている。しかしながら、建屋滞留水漏えい防止の観点から、ピット内の水位が建屋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、ピット内部の十分な浄化は困難であるという結論に至った。

以上を踏まえ、2012 年度には、サブドレン浄化・復旧方法の検討、ピット内の浮遊物質除去及び新設ピット試験掘削を実施した。また、2013 年度以降は、サブドレンピットの新設、サブドレン浄化設備の設置を含めたサブドレン設備の復旧工事を実施していく。2014 年度半ばには、サブドレン設備を稼働させ、建屋周辺の地下水位と建屋滞留水の水位の差を減少させ、建屋への地下水流入量低減を図る予定である。

【H 標工程】

2013 年度～	サブドレンピットの新設，サブドレン浄化設備の設置を含めたサブドレンの復旧工事
2014 年度半ば	サブドレンの稼働を目指す

(c) 陸側遮水壁の設置

< 基本方針 >

陸側遮水壁は，1 号機～4 号機の汚染水が滞留している建屋を囲い込むように，遮水性の高い壁を設置するものである。これにより，山側を含めた外側から建屋に向かう地下水の流れを遮断し，建屋周辺の地下水位を低下させることができ，建屋内への地下水の流入を抑制するものである。この陸側遮水壁を設置し，可能な限り早期の建設・運用を行う。また，地下水の流入抑制を効果的に行うために，地下水観測網の整備，遮水壁で囲い込む範囲の地下水位の管理等を実施するとともに，フェーシング（地面をアスファルト等で覆うことで，雨水の地下への浸透を防止するなど）等の検討を進める。汚染水処理対策委員会¹¹で，凍土方式による施工が適切と判断されていることを踏まえ，今後，概念設計等を進めていく中で，技術的な課題の解決状況を検証していく。

< 具体的計画 >

汚染水処理対策委員会での検討の結果，陸側遮水壁の施工方式は，以下の理由から凍土方式とすることが適切であると判断されている。

- ・遮水能力が高く，地下水の流入抑制効果が高いこと
- ・施工期間の短さ，施工可能性の高さから，遮水壁を囲い込む範囲を狭くできること
- ・このため，取り扱う地下水の総量が少なく，地下水位管理が比較的容易であること

汚染水処理対策委員会の下に設置される実務的なタスクフォースにおいて，凍土方式の陸側遮水壁の概念設計，施工計画の策定等の評価，進捗管理を行うことにより，速やかな陸側遮水壁の設置を図る。

具体的には，2013 年 12 月に技術的課題の解決状況を検証するとともに，2013 年度末までにフィージビリティ・スタディを実施し，その後準備が整い次第，速やかに建設工事着手，2015 年度上期を目途に運用開始する。

凍土方式による陸側遮水壁については，技術的課題が多く存在するため，今後取り組んでいく概念設計の中で，各種課題を検討し，2013 年 12 月に以下のような陸側遮水壁の技術的課題の解決状況を検証するとともに，実施工法の絞り込み，他工法との組み合わせなど実施に向けた最適方策の取りまとめを行う。（判断ポイント（HP-1W-1））

① 水位管理方法の確立（リチャージ等の成立性・信頼性）

¹¹ 2013 年 4 月に設置され，三回の開催の後，2013 年 5 月 30 日に中間報告を行っている。

- ②地下水の流入抑制効果の確認（シミュレーション等）
- ③施工性・効果の確認（試験施工、高流速下での施工等）
- ④津波対策を含めた凍土システムの長期的な信頼性の確保
- ⑤他プロジェクトとの干渉・波及を考慮し、かつ、特殊環境（高線量、地中埋設構造物の存在等）下での施工計画の策定
- ⑥高線量下かつ防護服着用を要する中での、必要な作業員の確保
- ⑦海水配管トレンチの建屋接続部止水方法 等

【H 標工程】

- 2013 年 6 月～ 概念設計，詳細設計，施工計画等の策定
- 2013 年上期 地下水観測網の拡充，早期の整備
- 2013 年 12 月 陸側遮水壁の施工性，効果，水位管理方法等の検証の実施
(HP IW-1)
- 2013 年度内 陸側遮水壁のフィージビリティ・スタディの実施
- 2015 年度上期 陸側遮水壁の運用開始

(d) 建屋の貫通部等の止水

<基本方針>

1 号機から 4 号機の建屋には、合計で 880 箇所以上の外壁貫通部がある。このうち、地下水に水没し、かつ、外部とつながっている貫通部は建屋への地下水の流入経路となっている可能性が高く、この貫通部を地盤改良で止水することにより地下水の流入抑制を期待できる。また、トーラス室にグラウトを注入することで、貫通部等を止水できる可能性がある。これらの実施可能な止水対策を行うことにより、建屋への地下水の流入量を抑制する。

<具体的計画>

建屋の貫通部の止水について、これまでに 3 箇所の止水を実施しており、このうち、2 箇所については、止水前の流入量を合計約 56 立米としている。この止水により、建屋への流入総量は減少していると考えている。2013 年上半期までに流入経路の分析と止水対策の立案を進め、速やかに止水作業を開始する。

また、原子炉建屋等の周囲への流入抑制策が十分に機能しないリスクに備え、これまで検討を進めてきた地盤改良による建屋の貫通部の止水（特に、外部に面している貫通部の止水）に加えて、トーラス室へのグラウト充填による止水について、その実現に向けた概念設計と施工計画の策定に至急着手する。

こうした貫通部等の止水策は、流入量が多い箇所での止水方法の確立、高線量下での作業員の被ばく対策等、技術的に非常に難易度が高いが、陸側遮水壁の設置、サブドレンによる水位管理等の他の対応策が機能しない場合でも、建屋内への地下水の流入抑制の効果

< 具体的計画 >

海水配管トレンチに滞留する高濃度の汚染水が、大量に海洋に流出する万が一のリスクを未然に防止するため、2014 年度中の対策完了を目指し、凍結工法による建屋接続部の止水方法の成立性、海水配管トレンチ内の汚染水の移送方法、トレンチ部の充填方法について直ちに具体化するとともに、その濃度の低減を図るなどの環境改善措置を行う。なお、止水方法の成立性については、凍結時の配管等への影響評価、高線量下での作業員の被ばく低減策等の技術課題があることから、実証試験を実施し、2013 年 12 月までに評価する。

【目標工程】

2014 年度内 海水配管トレンチ内の汚染水の除去完了を目指す

③水処理システムの強化

< 基本方針 >

汚染水処理設備（多核種除去設備等）の処理水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）を、告示濃度限度を十分下回るように除去し、浄化した浄化水（以下「処理済み水」という。）と減容された廃棄物に分別し、汚染水処理設備の処理水貯蔵量を低減する。

< 具体的計画 >

多核種除去設備については、本計画に必要となる、廃棄物を移送・貯蔵する高性能容器（HIC¹²）について、追加の安全対策を実施したことにより、ホット試験を当初の目標の 2012 年 9 月から約半年遅れての 2013 年 3 月末より開始した。

今後、多核種除去設備の本格運転に向けて、ホット試験を確実にを行うとともに、原子力規制委員会より示された本格運転に向けての要件の検討を行っていく。さらに、RO 濃縮水の量の早期低減に向けて、多核種除去設備の 3 系統運転についても検討していく。汚染水処理設備の信頼性向上として、処理水移送ラインの配管のポリエチレン管化工事、冷却水の移送ラインの短縮化等を実施する。

汚染水処理設備については、信頼性向上として、2012 年度に、①セシウム吸着装置のポンプスキッドの追設工事、②滞留水移送装置の滞留水移送ライン、淡水化装置廻りの処理水移送ライン等の主要な配管のポリエチレン管化工事などを実施した。

2013 年度上期までに、淡水化装置廻り等のポリエチレン管化を行うとともに、計画的に設備・機器の保全を行い、汚染水処理設備の信頼性を確保していく。

今後、更なる循環注水冷却システムの信頼性向上として、既存の汚染水処理設備を経由せずに建屋内の滞留水を原子炉へ注水する建屋内循環ループを 2014 年度下半期の運用開始を目標として検討を行う。

¹² 高性能容器（High Integrity Container）

なお、トリチウムについては、今後、汚染水処理対策委員会にて、その処理対策について検討する。

【目標工程】

2013 年度中頃 多核種除去設備の一部系統の本格稼働開始

④タンク増設計画

<基本方針>

地下水の流入抑制策を取ったとしても一定程度増加する汚染水を十分に貯蔵できるよう、中長期で必要とされるタンク容量を見通して、増設計画を策定する。また、地下水流入抑制のための各対応策が機能しない場合に対応できるよう、対応策の進捗を見定めつつ、柔軟に増設計画を見直し、運用していく。

<具体的計画>

地下水の流入抑制のための対応策（地下水バイパス、サブドレンによる水位管理、陸側遮水壁の設置等）を重層的に実施する場合、汚染水処理対策委員会による簡易な試算の結果では、必要となる汚染水の貯蔵容量は、2014 年 4 月に約 45 万立米、2015 年 4 月に約 55 万立米、2016 年 4 月に約 63 万立米、2021 年 1 月に約 80 万立米となった後、横ばいとなる。

今後、貯蔵容量の増加が急速必要となるリスクに備え、常に半年分の空き容量（約 1 万から 7 万立米）を確保していく。現在、2015 年中頃に 70 万立米としているタンク容量を、2016 年度中に 80 万立米に増設する計画の検討を進める。また、各対応策が機能しない場合に対応できるよう、対応策の進捗を見定めつつ、柔軟に増設計画を見直し、運用していく。

タンクの貯蔵容量の確保については、既設タンクのフランジ接合部の補修、溶接式タンクへの更新に加え、従来型のタンクで対応できない場合の方策（タンクの大型化等）についても実現可能性の評価を行う。

【目標工程】

2015 年中頃 タンク容量を 70 万立米に増設

2016 年度内 タンク容量を 80 万立米に増設（今後、具体的に検討）

⑤滞留水処理を完了させるまでの道筋

<基本方針>

第 1 期では、タービン建屋等の滞留水の水位が地下水位を上回らないように管理しつつ地下水位を下げていく方針で対応を実施している。特に、地下水の流入抑制策として、地下水バイパス、サブドレンによる水位管理、陸側遮水壁の設置を進めていく。

第 2 期（前）では、原子炉建屋に排水ポンプを設置し、原子炉建屋から汚染水を排出す

るとともに、必要に応じて、建屋周辺の地下水へのリチャージを行う等の地下水位管理の高度化により、地下水の流入量を抑制する。第 2 期（中）では、原子炉建屋とタービン建屋間の止水や原子炉格納容器の漏えい箇所での止水の実現状況を踏まえつつ、これに応じた循環ラインを構築する。また、第 2 期（後）では、原子炉格納容器の止水完了以降、原子炉建屋等の汚染水の水位、建屋周辺の地下水位を低下させ、建屋内の除染を行いながら滞留水処理を完了させる。

【目標工程】

2015 年上半期	原子炉建屋への排水ポンプの設置
2018 年内	格納容器の止水完了
2020 年内	建屋内の滞留水処理の完了

（３）発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画

①海洋汚染拡大防止

<基本方針>

港湾内の 1～4 号機取水路前の一部エリアにおいて、海水中の放射性物質濃度が線量限度等を定める告示（以下「告示」という。）に定める周辺監視区域外の濃度限度を下回らない状況にある。このため、海水中の放射性セシウムの除去を進めるとともに、除去が困難な放射性ストロンチウムについて除去技術の検討を進め、告示に定める濃度限度を下回することを目指す（2015 年度以降別途）。また、1、2 号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水において、放射性物質（トリチウム、ストロンチウム）が告示濃度限度を上回る高い濃度で検出されたことから、地下水を経由しての海洋汚染の拡大を防止する措置を早急に講じるとともに、汚染経路の調査を実施することとする。また、海洋汚染の拡大防止のための対策として着手している海側遮水壁の設置を進めるとともに、湾内の環境改善のために海底土砂に含まれる放射性物質の拡散防止を行う。

引き続き、地下水及び海水の放射性物質のモニタリングを強化することに加え、港湾内の魚類についてもモニタリングを継続するとともに、港湾外に移動しないための対策を講じる。

<具体的計画>

2013 年度末までに、1～4 号機取水路前面において、海水中の放射性セシウムの除去を目的とした繊維状吸着材浄化装置を設置し、その効果を検証する（図 1. 1-11）。

海水中の放射性セシウムや放射性ストロンチウムの除去方法やその効果については、専門家の協力を得て検討を行う。

汚染水が地下水に漏えいした場合の海洋汚染拡大防止を目的として着手している海側遮水壁の設置工事については、既に 2012 年 4 月に本格着工し、2014 年度中期までに完成する

計画である（図1．1－12）。港湾内の土砂について、港湾内の大型船航行に必要な水深を確保する浚渫において、その土砂を港内に集積して被覆等を行い、環境改善を目的として拡散防止を図る（2013年度下期～工事開始予定）。

1～4号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水の放射性物質濃度上昇については、汚染経路の調査、地下水中の放射性物質の拡散評価等について専門家の協力を得て検討を進める。また、地下水中、海水中のセシウム、ストロンチウム、トリチウム等の放射性物質のモニタリングを強化するとともに、告示濃度限度を超える放射性物質の海域への流出防止のため、護岸付近の地盤改良等の対策を実施し、海洋への汚染拡大の防止を図る。また、高濃度汚染水が滞留する海側トレンチに対する漏えい防止対策等を早急に具体化し、前倒ししての実施を図る。（2013年度～速やかに着手）特に、海水中におけるトリチウム濃度の上昇傾向が見られることから、可及的速やかに汚染水の海洋への漏えい拡大防止対策の実施・完了が必要。

また、港湾内の魚類についての定期的なモニタリング、刺し網の設置など港湾外に移動しないための対策を継続的に行う。

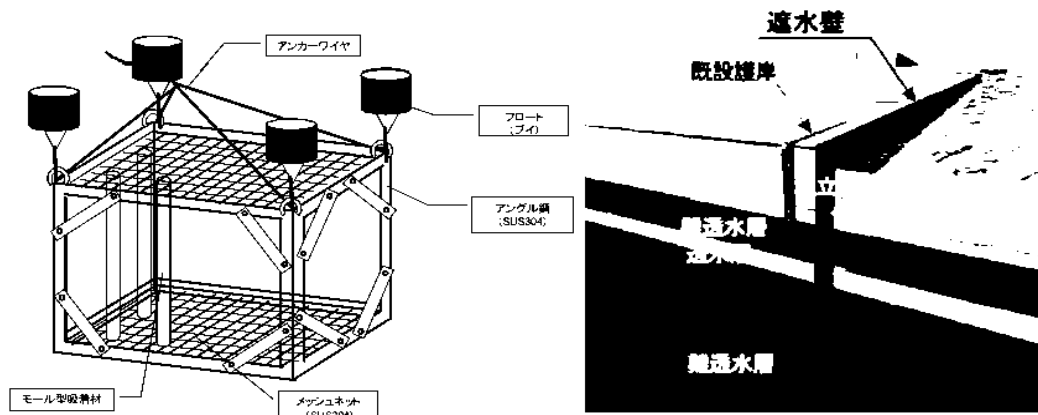


図1．1－11 繊維状吸着浄化装置（概念図）

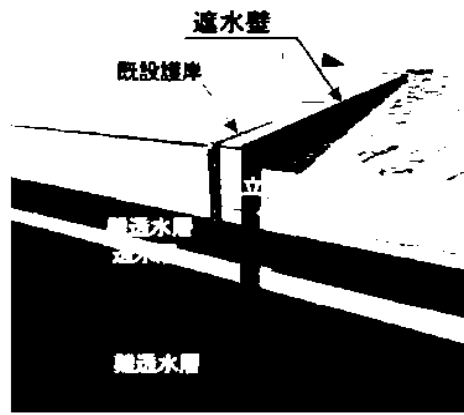


図1．1－12 海側遮水壁（概念図）

②廃棄物管理及び敷地境界の放射線量低減

<基本方針>

気体廃棄物については、告示に定める濃度限度を超えないよう厳重な放出管理を行うとともに、合理的な手法に基づき、できる限り濃度の低減を図ることを目標として管理していく。なお、液体廃棄物の海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

敷地境界の放射線量低減については、発電所全体からの放射性物質の追加的放出及び敷地内に保管する事故後に発生したガレキ等や水処理二次廃棄物による放射線の影響を低減

し、これらによる敷地境界での放射線量低減を図っていく。

< 具体的計画 >

(a) 気体廃棄物管理

気体状の放射性物質を内包する建屋等について、その気体の放出抑制、放出監視を行い、放出管理の精度向上を図っていく。具体的には、原子炉格納容器ガス管理設備により、環境中への放出量を抑制するとともに、排気設備出口や原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋等の開口部においてダストモニタリングを継続する。

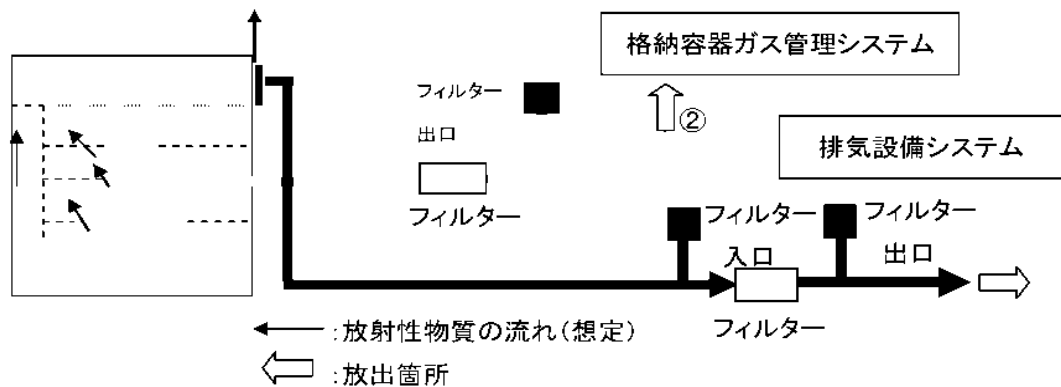
排気設備のない放出源である使用済セシウム吸着塔一時保管施設、貯留設備（タンク類、地下貯水槽）等については、基本的に気体として放出・拡散するものではないが、放射性物質の追加的放出が無いことをエリア周辺のモニタリングにより継続して確認していく。また、モニタリング方法の精度向上を図る（2013 年度中）。

敷地境界付近での空气中放射性物質濃度については、告示に定める周辺監視区域外の空气中の濃度限度を下回っていることを引き続き確認していく（図 1. 1 - 1.3）。

1, 2 号機については、HP1-1, HP2-1 として燃料取り出し方法を決定するものであるが、その過程で上記の対策を通じた気体廃棄物管理を行う。3, 4 号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制のため、作業エリアを被うカバーを設置し、換気設備を設置していく（3 号機：2015 年度上半期取り出し開始予定、4 号機：2013 年 11 月取り出し開始予定）。

【H 標工程】

2013 年度	排気設備出口や原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋等の開口部におけるダストモニタリングの継続
2013 年度	建屋外からの風の影響を排除する等、モニタリング方法の改善
2013 年度 11 月	4 号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しに併せて、作業エリアを覆うカバー、換気設備を設置
2015 年度上半期	3 号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しに併せて、作業エリアを覆うカバー、換気設備を設置



①排気設備等からの放出量

排気設備フィルタ出口のダスト濃度に排気設備流量を乗じたものと、排気設備フィルタ入口のダスト濃度にブローアウトパネル等からの漏えい量を乗じたものを積算して放出量を算出。

②原子炉格納容器ガス管理設備からの放出量

ガス管理設備フィルタ出口のダスト濃度に設備流量を乗じて、放出量を算出。

図 1. 1 1 3 モニタリングの概要 (2 号機原子炉建屋の例)

(b) 液体廃棄物管理

滞留水等の液体廃棄物については、貯蔵又は水処理施設による放射性物質の浄化を実施している。浄化に伴う処理水は、タンクに貯蔵するとともに、淡水化した上で再利用を行う等、今後も適切に管理していく。また、具体的な取組については、1.1.4(2) 汚染水処理計画に記載のとおりである。

(c) 敷地境界の放射線量低減

発電所全体からの放射性物質の追加的放出及び敷地内に保管する事故後に発生したガレキ等や汚染水処理に伴い発生する水処理二次廃棄物からの放射線による敷地境界における実効線量を2012年度末において1mSv/年未満とする目標を達成した。

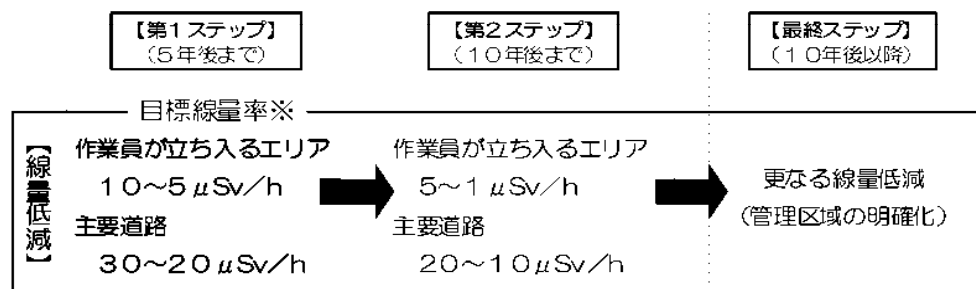
しかしながら、2013年4月に発生した地下貯水槽からの水漏れ事象を受け、地下貯水槽に滞留している汚染水を敷地南エリア等の地上タンクに移送しているが、この滞留水の影響による敷地境界の線量を最大地点で7.8mSv/年と評価しており、目標値を超えることから、多核種除去設備等を用いた汚染水の浄化により、可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。

今後、基本方針に基づき、放射性物質の保管、管理を継続することにより、敷地周辺の線量をできる限り低減する。加えて、陸域、海域において、引き続きモニタリングを実施する。

③ 敷地内除染

＜基本方針＞

敷地内の除染については、策定した「中長期実施方針」に基づき、作業員の立ち入りが多い箇所を優先し、対象箇所を選定後、目標線量率を設定し、具体的な計画を立てて段階的に進めていく。目標線量率は段階的に下げ、最終的には事故前の状態に近づけていくことを目指す(図1.1-14)。



※「主要道路」の目標線量率は、車両による通過のみのため、「作業員が立ち入るエリア」とは別に設定する。

図1.1-14 敷地内除染の中長期実施方針

< 具体的計画 >

これまで、免震重要棟周辺、正門周辺、入退域管理建屋建設エリアの線量低減を実施してきたが、2013 年度、2014 年度は、厚生棟・企業棟周辺や 5, 6 号機周辺（目標線量率 10 ～5 μ Sv/h）、主要道路（目標線量率 30 ～20 μ Sv/h）の除染を実施する。2015 年度以降については、現場状況を勘案して実施箇所を追加していく（図 1. 1－15）。第 2 期以降は、敷地外の環境中の放射線量を踏まえつつ、敷地内全体の除染を継続し、最終的には事故前の状態に近づける。

【H 標工程】

2013 年度	厚生棟・企業棟周辺、主要道路の除染
2013 年度末	構外飛散ガレキの調査
2014 年度	厚生棟・企業棟周辺、5, 6 号機周辺、主要道路の除染



図 1. 1－15 敷地内除染実施予定エリア（2013、2014 年度計画）

（4）固体廃棄物¹³の保管管理と処理・処分に向けた計画

< 基本方針 >

①保管管理

固体廃棄物の保管管理を行う上では、敷地内の有効利用、管理のしやすさ、処理・処分の負荷を低減する観点等から、発生量をできるだけ少なくすることが重要である。そのた

¹³ 事故後に発生したガレキ等には、後述のとおり、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、以下「固体廃棄物」という。

め、敷地内へ持ち込む梱包材や資機材等の持込抑制を最優先とし、「持込抑制＞発生最小化¹¹⁾＞再使用（リユース）＞リサイクル」という優先順位に従った発生量低減対策により継続的に廃棄物発生量の低減を図っていく。

それでもなお発生する廃棄物に対しては、廃止措置に向けた取組を円滑に進めるため、一時保管エリアを確保し、安全を最優先としながら保管対策を継続する。さらに、適切な遮へい及び飛散抑制対策を施した恒久的な保管施設を計画的に導入し保管の適正化を図っていく。

発生量低減対策と保管対策は、保管管理計画として集約し、作業の進捗状況に応じて定期的に更新、具体化を図っていく。

②処理・処分

事故後に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特徴が異なるため、将来的な処理・処分に向けては、技術的課題を有する。

固体廃棄物の性状把握や廃止措置作業の進展に伴い、必要な情報が十分に蓄積されると期待される 2021 年度頃を目処に、研究開発により、処理・処分の安全性に関する技術的見通しを得る。また、それと並行して制度的措置に必要な検討を行い、処理・処分に関する安全規制や技術基準を明確にする必要がある。これらの制度的な検討の結果を踏まえ、発電所内に処理設備を設置し、処分場に搬出する廃棄体¹⁵⁾の製造に着手する。

また、研究開発に当たっては、現段階では固体廃棄物の処理方法や処分概念について幅広く検討・評価を行い、固体廃棄物の性状把握や廃止措置作業の進展等に伴う知見の蓄積に応じて処理・処分技術を絞り込んでいくこととする。また、今回の事故により発生した固体廃棄物の中には国内で処理・処分を行った実績がほとんどないものも含まれるため、広く国内外の関係する産業界、研究機関、学会や大学の協力を得ながら検討を進める。

廃棄物の性状把握に当たっては、現在、独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）東海研究開発センター等の既存施設において研究を進めているが、研究拠点の一つとして、2017 年度の運用開始を目指して整備する放射性物質分析・研究施設を最大限活用することにより研究開発の迅速化を図る必要がある。

< 具体的計画 >

①保管管理

固体廃棄物の発生量低減対策は、各対策の内容と優先順位を踏まえて進める。持込抑制については、2013 年度は車両整備場を新たに設置し、新規車両の持込抑制を図るとともに、

¹¹⁾ 持ち込んだ物品の汚染管理や分別を適切に行うことにより、最終的に廃棄物となる物量をできるだけ少なくする考え方

¹⁵⁾ 廃棄物を容器の中に詰めてセメントで固型化するなどして処分に適した形態としたもの

梱包材や資機材等の持込抑制対策が発電所全体で機能する仕組みを検討する。再使用（リユース）やリサイクルについては、既に一部では工事に用いた重機類や資機材等の他の工事への転用等を進めているが、2013 年度は更に再使用やリサイクルが進む環境の整備等について検討する。減容処理については、2014 年度に焼却炉を設置し、使用済保護衣等の焼却可能なものの処理を開始する。この過程で発生する焼却灰はドラム缶に詰めて密閉し、固体廃棄物貯蔵庫などの遮へい機能を有する設備に保管する。

保管対策としては、作業員の被ばくや敷地境界線量の低減を念頭に、引き続き、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保管、土嚢の設置等により遮へいを実施する。また、線量率が周辺環境に対し比較的高い伐採木（枝葉根）は、伐採木一時保管槽に保管していく。また、より適正な保管を行うため、至近では、ドラム缶を 23,000 本以上保管できる規模の恒久的な保管施設について、2015 年度の運用開始を目指し、2013 年度から施設の基本設計に着手する。以後の恒久的な保管施設等については、廃棄物の保管状況や発生予測を踏まえて 2013 年度から概念検討に着手する。

また、水処理二次廃棄物の保管については、発熱、ガス発生、容器の腐食など基礎研究の成果に基づく対策が必要となるため、2013 年度末に初期に導入した保管容器の長期的健全性について評価し、必要に応じて 2014 年度末に設備更新に関する方針を取りまとめる。

【目標工程】

- | | |
|---------|--|
| 2013 年度 | 車両整備場の設置、発電所全体での持ち込み抑制対策・再使用・リサイクルの検討、恒久的な保管施設等の概念検討着手、初期に導入した水処理二次廃棄物保管容器の長期健全性評価 |
| 2014 年度 | 使用済保護衣等の焼却処理開始、水処理二次廃棄物の設備更新に関する方針策定 |
| 2015 年度 | ドラム缶 23,000 本以上が保管できる恒久的な保管施設の設置 |

②処理・処分

水処理二次廃棄物の長期的な保管や、その他全ての固体廃棄物の処理・処分のためにはその性状把握（含有する放射性核種、化学組成・物理性状の把握）が必要不可欠である。2013 年度は、引き続き、ガレキや水処理二次廃棄物等の固体廃棄物の性状把握、難測定核種等の分析手法の開発、データベースの構築等を進めるとともに、安全な処理・処分に向けた技術的な見通しの検討に必要な処理・処分概念、安全評価等に関する文献情報の収集・整理を実施する。また、廃棄物の処分を進める上では、放射能レベルが高く、長半減期の α 核種等を含む燃料デブリについて技術的な見通しを得ることが重要であると考えられるため、燃料デブリの処分に向けた予備的な検討に 2013 年度から着手する。

廃棄物の性状把握等を継続して行い、廃棄物毎の核種組成や汚染レベルに関する特徴がある程度推定できるようになると思われる 2016 年度末を目標に、幅広く抽出した処理・処

分技術の適用性に関する検討を行うとともに、難測定核種等の分析手法やインベントリ評価技術の開発を行う。ただし、この時点においても廃棄物の性状等に関するデータは限定的であるので、以降も性状把握等を継続する。

2016 年度末までに得られた情報を踏まえ、2017 年度は「廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方」をとりまとめ、制度的な検討を開始するための IIP とする。

2017 年度以降も、新たに整備する放射性物質分析・研究施設を活用し、固体廃棄物の性状把握、開発技術を活用した分析データの蓄積、インベントリ評価の精度向上を図る。

2021 年度頃までを目途に処理・処分における安全性に関する技術的な見通しを得ることと並行して、制度的措置に関する必要な検討を行い、併せて処理・処分に関する技術基準の整備や安全規制上の対応を行う必要がある。

これを踏まえ、2021 年度頃以降において発電所内に処理設備を設置し、廃棄体の製造に着手することとする。

【目標工程】

- | | |
|---------|----------------------------|
| 2013 年度 | 廃棄体化技術調査の取りまとめ、データベース試運用開始 |
| 2014 年度 | 既存処分概念調査・既存安全評価手法調査の取りまとめ |
| 2015 年度 | 廃棄体化技術基礎試験の取りまとめ |

【判断ポイント】

固体廃棄物の保管管理と処理・処分に向けた計画における IIP と、その考え方を整理すると、以下のとおりとなる。

IIP SW-1：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（2017 年度）

固体廃棄物の処理・処分に関する安全規制などの制度化に向けた検討の着手に資するため、基本的な考え方を取りまとめた報告書を作成する。なお、報告書には処分の安全性の観点から見た燃料デブリの処理の必要性についての評価を含める。

IIP SW-2：固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通し確認（2021 年度）

固体廃棄物の処理・処分に関して、技術的な成立性を踏まえた安全性の見通しを確認する。また、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。なお、燃料デブリ取り出し等の廃止措置作業により性状が異なる廃棄物が発生する可能性があるため、必要に応じて研究開発を継続し、処理・処分の安全性の向上を図る。

IIP SW-3：廃棄体仕様・製造方法の確定（第3期）

廃棄物の処理・処分に関する研究開発の結果を踏まえ、必要に応じて制度化を図り、処理・処分において必要な条件（廃棄体の仕様、処分場に必要な立地要件、処分場の設

計要件)を明らかにする必要がある。上記条件に基づき、最終的な廃棄体の仕様や製造方法を確定する。

HP SW 4：廃棄体製造設備の設置及び処分の見通し（第3期）

廃棄体を製造する製造設備の設置を完了し、処分の見通しを得た上で、廃棄体の製造を開始し、搬出する。

（5）原子炉施設の廃止措置計画

＜基本方針＞

福島第一原子力発電所1～4号機の燃料デブリ取り出し後の施設の解体など原子炉施設の廃止措置は、通常の原子炉施設と大きく異なるものとなることから、廃止措置が合理的に実施されるよう、あらかじめ様々なケースを想定した廃止措置に係るシナリオ（以下「廃止措置シナリオ」という。）の検討・策定を行い、使用済燃料プール内の燃料取り出し、建屋地下の滞留水処理及び炉心からの燃料デブリ取り出しが終了した後に、原子炉施設の廃止措置計画を策定する。

廃止措置シナリオは、想定される廃棄物の種類と量、環境への影響、作業員の被ばく、適用される工法や工程、更に廃棄物の処分の見通し等を踏まえた上で、策定する。

廃止措置シナリオの策定に向けては、建屋除染、原子炉压力容器／原子炉格納容器の調査、建屋止水、燃料デブリの取り出し作業等によって得られる建屋や機器の汚染状況、原子炉压力容器／原子炉格納容器内の燃料デブリの残存量など、必要なデータの蓄積を図るとともに、遠隔解体技術、コンクリート・金属の除染、減容技術等の廃止措置技術の検討を実施していく。

＜具体的計画＞

事故の影響により残存設備の利用範囲や発生する廃棄物の種類や量が、通常の原子力施設の廃止措置と異なることから、最終的な形態を念頭に置いた廃止措置の安全確保の考え方については、広く国内外の事例を参考に整理し、合理的な廃止措置シナリオを検討・立案する。併せて、立案したシナリオを念頭に置いた安全規制上の対応のあり方と、今後必要となる制度化に向けた道筋についても論点を整理する。

廃止措置シナリオの検討に当たっては、学協会と共同し、国内有識者からなる検討会によるレビューを行う。

さらに、原子炉施設の廃止措置の着手に先立って、廃棄物を処分するための技術的な基準の整備や、処分の見通しを得ることも念頭に入れる。

【H標工程】

2013年度 国内外における廃止措置情報及び廃止措置に係る安全条件を収集・整理

- 2014 年度 廃止措置シナリオの検討・立案
遠隔解体技術，コンクリート・金属の除染，減容技術等の廃止措置技術の検討に着手
- 2015 年度 複数の廃止シナリオを立案し，IAEA や経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）などの国際専門機関や海外の廃止措置実施主体からも幅広いレビューを受けることで国際標準に照らしても妥当なシナリオを確立
- 2015 年度～ 国内関係機関による議論を経て廃止措置シナリオに対するコンセンサスを得る。目標時期としては，廃止措置シナリオや廃棄物量に影響を及ぼす可能性がある原子炉建屋コンテナ等の設計に反映が可能な 2018 年頃までを日指す。

30～40 年後の廃止措置終了を目標とし，以下の判断ポイントを設定して進めて行く。その際，炉心に燃料デブリの無い 4 号機から廃止措置を開始することを念頭に，現場の状況等に合わせ，廃止措置シナリオを順次改訂・絞り込みを行っていく。

【判断ポイント】

IIP ND-1：廃止措置シナリオの立案（2015 年度）

実現可能で合理的な廃止措置シナリオを複数立案し，海外レビューを経た上で 2015 年度中を目途に複数のオプションを提示。ここで，1～3 号機の燃料デブリ取り出しに関連した原子炉格納容器の止水方法や原子炉建屋コンテナなどの大型構築物の選択が廃止措置シナリオを大きく影響することも念頭に入れる。

IIP ND-2：除染・機器解体工法の確定（第 3 期）

通常の原子力施設と比較し，廃棄物の種類や量が異なることが予想されるため，放射性物質の種類に応じた除染・機器解体など，必要な廃止措置技術の研究開発を取りまとめ，その成果に基づき必要な機器・設備の設計・製造に着手する。

IIP ND-3：廃棄物処分の見通し・必要な研究開発の終了（第 3 期）

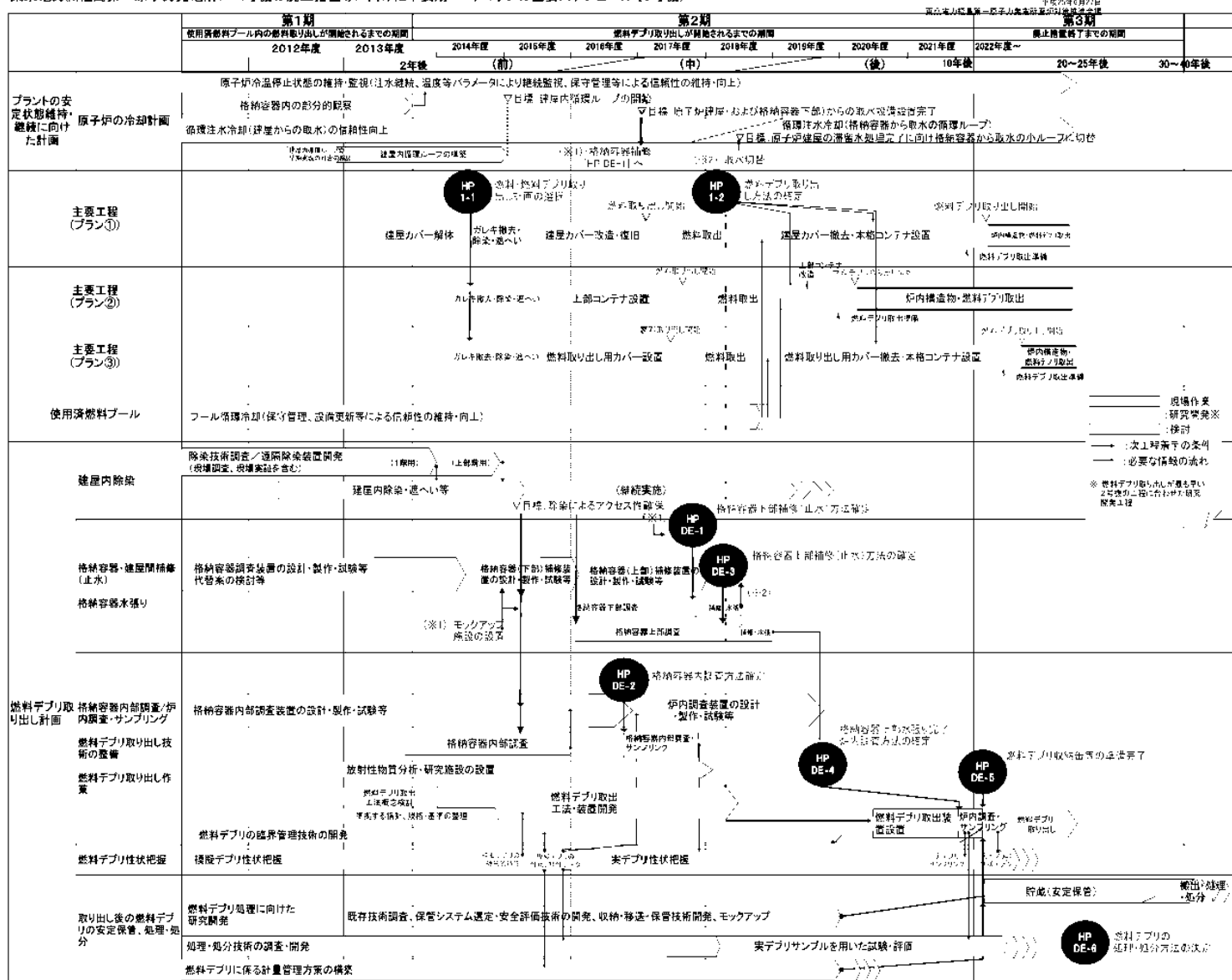
廃棄物の処分の見通しが得られていることを確認した上で，廃止措置工事に着手する。

1.1.5 添付資料

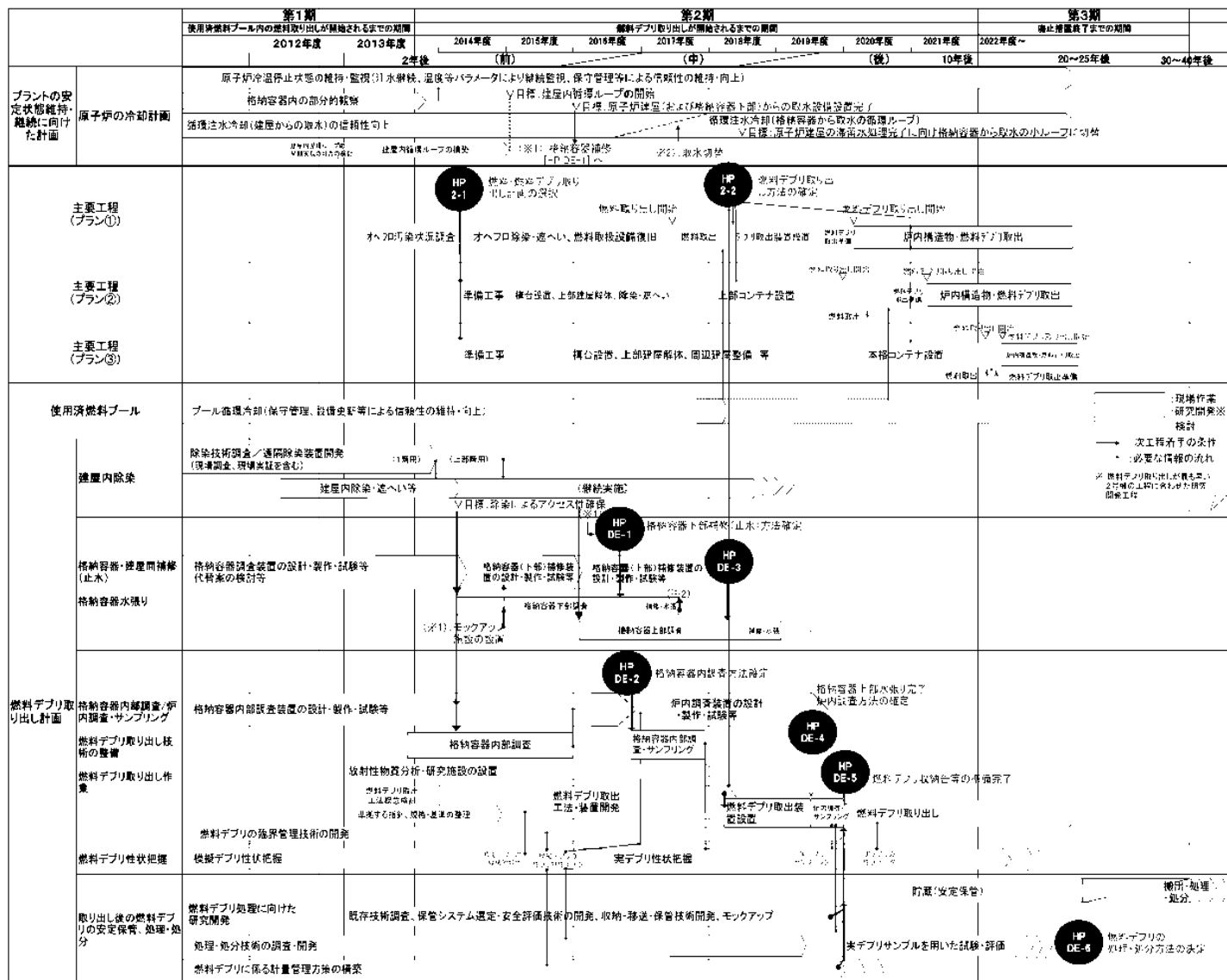
- 添付資料－1 東京電力福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた
中長期ロードマップの主要スケジュール
- 添付資料－2 廃止措置等に向けた中期スケジュール
- 添付資料－3 使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップ

添付資料－４ 燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ

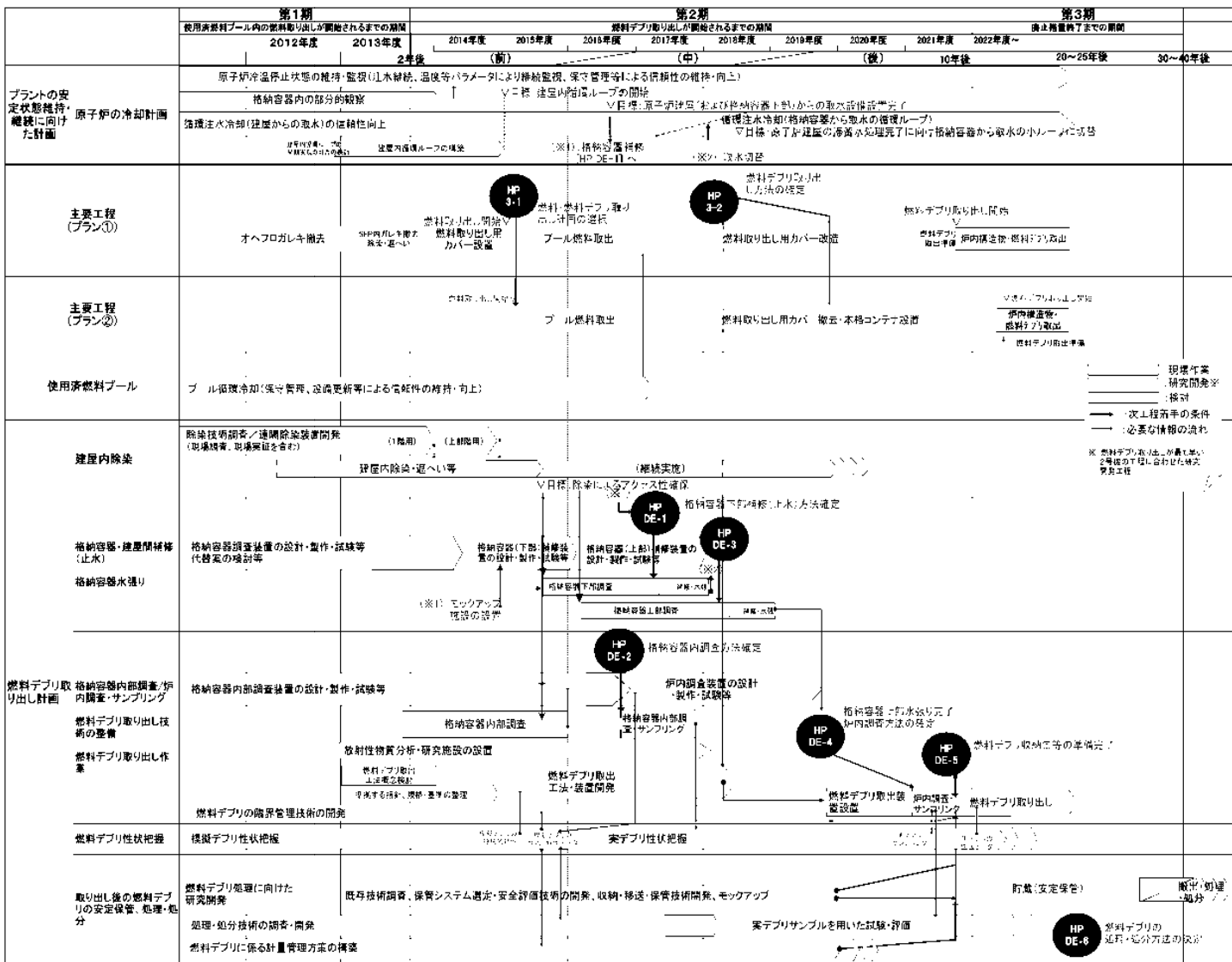
東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール(1号機)



(注)HP:判断ポイント



東京電力株式会社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の主要スケジュール(3号機)



*本ロードマップについては、研究開発及び現場状況を踏まえて、継続的に見直ししていく。

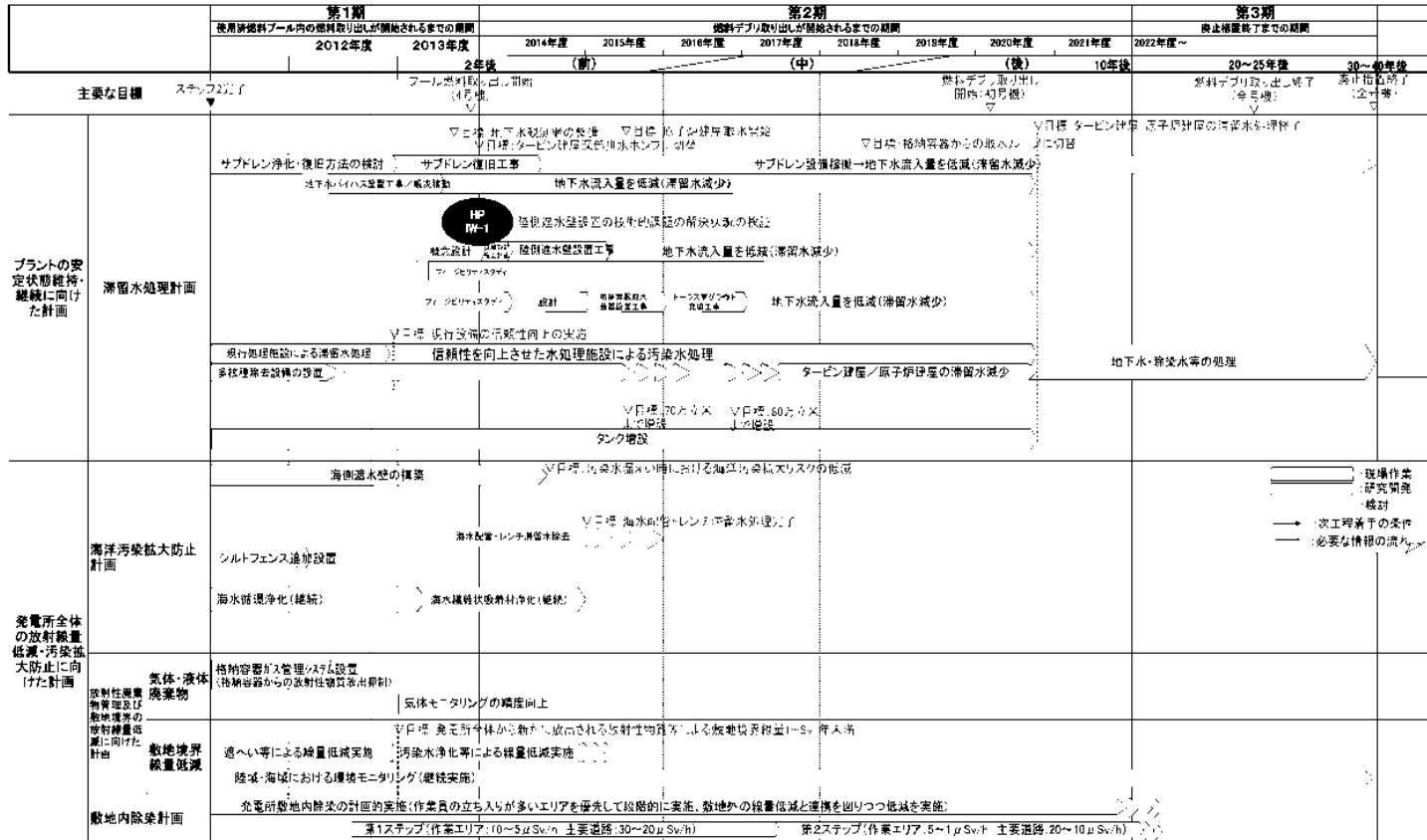
(註) HP : 判断ポイント

111添11

	第1期 使用済燃料プール内の最終取り出しが開始されるまでの期間 2012年度 2013年度	第2期 燃焼デブリ取り出しが開始されるまでの期間 2014年度 2015年度 2016年度 2017年度 2018年度 2019年度 2020年度 2021年度	第3期 廃止措置終了までの期間 2022年度～
	2年後	(前) (中) (後)	10年後
主要な目標	スタッフ2名了		20～25年後 無条件でプリアクトリ施設を完全撤去 30～40年後 廃止措置完了
使用済燃料プールからの燃料取り出し計画	4号機使用済燃料プール		
	プール温度冷却・保守管理、設備更新等による信頼性の確保・向上; 【4号機】可搬式搬出機「マシナード」による燃料取り出し開始; 燃料取り出し用コンテナ「フールボク」や放射線遮蔽装置「カシメ」など燃料取り出しに活用; 燃料取り出し作業	燃料取り出し開始; 燃料取り出し作業	現場作業研究開発検討 → 次工程着手の条件 必要な情報の流れ

(注) HP、判断ポイント

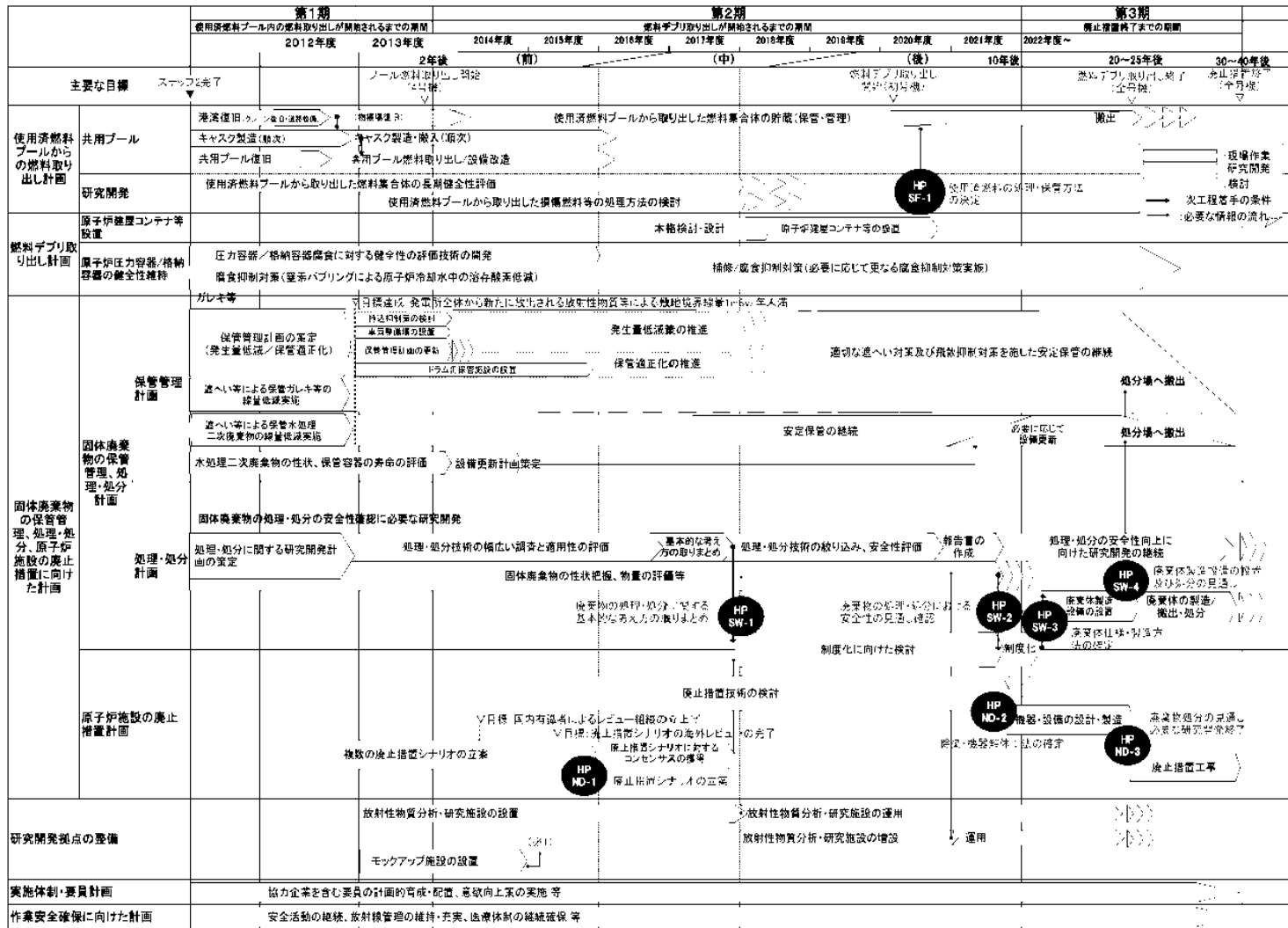
東京電力福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール（共通）



*本ロードマップについては、研究開発及び現場状況を踏まえて、継続的に見直ししていく。

(注)HP：判断ポイント

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の主要スケジュール(共通)



*本ロードマップについては、研究開発及び現場状況を踏まえて、継続的に見直していく。

(注) HP、判断ポイント

諸計画の取り組み状況(その1)



→	:主要工程	<input type="checkbox"/>	:現場作業
→	:準主要工程	<input type="checkbox"/>	:研究開発
		<input type="checkbox"/>	:検討

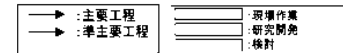
課題		第1期(当面の取組終了後2年後以内)	第2期(前)		
		2012年度	2013年度	2014年度	2015年度
燃料デブリ 取出計画	建 屋 内 除 染	除染技術調査／遠隔除染装置開発		▽目標：除染ロボット技術の確立	
		遠隔汚染調査技術の開発①			
		遠隔除染装置の開発①			
		現場調査(現場実証(適宜))			
		建屋内除染・遮へい等(作業環境改善①)		継続	
	燃 料 デ ブ リ 取 出 計 画	原子炉建屋内 1階		原子炉建屋内 2階以上	
		総合的な被ばく低減計画の策定			
		作業エリアの状況把握			
		原子炉建屋内の作業計画の策定			
		優先発着階の作業計画の策定			
調 査 ・ 漏 え い 箇 所 補 修	格納容器漏えい箇所調査・補修に向けた研究開発(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		【1, 3号機】漏えい箇所調査☆		
	【2号機】原子炉建屋地下階調査		【2号機】漏えい箇所調査☆		
燃 料 デ ブ リ 取 出	燃料デブリ取出に向けた研究開発(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				
	格納容器外部からの調査(開発成果の現場実証含む)				
	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				
環 境 ・ 安 全 ・ 処 分	燃料デブリに係る計量管理方策の構築				
	臨界評価、検知技術の開発				

諸計画の取り組み状況(その3)



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
プラントの安定状態維持・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		
		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)		
		信頼性を向上させた水処理施設による滞留水処理		
		分岐管耐圧ホース使用箇所のPE管化		
		タンク漏えい拡大防止対策(鉄筋コンクリート壁・土留・排水路暗渠化)ノタンク設置にあわせて順次実施		
		循環ライン縮小検討		
		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)		
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	建屋内地下水の水位低下		
		地下水バイパス設置工事		
		地下水流入量を低減(滞留水減少)		
		多核種除去設備の設置		
		処理量増加施策検討/実施		
		構内貯留水の浄化		
		海側遮水壁の構築		
		港湾内埋立等		
		鋼管矢板設置		
		放射性ストロンチウム(Sr)浄化技術の検討		
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	▽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		
		目標: 港湾内海水中の放射性物質濃度低減(告示濃度未満)		
		海水循環浄化		
		海水繊維状吸着材浄化(継続)		
		放射性ストロンチウム(Sr)浄化		
		航路・泊地エリアの浚渫土砂の被覆等		
		地下水及び海水のモニタリング(継続実施)		
	気体・液体廃棄物	1～3号機 格納容器ガス管理システム運用		
		2号機 プローアウトパネル開口部閉止・換気設備設置		
		建屋等開口部ガス濃度測定・現場調査		
	敷地境界線量低減	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)		
		▽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		
	除染計画	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		
		陸域・海域における環境モニタリング(継続実施)		
発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画	敷地内除染計画	発電所敷地内除染の計画的実施 (作業員の立ち入りが多いエリアを優先して段階的に実施、敷地外の線量低減と連携を図りつつ低減を実施)		
		第1ステップ(作業エリア: 10～5μSv/h 主要道路: 30～20μSv/h)		

諸計画の取り組み状況(その4)



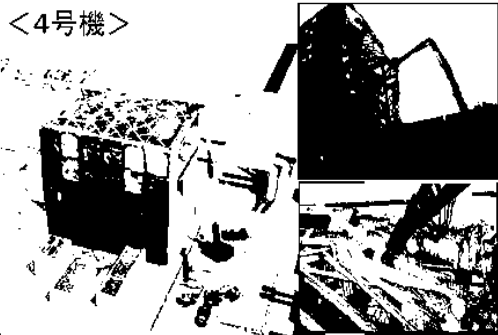
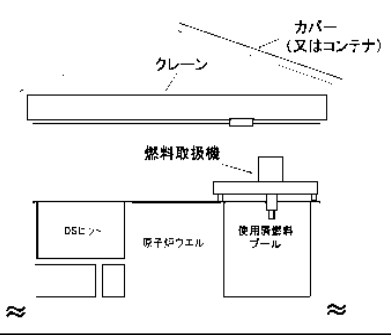

課題		第1期(当面の取組終了後2年後以内)		第2期(前)	
		2012年度	2013年度	2014年度	2015年度
燃料取り出し計画	使用済燃料プールからの				
	輸送貯蔵兼用キャスク	キャスク製造			
	乾式貯蔵キャスク	キャスク製造			
	港湾	物揚場復旧工事			
		空キャスク搬入(順次)			
	共用プール	搬入済み順次搬入 既設乾式貯蔵キャスク点検(9基) 共用プール燃料取り出し 損傷燃料用ラック設計・製作 据付 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の貯蔵(保管・管理)			
	キャスク仮保管設備	設計・製作 設置 > キャスク受入・仮保管			
	研究開発	使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			
	原子炉施設	原子炉施設 原子炉施設			
	原子炉施設	RPV/PCV 健全性維持			
施設の廃止措置に向けた計画	固体廃棄物の保管管理計画	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 待込抑制策の検討 車両整備場の設置 発生量低減策の推進 保管管理計画の更新 保管適正化の推進 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			
	固体廃棄物の処理・処分計画	ガレキ等の覆土式一時保管施設への移動 伐採木の撤去工事 遮へい等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			
	原子炉施設の廃止措置計画	処理・処分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			
	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			
	支援体制・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			
	原子炉施設の廃止措置計画	原子炉施設 原子炉施設			
	原子炉施設の廃止措置計画	原子炉施設 原子炉施設			
	原子炉施設の廃止措置計画	原子炉施設 原子炉施設			
	原子炉施設の廃止措置計画	原子炉施設 原子炉施設			

HP
ND-1

廃止措置シナリオの立案

使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップ(1/2)

第1期			第2期	第3期
	2012年度	2013年		
	①ガレキ撤去/②カバー、クレーン等の設置/③輸送容器・収納缶の設計、製造			
港湾復旧			⑤プール燃料取り出し/貯蔵(保管・管理)	搬出
キャスク製造(順次)		キャスク搬入(順次)		
共用プール設備復旧				
	④共用プール内空きスペース確保/設備改造			

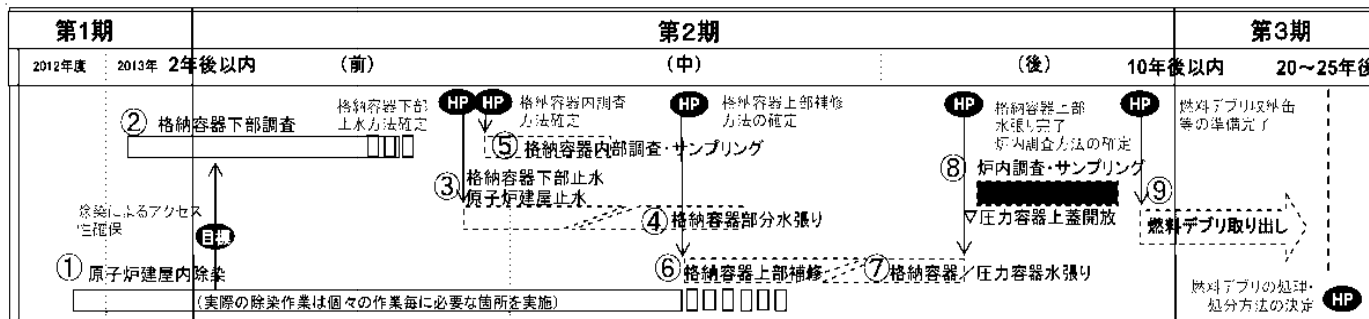
ステップ	① 原子炉建屋上部ガレキ撤去 (4号機完了、3号機にて実施中)	② カバー(又はコンテナ)/ クレーン等の設置	③ 取り出し用輸送容器・収 納缶の設計、製造
イメージ	<p><4号機></p> 		<p><輸送容器の例: NH-25></p>  <p>(メーカー資料より)</p>
内容	大型クレーンや重機を用いて原子炉建屋上部のガレキを撤去。	原子炉建屋を覆うカバー(又はコンテナ)を設置し、プール燃料取り出しに必要なクレーン、燃料取扱機を設置。	プールから取り出した燃料を共用プールに移送するため、輸送容器・収納缶等を設計・製造。
技術開発における留意点と課題	—	—	—
安全確保に向けた主な留意点	<ul style="list-style-type: none"> ・プール水の安定冷却の維持 ・ガレキ撤去時の空気中への放射性物質拡散防止 ・環境モニタリング ・作業員の被ばく低減(遠隔撤去等) 	<ul style="list-style-type: none"> ・プール水の安定冷却の維持 ・作業員の被ばく低減(雰囲気線量低減等) 	—

使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップ(2/2)

第1期		第2期	第3期
2012年度	2013年		
①ガレキ撤去/②カバー、クレーン等の設置/③輸送容器・収納缶の設計、製造			
港湾復旧		⑤プール燃料取り出し/貯蔵(保管・管理)	搬出
キャスク製造(順次)	キャスク搬入(順次)		
共用プール設備復旧			
	④共用プール内空きスペース確保/設備改造		

ステップ	④ 共用プール内空きスペース確保/改造	⑤ プール燃料取り出し
イメージ	<p>＜共用プール＞(震災時の貯蔵体数)</p> <p>＜乾式キャスク仮保管設備＞</p> <p>順次搬出 当面は、構内乾式キャスク仮保管設備にて仮保管</p>	
内容	共用プール内に既貯蔵中の燃料を乾式キャスク仮保管設備に順次搬出し、空きスペースを確保。その上で、受入れに必要な破損燃料用ラック等を設置。	燃料の健全性を確認し、損傷燃料は放射性物質の飛散・拡散を防止できる措置を講じた上で搬出。
技術開発における留意点と課題	・使用済燃料プールから取り出した燃料の長期健全性評価、処理方法の検討	—
安全確保に向けた主な留意点	・作業員の被ばく低減(平常管理)	<ul style="list-style-type: none"> ・プール水の安定冷却の維持 ・燃料落下防止 ・作業員の被ばく低減(遠隔化、雰囲気線量低減等)

燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ(1/3)

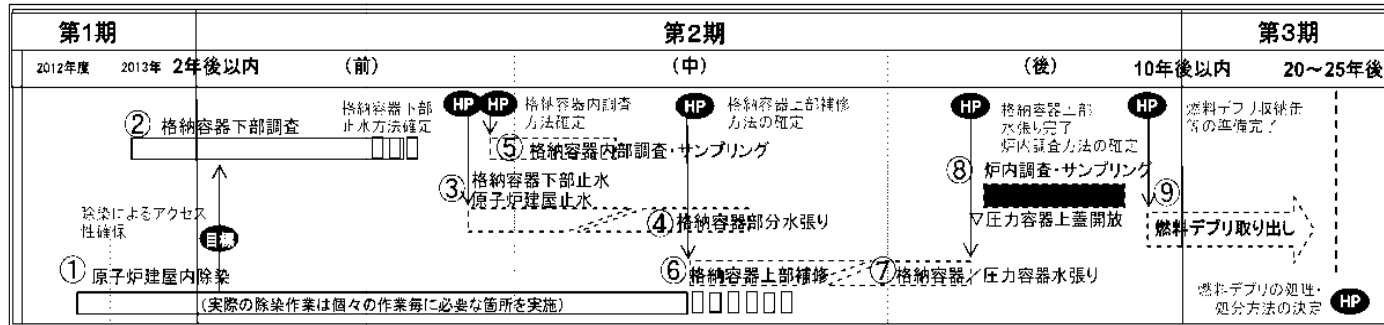


※ TMIと同様に水中での取り出しを想定した一連の作業を記載。

HP: 技術的な判断ポイント。現場状況、技術開発成果により、次工程以降を見直していく。

ステップ	① 原子炉建屋内除染 (②以降の作業毎に必要な箇所を順次実施する)	② 原子炉格納容器下部調査	③ 原子炉格納容器下部止水 原子炉建屋止水
イメージ			
内容	格納容器へのアクセス性を向上するため、高圧水、コーティング、表面はつり等により、作業エリアを除染。	格納容器下部及び原子炉建屋壁面を、遠隔のカメラ等で調査。	燃料デブリの取出しは、水中で実施することが放射線の遠への観点からも有利と考えられることから、格納容器のバウンダリを構築し止水。
技術開発における留意点と課題	◆高線量箇所(数100～1,000mSv/hレベル)の存在 ◆建屋内ガレキによるアクセスが制限されていること ・上記を踏まえた遠隔除染方法の検討・確立が必要	◆調査対象が高線量エリア、汚染水中、狭隙部などにあること ・調査方策・装置の開発 ・格納容器外部からの内部調査方策・装置の開発	◆炉心循環冷却のための注水を継続しながら、高線量下・流水状態で止水すること ・格納容器バウンダリ構築・止水技術・工法の開発 ・代替方策の検討・開発
安全確保に向けた主な留意点	・炉心安定冷却の維持 ・除染作業に伴う空気中への放射性物質拡散防止 ・作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等)	・炉心安定冷却の維持 ・作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等)	・炉心安定冷却の維持 ・作業員の被ばく低減(遠隔化、遮へい等)

燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ(2/3)

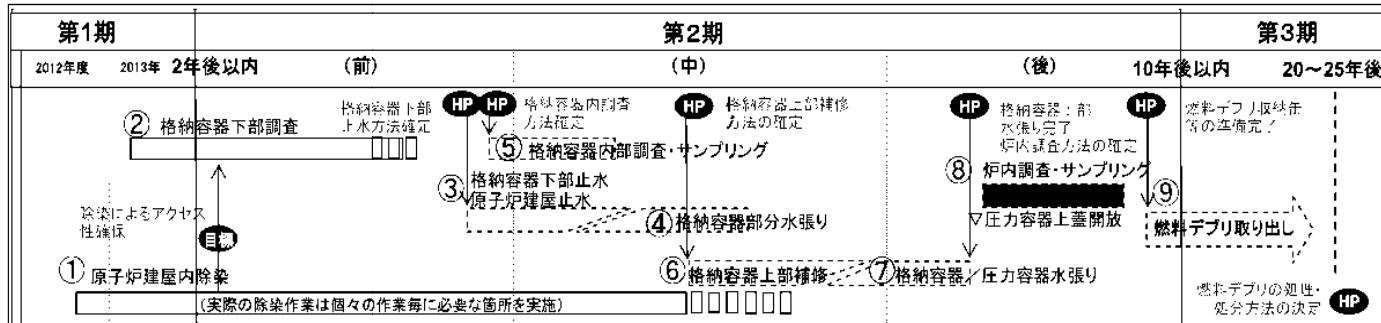


※ TMIと同様で水中での取り出しを想定した一連の作業を記載。

HP：技術的な判断ポイント。現場状況、技術開発成果により、次工程以降を見直していく。

ステップ	④原子炉格納容器部分水張り	⑤原子炉格納容器内部調査・サンプリング	⑥原子炉格納容器上部補修
イメージ	<p>格納容器下部のバウンダリ構築後、循環注水冷却の取水源を原子炉建屋から格納容器に変更※</p> <p>※：格納容器からの取水後の系統構成は現状未確定（今後の検討事項）</p>		
内容	格納容器下部に部分的な水張りを実施。	格納容器内を調査し、圧力容器から流れ出たと推定される燃料デブリの分布状況の把握、サンプリング等を実施。	格納容器を満水まで水張りすべく、上部の漏れい箇所を、手動または遠隔にて補修。
技術開発における留意点と課題	◆③と同様	◆高線量によるアクセス性の制約、格納容器内部環境（内部水の濁り、燃料デブリの所在等）が不明 ・上記を踏まえた遠隔調査方法及びサンプリング方法の開発	◆②と同様 ・格納容器漏れい箇所の補修・止水技術・工法の開発（③と同様）
安全確保に向けた主な留意点	・炉心安定冷却の維持 ・未臨界確認	・炉心安定冷却の維持 ・未臨界確認 ・格納容器内の放射性物質の拡散防止 ・作業員の被ばく低減（遠隔化、遮へい等）	・炉心安定冷却の維持 ・作業員の被ばく低減（遠隔化、遮へい等）

燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ(3/3)



ステップ	⑦ 原子炉格納容器／圧力容器水張り ⇒ 圧力容器上蓋開放	⑧ 炉内調査・サンプリング	⑨ 燃料デブリ取り出し
イメージ			
内容	十分遅へいが担保できる水位まで格納容器／圧力容器を水張り後、圧力容器上蓋を取り外し。	炉内を調査し、燃料デブリや炉内構造物の状態把握、サンプリング等を実施。	圧力容器／格納容器内のデブリの取り出しを実施。
技術開発における留意点と課題	(⑥により格納容器パウダリ構築が大前提)	◆高線量によるアクセス性の制約、圧力容器内部環境(内部水の濁り、燃料デブリの所在等)が不明・上記を踏まえた遠隔調査方法及びサンプリング方法の開発	◆燃料デブリの分布状況によっては技術開発範囲が拡大(特に格納容器内の燃料取出しはTMIでも経験なし) ・TMIに比べ、より高度な取り出し技術・工法の開発
安全確保に向けた主な留意点	・炉心安定冷却の維持 ・未臨界確認 ・格納容器内の放射性物質の拡散防止	・炉心安定冷却の維持 ・未臨界確認 ・燃料デブリの収納(閉じ込め等) ・作業員の被ばく低減(遠隔化、遅へい等)	・炉心安定冷却の維持 ・未臨界確認 ・燃料デブリの収納(閉じ込め等) ・作業員の被ばく低減(遠隔化、遅へい等)

1.2 5・6号機の工程

1.2.1 原子炉及び使用済燃料プールの冷却・滞留水処理

(1) 原子炉及び使用済燃料プール内の燃料取出し終了までは、原子炉及び使用済燃料プールの冷却を継続し、冷温停止を安定的に維持する。

(2) 5・6号機の滞留水は仮設設備による処理及び発生量抑制を継続する。また、更なる発生量抑制のため、サブドレン設備については設備の浄化及び設置を行い、その結果等を踏まえて、順次復旧を行っていく。

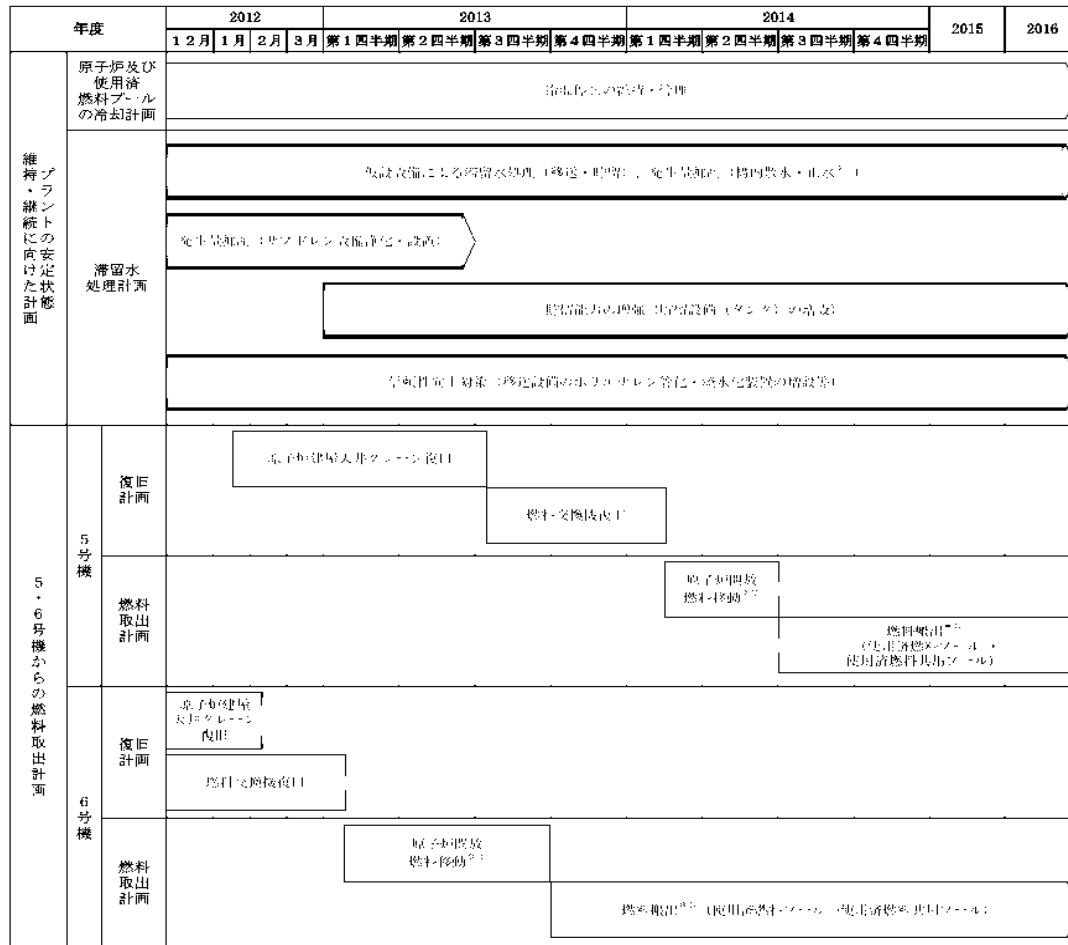
必要に応じて貯留能力の増強及び信頼性向上対策を進める。

1.2.2 5・6号機からの燃料取出計画

福島第一原子力発電所の使用済燃料の貯蔵は、各号機の使用済燃料プールと使用済燃料共用プールでの貯蔵を併用することにより、サイト全体としての融通性を持った運用としている。使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへの燃料搬出は、1～4号機が優先されるものであるが、5・6号機については自然災害（地震、津波）により冷却機能が喪失し燃料損傷に至るリスクを低減するため、原子炉に装荷されている炉内燃料及び使用済燃料プールに貯蔵している使用済燃料を準備（燃料交換機等の復旧）が整い次第、原子炉開放及び燃料移動を行い、1～4号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で、使用済燃料共用プールへ搬出する。（1.2.3.4 参照）

1.2.3 添付資料

添付資料 1 5・6号機 中期スケジュール



※ 1：適宜流入箇所の止水を実施する。

※ 2：原子炉から使用済燃料プールへ燃料を移動する。

※ 3：5・6号機は1～4号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で、使用済燃料共用プールへ搬出する。

補足：本中期スケジュールについては、現場状況を踏まえて、継続的に見直していく。

図－ 1 5・6号機 中期スケジュール

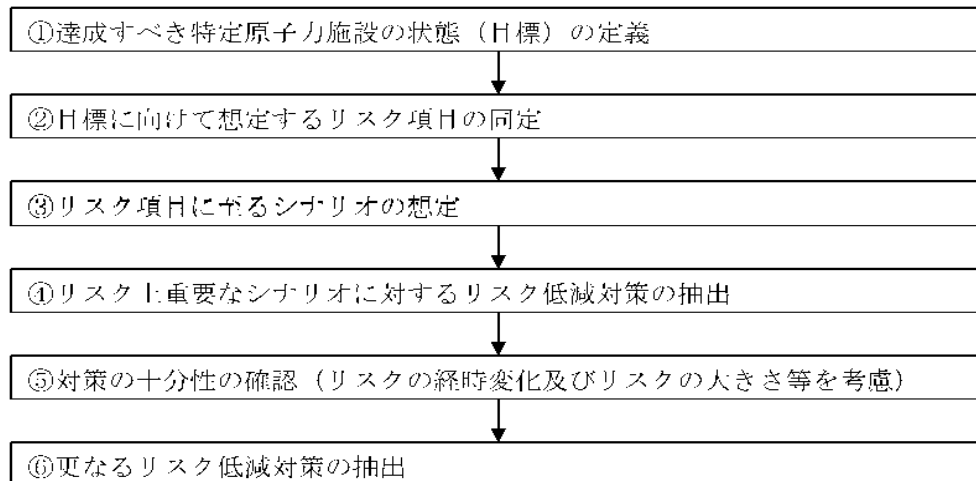
2 リスク評価

2.1 リスク評価の考え方

特定原子力施設のリスク評価は、通常の原子力発電施設とは異なり、特定原子力施設全体のリスクの低減及び最適化を図るために必要な措置を迅速かつ効率的に講じていくことを前提として実施する必要がある。以下にリスク評価の実施手順を以下に示す。

また、特定原子力施設におけるリスク評価に関して、現時点で想定される敷地外への影響評価を 2.2～2.3 に示す。2.2 においては、現時点における特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価を示し、2.3 においては、リスク評価で想定したリスクに至るシナリオの中で最も影響の高い事象を中心に評価した結果を示す。

(1) リスク評価の手順



① 達成すべき特定原子力施設の状態（目標）の定義

特定原子力施設におけるリスク評価を実施するに際して、達成すべき状態（目標）を設定した上で目標に向けた活動に係るリスクを評価する必要がある。目標設定については、中長期的な観点で普遍的な目標を大目標及び中目標として設定した。小目標については個々の活動を実施する目的として設定されるものである。

【大目標】

特定原子力施設から敷地外への放射性物質の影響を極力低減させ、事故前のレベルとする

【大目標達成のための中目標】

- 1) プラントの安定状態を維持しながら、廃止措置をできるだけ早期に完了させる
- 2) 敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減）
- 3) 敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減）

② 目標に向けて想定するリスク項目の同定

上記①のうち『敷地外の安全を図る』及び『敷地内の安全を図る』が達成できない状態を現状の主たるリスクと考え、以下の具体的なリスク項目を同定した。

『敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減）』に関連したリスク項目

- i) 大気への更なる放射性物質放出
- ii) 海洋への更なる放射性物質放出

『敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減）』に関連したリスク項目

- iii) 作業員の過剰被ばく

③ リスク項目に至るシナリオの想定

リスク評価を行うにあたっては危険源の同定が必要であり、特定原子力施設においては、放射性物質の発生源をその危険源として考え、放射性物質の発生源毎にリスク項目に至るシナリオを想定する。

また、作業員の過剰被ばくについては、ICRPの放射線防護の3つの原則である「正当化の原則」、「線量限度の適用の原則」、「最適化の原則」に基づきリスク分析を実施する。

シナリオの想定については全体のリスクを理解しやすいようにするため、まずは特定原子力施設全体として現在の設備や運用でリスクを押さえ込んでいる状態がわかるように整理し、次に設備単位でリスクに至るシナリオを想定した。シナリオの想定にあたっては、設備故障やヒューマンエラーなどの内部事象の他に外部事象を考慮したシナリオを想定する。

④ リスク上重要なシナリオに対するリスク低減対策の抽出

想定したリスクのシナリオに対して現在できているリスク低減対策、今後実施するリスク低減対策を含めて抽出する。対策を抽出する際には、目標とすべき状態とそれを達成するための具体的な対策を検討する。

⑤ 対策の十分性の確認（リスクの経時変化及びリスクの大きさ等を考慮）

上記④で抽出した対策について、短期的、中長期的な視点を踏まえた対策の十分性を検討する。その際に④で抽出した対策を実施した結果として新たに発生するリスク等も抽出する。対策の十分性の確認に際しては、リスクの大きさやリスクの経時的な増減等を考慮

したものとする。

⑥ 更なるリスク低減対策の抽出

上記⑤で実施した対策の十分性の確認の結果、特定原子力施設全体のリスクをできるだけ早く低減させる観点から、既存の技術で達成可能で他のプライオリティの高い対策の進捗に影響しないものについては、精力的に対策を講じることを前提として更なるリスク低減対策を抽出する。

(2) リスク低減対策の適切性確認

上記(1)で抽出されたリスク低減対策について、個々の対策の優先度を多角的な視点で評価する必要がある。以下に示す考え方は、個々のリスク低減対策の必要性や工程等の適切性を確認し、対策の優先度を総合的に判断するため整理したものである。しかし、適切性確認の視点等は固定的なものではなく、今後の活動の中で柔軟に見直すことを前提としている。

a. 適切性確認の前提条件

- ①作業員の被ばく低減を含む安全の確保が最優先である。
- ②リスク低減対策の必要性の有無は、それぞれの対策について個別に確認することが、第一段階となる。(全体の適切性を確認するための基本)
- ③リスク低減対策の全体計画を構築する際には、多種多様なリスク低減対策について同じ評価項目で定量的に比較することが難しいことを認識し、効率性等も考慮して全体リスクが早く低減することを前提とする。
- ④個々のリスク低減対策の適切性確認を行う際には、組織全体として共有すべき共通的な考え方(視点)を明確にする。
- ⑤個々のリスク低減対策の適切性確認においては、実施するかしないかの判断の根拠となるように対比を明確にする。

b. 適切性確認の視点

①対策を実施しないリスク

対策を実施する目的に照らして、対策を実施しない又は適切な時期を逃すことにより発生、増大するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。

②放射性物質の追加放出リスク

対策の対象となるリスクの大きさを確認するために、敷地外への放射性物質の追加放出の程度を確認するとともに、対策を実施することによるリスク低減効果の程度を確認する。

③外部事象に対するリスク

対策を実施した前後の状態において、地震、津波等の外部事象に対するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。また、外部事象に対してより安定的なリスクの押さえ込みができる環境、方法が他にないかどうかを確認する。

④時間的なリスクの増減

対策を実施しなかった場合に、時間的にリスクが増減するかどうかを確認する。

(例えば設備の劣化、放射能インベントリの増加に伴うリスク増加)

⑤実施時期の妥当性

対策を開始、完了させる時期に対して、環境改善の必要性、技術開発の必要性、他の作業との干渉、全体リスクを速やかに低減させるための対策の順番を確認する。

⑥対策を実施するリスク

対策を実施する段階や実施した後に発生、増大するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。また、対策を実施することで発生、増大するリスクには不測の事態においてマネジメントが機能しない可能性も確認する。

⑦対策を実施できないリスク

不測の事態等で対策を実施できない場合の計画への影響及び他に選択できる対策の有無を確認する。また、複数の選択肢を持った対策を検討する必要があるかどうかを確認する。

(3) リスク評価時に考慮すべき事項

前述の手順に基づきリスク評価を実施する際には、以下の事項を考慮することにより、特定原子力施設におけるリスクを体系的に俯瞰できるように整理する。

a. 放射性物質の量や種類

放射性物質の発生源に着目し、放射性物質の量（インベントリ）や種類（デブリ、燃料集合体、汚染水等）を考慮したリスク評価を実施することにより、対策の必要性や緊急性を合理的に評価でき、適切かつ効率的なリスク低減のためのアプローチを行うことができる。

b. 内部事象と外部事象

リスクが顕在化する起因事象毎にリスク評価を実施することにより、起因事象からのシナリオに応じた適切な対応が行われているか整理することができ、全体を俯瞰したリスク低減対策の漏れ等を洗い出すことができる。

c. 発生可能性と影響範囲

起因事象からのリスクのシナリオにおける発生可能性や影響範囲を考慮することにより、合理的な対応や広がりやを考慮した対応が取られているかを評価することができる。

d. 対策の有効性

現状行われている対策や実施予定の対策を多層的に整理し、それぞれの対策の有効性

を評価することにより、対策の十分性の確認をよりの確に実施することができる。

2.2 特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価

特定原子力施設の敷地境界及び敷地境界外への影響を評価した結果、平成 24 年 10 月での気体廃棄物の追加的放出量に起因する実効線量は、敷地境界において約 3.0×10^{-2} mSv/年であり、特定原子力施設から 5km 地点では最大約 2.5×10^{-3} mSv/年、10km 地点では最大約 8.9×10^{-4} mSv/年であった。

また、敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線による実効線量は、敷地境界において約 9.4mSv/年であり、5km 地点では最大約 1.4×10^{-3} mSv/年、10km 地点では最大約 2.4×10^{-4} mSv/年であった。

一方、文部科学省において公表されている「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の 20km 圏内の空間線量率測定結果（平成 24 年 11 月 11 日～13 日）」によると、特定原子力施設から約 5km 地点の空間線量率は $5.2 \sim 17.8 \mu\text{Sv/h}$ （約 46～約 156mSv/年）、約 10km 地点の空間線量率は $2.2 \sim 23.5 \mu\text{Sv/h}$ （約 20～約 206mSv/年）である。

これらの結果から、特定原子力施設の追加的放出量等から起因する実効線量は、5km 地点において空間線量率の約 18,000 分の 1 以下であり、10km 地点において空間線量率の約 21,000 分の 1 以下であるため、平常時において 5km 地点及び 10km 地点における特定原子力施設からの影響は極めて小さいと判断する。

2.3 特定原子力施設における主なリスク

2.3.1 はじめに

特定原子力施設の主なリスクは、特定原子力施設が放射能を内在することに起因すると考えられ、また、現在の特定原子力施設において放射能を内在するもの（使用済燃料等）は、以下のように整理できる。

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内の溶融した燃料（燃料デブリ、1～3号機）
- (2) 使用済燃料プールの燃料（1～4号機）
- (3) 5・6号機のかん心及び使用済燃料プールの燃料
- (4) 使用済燃料共用プールの燃料
- (5) 使用済燃料乾式貯蔵キャスクの燃料
- (6) 放射性廃棄物

ここでは、上記の放射能を内在するものについて、それぞれ個別に現在の状態におけるリスクを定量的もしくは定性的に評価することにより、現在の特定原子力施設のリスクについて評価する。

2.3.2 燃料デブリ（１～３号機）

燃料デブリに関するリスクとしては、原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下、原子炉注水系という）が機能喪失することにより原子炉注水が停止し、原子炉圧力容器及び格納容器内の燃料デブリ等の温度が上昇し、放射性物質が環境中に放出されるリスクが考えられる。原子炉の安定的な冷却状態を維持し、冷温停止状態を維持することは福島第一原子力発電所の最重要課題の一つであることから、このリスクに対しては、原子炉注水系の継続的な信頼性向上を図ってきており、水源・ポンプ・電源等について多重性及び多様性を有した十分信頼性の高い系統構成としている。

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。今後も、原子炉注水系の小ループ化等により信頼性の向上を図り、リスク低減に努めていく。

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年間約 6.3×10^{-5} mSv、特定原子力施設から 5km 地点で約 1.1×10^{-5} mSv、特定原子力施設から 10km 地点で約 3.6×10^{-6} mSv 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。「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」では、シビアアクシデント相当事象で３プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合に敷地境界の実効線量が年間約 11.1 mSv と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰等によって、原子炉注水系の異常時における被ばくリスクが大きく低減していることが分かる。今後も、燃料デブリの崩壊熱は減衰していくため、原子炉注水系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

燃料デブリに関するリスクとしては、水素爆発と臨界も挙げられる。

水素爆発に関するリスクとしては、水の放射線分解によって発生する水素が可燃限界を超えることが想定されるが、原子炉格納容器内窒素封入設備を用いて、原子炉圧力容器及び格納容器に窒素を連続的に封入することにより、その雰囲気中の水素濃度を可燃限界以下としている。原子炉圧力容器もしくは格納容器内で水の放射線分解により発生する水素が、窒素供給の停止から可燃限界の水素濃度に至るまでの時間余裕は 100 時間以上と評価されており、水素爆発のリスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」では、この時間余裕は約 30 時間と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。

臨界については、一般に、熔融した燃料デブリが臨界に至る可能性は極めて低いと考えられており、また、「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」において燃料デブリ形状等について不確かさを考慮した評価がなされており、臨界の可能性は低いとされている。実際に、ガス放射線モニタにより短半減期核種の放射能濃度を連

統的に監視してきており、これまで臨界の兆候は確認されていない。これらを踏まえると、燃料デブリの形状等については十分に把握できていないものの、燃料デブリの配置変化等の現状の体系からの有意な変化が生じない限り、臨界となることはないと考えられる。当面、燃料デブリの移動を伴う作業は予定されていないことから、現在の臨界リスクは工学的に極めて小さいものと考えられる。なお、将来の燃料デブリ取り出し工程の際には燃料デブリ形状等が大きく変化する可能性があることから、十分に臨界管理を行いつつ、作業を進めていく必要がある。

2.3.3 使用済燃料プールの燃料（1～4号機）

使用済燃料プールの燃料に関するリスクとしては、使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては、使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部＋2 mに至るまでの時間余裕が最短で4号機において約27日程度と評価されており、リスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（平成23年12月）」では、この時間余裕は約16日程度と評価されており、燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。今後も、使用済燃料の崩壊熱減衰及び使用済燃料プール内の燃料取り出しによって、使用済燃料プール冷却系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

2.3.4 5・6号機の炉内及び使用済燃料プールの燃料

5・6号機は、震災前と同等の設備により安定的な冷温停止を維持している状況であり、既設設備に関しては、震災前の設計条件を維持している。

この状況下において、放射性物質の系外放出に至るリスクとしては燃料損傷が挙げられ、燃料損傷に至るシナリオとして以下が考えられる。

(1)燃料取扱い時の燃料落下及び使用済燃料への重量物落下による損傷

燃料交換機によって燃料を移動している際、燃料交換機が故障して、その燃料が落下し、炉内の燃料に衝突して燃料が損傷するシナリオと、原子炉建屋天井クレーンから重量物が落下し、使用済燃料プール内の使用済燃料に衝突し損傷に至るシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、燃料交換機・原子炉建屋天井クレーンは既設燃料取扱設備であり、燃料交換機は燃料取扱い中に動力源が喪失しても燃料を保持する機構となっていること、原子炉建屋天井クレーンはブレーキが安全側に動作する機構となっていること、吊り上げられた重量物が使用済燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できないインターロックがあることから、こうしたリスクは小さいものと考えられる。なお、燃料取扱事故の評価については、福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類十により確認している。

(2)仮設設備（滞留水貯留設備）停止による冷却機能喪失

滞留水貯留設備の移送ポンプが長期に停止した場合、地下水の流入により建屋内の水位が上昇し、冷温停止維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線の被水により電源が停止することで、冷却機能喪失による燃料損傷が考えられる。

このシナリオに対しては、滞留水貯留設備の移送ポンプ停止について評価されており、その期間内に設備が復旧できるため、こうしたリスクは小さいものと考えられる。

（Ⅱ.2.33 参照）

(3)自然災害による冷却機能喪失

まず、地震により使用済燃料プールが損傷し使用済燃料プールの水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、耐震安全性が確保されており、こうしたリスクは小さいものと考えられる。（Ⅱ.2.18、Ⅲ.3.1.3 参照）

次に、津波により炉内の燃料及び使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却機能が喪失し、冷却材ならびに使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては、原子炉及び使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部に至

るまでの時間的余裕が、13 日程度（6 号機に比べ 5 号機が短い）と評価されており、仮設水中ポンプ（残留熱除去海水系）の設置*による、冷却機能の回復までに要する時間は十分確保されていることから、こうしたリスクは小さいものと考えられる。（表 1 参照）

今後、自然災害（地震、津波）により冷却機能が喪失し燃料損傷に至るシナリオに対する対策（リスク低減）として使用済燃料を使用済燃料共用プールに搬出する予定である。

そのため、準備が整い次第、原子炉から燃料を使用済燃料プールに移動及び使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへ使用済燃料を搬出する予定である。

*：仮設水中ポンプの設置（作業準備、仮設水中ポンプ・制御盤・ホース設置等）には、約 68 時間（2.8 日程度）掛かる見込み。

表－1 原子炉及び使用済燃料プールの崩壊熱による温度上昇率と
水位が有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

号機	場所	温度上昇率〔℃/h〕	時間的余裕〔日〕
5	原子炉	0.91	13
	使用済燃料プール	0.32	59
6	原子炉	0.76	16
	使用済燃料プール	0.32	60

補足：平成 24 年 10 月 1 日時点での崩壊熱より算出

2.3.5 使用済燃料共用プールの燃料

使用済燃料共用プールは、既設の設備を使用して貯蔵燃料の冷却の維持・継続をしている。

なお、使用済燃料共用プールの燃料に関するリスクとしては、使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては、使用済燃料プール冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部+2mに至るまでの時間余裕が約 20 日程度と評価されており、リスクは十分小さいものと考えられる。

2.3.6 使用済燃料乾式キャスクの燃料

使用済燃料乾式キャスクに装填した燃料の保管については、現在使用済燃料輸送容器保管建屋に保管されている 9 基を搬出し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。また、現在使用済燃料共用プールに貯蔵中の使用済燃料の一部を使用済燃料乾式キャスクに装填し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。

使用済燃料乾式キャスクについては、除熱、遮へい、密封、臨界防止の安全機能及び必要な構造強度が設計上考慮されている。

また、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において、使用済燃料乾式キャスクは支持架台に支持され基礎に固定された状態で保管する。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備は、この保管状況において基準地震動 S_s を考慮しても使用済燃料乾式キャスクの安全機能が維持される設計となっている。

使用済燃料乾式キャスクを取り扱うクレーンは、使用済燃料共用プール、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備共に、落下防止対策を施した設計となっている。使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式キャスクを搬出する際は、移動式クレーンを使用して行うこととしており、使用済燃料共用プール等と同様の落下防止対策を講じることが出来ないため、万一の使用済燃料乾式キャスクの落下時にも周辺公衆及び放射線業務従事者に対して放射線被ばく上の影響は十分小さくなるように、使用済燃料乾式キャスクの吊り上げ高さを制限する手順を定めて運用する。また、極めて保守的な条件として万一使用済燃料乾式キャスクが落下し、ガス状核分裂生成物が放出されたと仮定しても、敷地境界線量は十分小さい値であることを確認している。

以上のことから、使用済燃料乾式キャスクにかかるリスクは非常に小さい。

2.3.7 放射性廃棄物

特定原子力施設内の放射性廃棄物について想定されるリスクとしては、汚染水等の放射性液体廃棄物の系外への漏えいが考えられるが、以下に示す様々な対策を行っているため、特定原子力施設の系外に放射性液体廃棄物が漏えいする可能性は十分低く抑えられている。なお、汚染水の水処理を継続することで放射性物質の濃度も低減していくため、万一設備から漏えいした場合においても、環境への影響度は継続的に低減される。

【設備等からの漏えいリスクを低減させる対策】

- ・ 耐圧ホースのポリエチレン管化

【漏えい拡大リスクを低減させる対策】

- ・ タンク廻りの堰、土嚢の設置
- ・ 放水路の暗渠化
- ・ 漏えい検知器、監視カメラの設置

また、放射性気体廃棄物については、原子炉格納容器内の温度上昇時の放出がリスクとして考えられるが、これについては燃料デブリに関する注水停止のリスク評価に包含されている。放射性固体廃棄物等については、流動性、拡散性が低いため、1.2.2 に示す敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線に関するリスク評価に包含されている。

2.4 特定原子力施設の今後のリスク低減対策

現状、特定原子力施設の追加的放出等に起因する、敷地外の実効線量は低く抑えられている（2.2 参照）。また、多くの放射性物質を含有する燃料デブリや使用済燃料等において異常時に発生する事象を想定したリスク評価においても、敷地外への影響は十分低いものであると評価している（2.3 参照）。

今後、短中期的に渡って取り組むべき、プラントの安定状態に向けた更なる取組、発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた取組、ならびに使用済燃料プールからの燃料取り出し等の項目に対し、表2.4-1に代表される様々なリスクが存在している。

表2.4-1は、各項目に対して考えられる代表的なリスク、リスク低減のために実施を計画している対策及び目標時期を纏めたものであり、2.1で示したリスク低減対策の適切性確認の視点に基づき確認を行ったものである。

特定原子力施設全体のリスク低減のため、特に至近の課題として、

- ① 汚染水の発生量の低減と確実な処理による汚染水貯蔵量の低減
- ② 使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し

に最優先に取り組むとともに、同表に示す個々のリスクを低減していくため、設備の信頼性向上対策等の様々な対策を今後計画・実施していく。これらの個別の対策については、リスク低減対策の適切性確認の視点を基本とした確認を行い、期待されるリスクの低減ならびに安全性、被ばく及び環境影響等の観点から、その有効性や実施の要否、時期等を十分に検討し、最適化を図っていくとともに、必要に応じて本実施計画に反映していく。

[illegible]

[illegible]

[illegible]

Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備

1 設計、設備について考慮する事項

1.1 原子炉等の監視

< 1～4号機 >

- 1～3号機の原子炉圧力容器内・格納容器内及び1～4号機の使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度、未臨界状態など主要パラメータ及び運転状況を原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）、使用済燃料プール設備（Ⅱ.2.3 参照）、使用済燃料共用プール設備（Ⅱ.2.12 参照）、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（Ⅱ.2.13 参照）により監視を行う。監視箇所は監視室・制御室（Ⅱ.2.14 参照）などとする。特に、異常時の状態を把握し、対策を講じるために必要なパラメータ及び運転状況については記録を実施する。

- 緊急時に必要な対応手順を整備する。

< 5・6号機 >

- 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを維持制御・監視する計測制御系統設備（Ⅱ.2.34 参照）を健全な状態に維持・管理する。
- 炉心を臨界未満に維持するために、燃料集合体が装荷されている状態においては、制御棒及び制御棒駆動系（Ⅱ.2.21 参照）を健全な状態に維持・管理するとともに、臨界未満に維持されていることを監視するための計測制御系統設備（Ⅱ.2.34 参照）を健全な状態に維持・管理する。

1.2 残留熱の除去

< 1～4号機 >

- 1～3号機原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の燃料デブリ等の残留熱を除去するため原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1 参照）により必要な注水量を注水し、残留熱を適切に除去する。また、1～4号機使用済燃料プール設備、使用済燃料共用プール設備、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備等の使用済燃料貯蔵設備内の燃料体の残留熱を適切に除去する。（Ⅱ.2.3, Ⅱ.2.12, Ⅱ.2.13 参照）
- 1～3号機原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1 参照）により必要な注水量を注水し、原子炉圧力容器底部の温度を 100℃未満に維持するとともに、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）により冷却状態の監視を行う。

< 5・6号機 >

- 冷却材圧力バウンダリを構成する機器（Ⅱ.2.19 参照）、残留熱除去系（Ⅱ.2.22 参照）、非常用炉心冷却系（Ⅱ.2.23 参照）等の原子炉冷却系統設備及び補機冷却系等の冷却に必要な設備（Ⅱ.2.27 参照）、復水補給水系（Ⅱ.2.24 参照）等冷却水を補給し、水質を管理するために必要な設備（Ⅱ.2.25 参照）ならびにこれらに関連する設備（Ⅱ.2.21 参照）を健全な状態に維持・管理することにより、冷温停止を維持・継続する。

1.3 原子炉格納施設雰囲気の監視等

< 1 ～ 4 号機 >

- 1 ～ 3 号機の原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8 参照）にて抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備（Ⅱ.2.15 参照）により放射性物質濃度及び量を監視するとともに、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。
- 1 ～ 3 号機の原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8 参照）にて抽気し、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）にて短半減期核種の放射能濃度を監視することで、未臨界状態の監視を行う。また、臨界の可能性は極めて低いと考えられるが、原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（Ⅱ.2.4 参照）により臨界を防止する。

< 5 ・ 6 号機 >

- 原子炉格納容器、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器（Ⅱ.2.20 参照）、格納施設雰囲気を制御する系統設備（Ⅱ.2.26, Ⅱ.2.29, Ⅱ.2.34 参照）を健全な状態に維持・管理する。

1.4 不活性雰囲気維持

< 1 ～ 4 号機 >

- 1 ～ 3 号機の原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内に、原子炉格納容器内窒素封入設備（Ⅱ.2.2 参照）にて必要な量の窒素ガスを封入することで水素濃度を可燃限界以下に保ち、水素爆発を予防する。また、1 ～ 3 号機の原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8 参照）にて抽気し、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）にて水素濃度を監視することで、原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態の監視を行う。

1.5 燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理

< 1 ～ 4 号機 >

- 使用済燃料貯蔵設備からの燃料の取出しにあたっては、確実に臨界未満に維持し、落下防止、落下時の影響緩和措置及び適切な遮へいを行い、取り出した燃料は適切に冷却及び貯蔵する設計とする。（Ⅱ.2.11, Ⅱ.2.12, Ⅱ.2.13 参照）

< 5 ・ 6 号機 >

- 原子炉（Ⅱ.2.19 参照）及び使用済燃料プール（Ⅱ.2.28 参照）からの燃料の取出し（Ⅱ.2.20, Ⅱ.2.25, Ⅱ.2.26, Ⅱ.2.27, Ⅱ.2.28, Ⅱ.2.29, Ⅱ.2.30, Ⅱ.2.31 参照）にあたっては、確実に臨界未満に維持（Ⅱ.2.21, Ⅱ.2.34 参照）し、落下防止及び遮へい（Ⅱ.2.28 参照）を行い、適切に冷却及び貯蔵（Ⅱ.2.12, Ⅱ.2.27, Ⅱ.2.28 参照）を行うために必要な設備を健全な状態に維持・管理する。

1.6 電源の確保

- 重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器に対し、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力を供給でき、かつ、十分に高い信頼性を確保、維持しうる構成とする。(Ⅱ.2.7, Ⅱ.2.32 参照)
- 外部電源、非常用所内電源、その他の関連する電気系統設備の故障によって、必要とされる電力の供給が喪失することがないように、異常を検知し、異常箇所を切り離すことによりその拡大及び伝播を防止する。(Ⅱ.2.7, Ⅱ.2.32 参照)

1.7 電源喪失に対する設計上の考慮

- 原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1 参照）は、代替電源として電源車（Ⅱ.2.7 参照）及び発電機を備えるとともに、代替給水設備として消防車を備え、全交流電源喪失に対して冷却を確保し、かつ復旧できる設計とする。
- 使用済燃料プール設備（Ⅱ.2.3 参照）は、代替電源として発電機を備えるとともに、代替給水設備として消防車を備え、全交流電源喪失に対して冷却を確保し、かつ復旧できる設計とする。
- 使用済燃料共用プール設備（Ⅱ.2.12 参照）は、代替電源として電源車（Ⅱ.2.7 参照）を備えるとともに、代替給水設備として消防車を備え、全交流電源喪失に対して冷却を確保し、かつ復旧できる設計とする。
- 5・6号機については、冷温停止の維持・継続に必要な設備の代替電源として電源車（Ⅱ.2.32 参照）を備えるとともに、代替給水設備として消防車を備え、全交流電源喪失に対して冷却を確保し、かつ復旧できる設計とする。

1.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

○ 廃棄物の性状に応じた適切な処理

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については、必要に応じて減容等を行い、その性状により保管形態を分類して、管理施設外へ漏えいすることのないよう一時保管または貯蔵保管する。

○ 十分な保管容量の確保

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等については、これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し、既設の保管場所内での取り回しや追加の保管場所を設置することにより保管容量を確保する。

○ 遮蔽等の適切な管理

作業員への被ばく低減や敷地境界線量を低減するために、保管場所の設置位置を考慮し、遮蔽、飛散抑制対策、巡視等の保管管理を実施する。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を実施し、継続的に改善することにより、放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

詳細は、下記の項目を参照。

Ⅱ.2.10, Ⅱ.2.17, Ⅲ.3.2.1

1.9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

< 1 ～ 4 号機 >

○ 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理

多核種除去設備で処理した放射性液体廃棄物については、処理済水の貯蔵を行う。

また、施設内で発生する汚染水等については、汚染水処理設備により、吸着等の浄化処理を行い、放射性物質を低減する。浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い、淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用し、新たな汚染水等の発生量を抑制する。

○ 十分な保管容量確保

タンクの増設や処理済水の低減により、保管容量を確保する。

○ 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止

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し、遮へいや漏えい防止を行う。また、機器等は独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け、汚染拡大防止の対策を講じる。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記3項目を実施し、継続的に改善することにより、放射性液体廃棄物等の処理・貯蔵に伴う敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

○ 十分な遮へい能力を有し、漏えい及び汚染拡大し難い構造物（処理・貯蔵施設）

汚染水等を扱う処理・貯蔵施設に対して、人が近づく可能性のある箇所を対象に、作業員の線量低減の観点で遮へいを設置する等の対策を講じる。また、当該施設は独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け、漏えいの拡大の対策を講じることにより、万が一漏えいしても漏えい水が排水路等を通じて所外へ流出しないようにする。

詳細は、下記の項目を参照。

Ⅱ.2.5, Ⅱ.2.6, Ⅱ.2.16, Ⅲ.3.2.1

< 5 ・ 6 号機 >

○ 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理

地下水の流入により増加する低濃度の放射性物質を含む滞留水については、建屋内にて流入箇所の止水を行い、発生量を抑制する。建屋から移送設備により貯留設備に移送した滞留水については、浄化し放射能濃度を確認したうえで、構内散水で滞留水を低減する。

○ 十分な保管容量確保

貯留設備の増設や構内散水による滞留水の低減により、保管容量の確保に努める。

○ 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止

遮へいについては、内包する滞留水の線量が低いため、設置は考慮しない。

機器等には設置環境や滞留水の性状に応じた適切な材料を使用し、漏えい防止を行う。また、タンク周辺に土嚢等を設置し、汚染拡大防止の対策を講じる。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記3項目を実施し、継続的に改善することにより、滞留水の貯留に伴う敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

○ 漏えい及び汚染拡大し難い構造物（処理・貯蔵施設）

タンク周辺に土嚢等を設置し、漏えいの拡大の防止対策を講じることにより、万が一漏えいしても漏えい水が排水路等を通じて所外へ流出しないようにする。

詳細は、下記の項目を参照。

Ⅱ. 2. 33, Ⅲ. 3. 2. 1

1.10 放射性気体廃棄物の処理・管理

< 1～4号機 >

○ 気体廃棄物の放出量の抑制

気体廃棄物については、放射性物質を内包する建屋等の閉じ込め機能を回復することを旨とし、内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて、放出抑制を図る。

○ 適切な処理・管理

各建屋において原子炉格納容器ガス管理設備において処理を行い、放出される放射性物質の低減を図る。気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い、厳重に管理するが、更に発電所全体として異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を実施し、継続的に改善することにより、放射性気体廃棄物からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

詳細は、下記の項目を参照。

III.3.2.1

< 5・6号機 >

○ 放射性気体廃棄物の放出量の抑制、適切な処理

5・6号機の原子炉建屋常用換気系は、建屋の給排気ケーシング内に設置された高性能フィルタにより放射性物質を除去すると共に、建屋の負圧を維持することで放射性物質の系外放出を防止する。

また、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、非常用ガス処理系が自動起動することで放射性物質を高性能フィルタ及びチャコールフィルタで除去する。

○ 適切な管理

放射性気体廃棄物の環境中への放出にあたっては主排気筒放射線モニタまたは非常用ガス処理系放射線モニタで放出監視を行い、厳重に管理するが、更に発電所全体として異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を継続的に実施し、放射性気体廃棄物からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

詳細は、下記の項目を参照。

Ⅱ.2.26, Ⅱ.2.29, Ⅲ.3.2.1

1.11 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

- 平成 25 年 3 月までに、追加的に放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界における実効線量を 1 mSv/年未満とするため、下記の線量低減の基本的考え方に基づき、保管、管理を継続するとともに、遮へい等の対策を実施する。

また、線量低減の基本的考え方に基づき、放射性物質の保管、管理を継続することにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

敷地境界における線量評価は、プラントの安定性を確認するひとつの指標として、放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点と、施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行うものとする。

線量低減の基本的考え方

- ・ 瓦礫等や水処理廃棄物の発生に応じてエリアを確保し保管対策を継続するとともに、廃棄物に対し、追加の遮へい対策を施す、もしくは、遮へい機能を有した施設内に廃棄物を移動する等により、敷地境界での放射線量低減を図っていく。
- ・ 気体・液体廃棄物については、告示に定める濃度限度を超えないよう厳重な管理を行い放出するとともに、合理的に達成できる限り低減することを目標として管理していく。なお、海洋への放出は、関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

詳細は、下記の項目を参照。

Ⅲ.3.2.1, Ⅲ.3.2.2

1.12 作業者の被ばく線量の管理等

○ 現存被ばく状況における放射線防護の基本的な考え方

現存被ばく状況において放射線防護方策を計画する場合には、害よりも便益を大きくするという正当化の原則を満足するとともに、当該方策の実施によって達成される被ばく線量の低減について、達成できる限り低く保つという最適化を図る。

○ 所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置の範囲

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づいて定めた管理区域及び周辺監視区域に加え、周辺監視区域と同一な区域を管理対象区域として設定し、放射線業務に限らず業務上管理対象区域内に立ち入る作業者を放射線業務従事者として現存被ばく状況での放射線防護を行う。

○ 遮へい、機器の配置、遠隔操作、換気、除染等

放射線業務従事者が立ち入る場所では、外部放射線に係わる線量率を把握し、放射線業務従事者等の立入頻度、滞在時間等を考慮した遮へいの設置や換気、除染等を実施するようにする。なお、線量率が高い区域に設備を設置する場合は、遠隔操作可能な設備を設置するようにする。

○ 放射性物質の漏えい防止

放射性物質濃度が高い液体及び蒸気を内包する系統は、可能な限り系外に漏えいし難い対策を講じる。また、万一生じた漏えいを早期に発見し、汚染の拡大を防止する場合は、機器を独立した区域内に配置したり、周辺にせきを設ける等の対策を講じる。

○ 放射線被ばく管理

上記の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置を講じることにより、作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及びその関連法令に定められた線量限度を超えないようにするとともに、現存被ばく状況で実施可能な遮へい、機器の配置、遠隔操作を行うことで、放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を、達成できる限り低減するようにする。

さらに、放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置について、長期にわたり継続的に改善することにより、放射線業務従事者が立ち入る場所における線量を低減し、計画被ばく状況への移行を目指すこととする。

詳細は、下記の項目を参照。

III.3.3.1

1.13 緊急時対策

○ 基本的な考え方

緊急時対策については、『福島第一原子力発電所原子力事業者防災業務計画』（以下『防災業務計画』という）に従い実施する。

緊急時に実施すべき事項として、通報の実施、緊急時態勢の発令、情報の収集と提供、避難誘導、応急復旧等がある。

これらを実施するために原子力防災組織の設置・運営、原子力防災資機材の整備、原子力災害対策活動で使用する施設、設備の整備等について防災業務計画で定められている。

○ 緊急時において必要な施設及び資機材等の整備について

原子力防災管理者は、緊急時において必要な施設及び緊急時の資機材等の整備について防災業務計画に従い以下の対応を実施する。

- ・ 緊急時対策所を平素から使用可能な状態に整備するとともに、換気浄化設備を定期的に点検し、地震等の自然災害が発生した場合においてもその機能が維持できる施設及び設備とする。また、外部電源喪失時においても専用の非常用発電機により緊急時対策所へ給電可能である。
- ・ 避難場所又は避難集合場所を関係者に周知する。
- ・ 瓦礫撤去用の重機及び操作要員を準備し、瓦礫が発生した場合の撤去対応が可能である。
- ・ 原子力防災資機材・原子力防災資機材以外の資機材について、定期的に保守点検を行い、平素から使用可能な状態に整備する。また、資機材に不具合が認められた場合、速やかに修理するか、代替品を補充あるいは代替手段により必要数量又は必要な機能を確保する。

緊急時において必要な施設のうち安全避難経路については防災業務計画に明示されていないが、施設内においては誘導灯により避難場所・方向を示し、施設外においてはあらかじめ定めている避難場所・避難集合場所への避難を作業員等に周知することを基本として対応しているが、一部対応できていない事項、対応を強化する必要がある事項があるため、それらについては以下のとおり対応する。

（一部対応が出来ていない事項）

- ・ 電源がない等の理由により使用できない誘導灯（1～4号機建屋内）
作業にあたっては、緊急時の避難経路を考慮した安全避難経路を定め、この経路で退出することとしているが、今後使用するエリアを明確にして誘導灯の復旧を進める。
- ・ 現状の安全避難経路の作業員等への周知
免震重要棟ならびに付帯設備（休憩所・出入管理所）内の安全避難経路を作業員等へ周知する。

- ・ 免震重要棟における避難訓練

避難訓練の実施については、平成25年上期中に計画し、同年度内に実施する。
(対応を強化する必要がある事項)

- ・ 非常口の適切な設定（免震重要棟ならびに付帯設備（休憩所・出入管理所））

施設の利用状況を考慮し、非常口の追加設定の計画を平成25年12月までに検討する。

○ 緊急時の避難指示

緊急時の避難指示については、防災業務計画では緊急放送等により施設内に周知することとなっているが、緊急放送等が聞こえないエリアが存在することを考慮し、以下の対応を実施することで、作業員等特定原子力施設内にいるすべての人に的確な指示を出す。

- ① 免震重要棟にて放射性物質の異常放出等のプラントの異常や地震・津波等の自然災害を検知。
- ② 原子力防災管理者は緊急放送装置により免震重要棟・高台等への避難を指示。
- ③ 緊急放送が聞こえないエリアで作業を実施している場合は、作業主管より携帯電話にて免震重要棟・高台等への避難を指示。
- ④ 緊急放送が聞こえないエリアでの作業員に対して上記③により連絡が付かない場合は、警備誘導班がスピーカー車により免震重要棟・高台等への避難を指示。

※ 建屋内等電波状況が悪く緊急放送等も入らないエリアにおいては、緊急放送が入るエリアに連絡要員を配置する、トランシーバ等による通信が可能な位置に連絡要員を配置する等通報連絡が可能となるような措置を実施する。

○ 通報、情報収集及び提供

緊急事態の発生及び応急措置の状況等の関係機関への通報連絡、事故状況の情報収集による応急復旧の実施のため、特定原子力施設内及び特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備を準備する。

特定原子力施設内の通信連絡設備として防災業務計画に定める以下を準備することで、多重性及び多様性を備える。

- ・ 緊急放送（1台）
- ・ ページング
- ・ 電力保安通信用電話設備（60台）
- ・ 携帯電話（40台）

※緊急放送・ページングについては、聞こえないエリア・使用できない場所があるが、場所を移動しての連絡や電力保安通信用電話設備・携帯電話の使用、その他トランシーバの使用等により対応する。

※電力保安通信用電話設備、携帯電話については防災業務計画に定める数量を示し

ているが、緊急時対応として必要により上記数量以外を使用する場合もある。

特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備として防災業務計画に定める以下を準備することで、多重性及び多様性を備える。

- ・ ファクシミリ装置（１台）
- ・ 電力保安通信用電話設備（６０台；上記「特定原子力施設内の通信連絡設備」の再掲）
- ・ TV会議システム、IP電話、IPFAX（社外用；地上系は配備済み、衛星系は平成25年度接続予定）
- ・ 携帯電話（４０台；上記「特定原子力施設内の通信連絡設備」の再掲）
- ・ 衛星携帯電話（１台）

※電力保安通信用電話設備、携帯電話については防災業務計画に定める数量を示しているが、緊急時対応として必要により上記数量以外を使用する場合もある。

※ファクシミリ装置は福島第一原子力発電所内では一斉ファクシミリ機能が使用できないため、福島第二原子力発電所に設置。

※防災業務計画ではこの他に緊急時用電話回線があるが使用ができないため、電気通信事業者の有線電話、携帯電話、衛星携帯電話等の通信手段により通信連絡を行う。

※上記防災業務計画で定めるもの以外として、TV会議システム（社内用）についても通信連絡用に使用する。

○ 外部電源喪失時の通信手段・作業環境確保

外部電源喪失時に緊急時対策を実施する場合においては、防災業務計画に明示されていないが、以下の対応を実施する。

必要箇所との連絡手段を確保するため、ページング・電力保安通信用電話設備へ所内共通ディーゼル発電機等から給電可能とする。所内共通ディーゼル発電機等からの給電が途絶えた場合には、ページング（５／６号機用）・電力保安通信用電話設備（５／６号機用）へ電源車から給電可能とする。また、ページング（１～４号機用）には専用の小型発電機（１台）を、電力保安通信用電話設備にも専用の小型発電機（１／２号機用；１台、３／４号機用；１台、５／６号機用；１台）を準備する（受電元 M/C ページング（１～４号機）：所内共通 M/C 3A,（５／６号機）：M/C 5A, 電力保安通信用電話設備（１／２号機）：所内共通 M/C 3A,（３／４号機）：所内共通 M/C 4A,（５／６号機）：M/C 5A）。

また、夜間における外部電源喪失時にも復旧作業に支障がないよう、作業に緊急性を要する範囲の照明について専用の小型発電機（１６台）を準備する（受電元 M/C 所内共通 M/C 1A, 1B, 2A, 2B, 3B, 4A, 予備変 M/C 5B, 6B, 7A）。

1.14 設計上の考慮

○ 施設の設計については、安全上の重要度を考慮して以下について適切に考慮したものとする。

(1) 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

- ・ 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それぞれ耐震設計審査指針のクラス区分を参考に適切と考えられる耐震性を確保する。また、確保できない場合は必要に応じて多様性を考慮した設計とする。
- ・ 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）によって施設の安全性が損なわれないものとする。その際、必要に応じて多様性も考慮する。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮したものとする。

(3) 外部人為事象に対する設計上の考慮

- ・ 想定される外部人為事象としては、航空機落下、ダムの崩壊及び爆発が挙げられる。本特定原子力施設への航空機の落下確率は、これまでの事故実績等をもとに、民間航空機、自衛隊機及び米軍機を対象として評価した（原管発管 21 第 270 号「実用発電用原子力施設への航空機落下確率の再評価結果について（平成 21 年 10 月 30 日））。その結果は約 3.6×10^{-8} 回／炉・年であり、 1.0×10^{-7} 回／炉・年を下回る。したがって、航空機落下を考慮する必要はない。また、特定原子力施設の近くには、ダムの崩壊により特定原子力施設に影響を及ぼすような河川並びに爆発により特定原子力施設の安全性を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。
- ・ 安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近、妨害破壊行為及び核物質の不法な移動を未然に防止するため、下記の措置を講ずる。
 - ① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、それを取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、人退域管理を徹底する。
 - ② 探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視する設計とする。
 - ③ 外部との通信設備を設ける。

(4) 火災に対する設計上の考慮

火災により施設の安全性が損なわれることを防止するために火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせた措置を講じる。

(5) 環境条件に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それぞれの場所に応じた圧力、温度、湿度、放射線等に関する環境条件を考慮し、必要に応じて換気空調系、保温、遮へい等で維持するとともに、そこに設置する安全機能を有する構築物、系統及び機器は、これらの環境条件下で期待されている安全機能が維持できるものとする。特に、事故や地震等により被災した建造物については、健全性評価を実施して対策を講じる。

(6) 共用に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器が複数の施設間で共用される場合には、十分な多重性、バックアップを備え、施設の安全性を損なうことのないものとする。

(7) 運転員操作に対する設計上の考慮

運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、計器表示及び警報表示により施設の状態が正確、かつ、迅速に把握できるものとする。また、保守点検において誤りを生じにくいよう留意したものとする。

(8) 信頼性に対する設計上の考慮

- ・ 安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器は、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得るものとする。
- ・ 重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性又は多様性及び独立性を備えたものとする。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及び施設に与える影響を考慮して適切な方法により、検査ができるものとする。

2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備

2.1.1 基本設計

2.1.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下，原子炉注水系という）は，建屋に滞留した汚染水から油分，塩分，放射能を除去した水（以下，処理水という）及びろ過水を水源とし，電動機駆動の注水ポンプにて原子炉への注水を行い，燃料の崩壊熱を除去することを目的とする。

2.1.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる機能を有すること。
- (3) 原子炉注水系は多重性または多様性及び独立性をそなえること。
- (4) 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。
- (5) 常設の原子炉注水系が冷却機能を喪失した際は代替冷却機能を有すること。

2.1.1.3 設計方針

2.1.1.3.1 新設設備の設計方針

(1) 構造強度及び機能の維持

- a. 原子炉注水系は，燃料の崩壊熱を除去し冷温停止状態に必要な冷却水を注入できる機能を有し，原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる設計とする。
- b. 原子炉注水系は，系統の多重性及び独立性を備えた設計とする。また，定期的に機能確認が行える設計とする。
- c. 原子炉注水系は，異なる送電系統で 2 回線以上の外部電源から受電するとともに，外部電源喪失の場合でも，所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。
- d. 原子炉注水系は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格および基準によるものとする。
- e. 原子炉注水系は，漏えいを防止できる設計とする。
- f. 原子炉注水系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

(2) 注水状態の監視

- a. 原子炉注水系は，注水流量を監視し記録できる設計とする。

(3) 漏えい監視

- a. 原子炉注水系は、設備に漏えいがあった場合に検出できるようにする。
- b. 原子炉注水系は、漏えい箇所を隔離できるとともに注水を継続できる設計とする。

(4) 異常時への対応機能

- a. 原子炉注水系は、外部電源が利用できない場合にも冷却機能を継続できる設計とする。
- b. 原子炉注水系は、母線によって供給される全ての電源が喪失した場合においても、注水冷却をすみやかに再開可能とする電源を備えたものとする。
- c. 原子炉注水系は、地震、津波等の発生を考慮しても冷却機能を確保できる設計とする。

(5) 火災防護

- a. 早期検知に努めるとともに、消火設備を設けることで、初期消火を行い、火災により、安全性を損なうことのないようにする。

2.1.1.3.2 既設設備の設計方針

(1) 耐震性

原子炉注水系の既設設備は、基準地震動 S_s による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は、多様性を考慮した設計とする。

(2) 系統流量

原子炉等を適切に冷却するのに必要な冷却水の流量を確保できることを確認する。

2.1.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 崩壊熱相当注水量以上で原子炉へ注水できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度が 100°C 未満であること。

2.1.1.5 主要な機器

(1) 設備概要（添付資料 1 参照）

原子炉注水系は、処理水及びろ過水を水源とし、電動機駆動の注水ポンプにて建屋内の既設配管（1号機は給水系、炉心スプレイ系、2、3号機は給水系、炉心スプレイ系及び消火系）を介して原子炉への注水を行い、燃料の崩壊熱を除去する。

水源には、ろ過水タンク、処理水バッファタンク、純水タンク、復水貯蔵タンク（以下、CSTという）を備え、ポンプは常用高台炉注水ポンプ、非常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ、CST炉注水ポンプにより構成する。また、原子炉への注水ラインは、処理水バッファタンクから常用高台炉注水ポンプまたは非常用高台炉注水ポンプを介する注水ライン、処理水バッファタンクからタービン建

屋内が注水ポンプを介する注水ライン、純水タンクから純水タンク脇が注水ポンプを介する注水ライン、各号機のCSTからCST炉注水ポンプまたはタービン建屋内炉注水ポンプを介するライン等で構成する。

系統の構成にあたっては、それぞれの設備で多重化を図り、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成する。

(2) 注水ポンプ

原子炉注水系の常用系は、事務本館海側駐車場に設置された常用高台炉注水ポンプ3台（1～3号共用）、タービン建屋内に設置されたタービン建屋内炉注水ポンプ6台及びCST炉注水ポンプ6台で構成する。

また予備としては電源喪失時の注水を確保するため、事務本館海側駐車場に設置され所内電源系統から独立した専用のディーゼル発電機（以下、D/Gという）から受電する非常用高台炉注水ポンプの3台（1～3号共用）、純水タンク脇に設置され所内電源及び専用のD/Gの双方からの受電が可能な純水タンク脇炉注水ポンプ3台（1～3号共用）の計6台で構成している。各ポンプの操作盤は各ポンプ近傍に設置されており、手動で起動・停止を行う。注水ポンプは、燃料の崩壊熱相当注水量を十分確保できる仕様とする（崩壊熱相当注水量の計算例を添付資料－3に示す）。

(3) タンク

原子炉注水系の水源は、建屋に滞留した汚染水を水処理した処理水とろ過水の2種類がある。処理水を水源としているタンクは、処理水バッファタンク及びCSTがあり、ろ過水を水源としているタンクはろ過水タンク、純水タンクがあり、水源に対し多様性を有している。

また、処理水バッファタンクは水源として処理水を主としているが、処理装置の不具合等により、処理水の供給がとぎれた場合に備え、ろ過水タンクから水の供給が可能である。なお、ろ過水タンクへのろ過水の供給量は、崩壊熱相当注水量に対して十分な供給能力がある。

これらタンクは1～3号機共用として運用するが、複数のタンクがあり、またタンクから原子炉までの注水ラインはそれぞれ独立しているため、十分な多様性及び独立性を有している。

(4) 原子炉注水ライン

常用、非常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプ及びCST炉注水ポンプは、ポンプ吐出ラインをそれぞれ独立したラインで構成する他、常用、非常用高台炉注水ポンプは水源からポンプまでのラインも、処理水バッファタンクとろ過水タンクからの独立した系統構成とすることで、多様性を向上させ、系の漏え

い等に伴う系統を隔離しての補修作業や系統単独での作動確認が実施できる。

これらの系を構成するラインは、ポンプ定格流量にて注水した場合においても、有意な圧力損失及び流体振動等が発生しないよう考慮する。また、耐圧ホース及びフレキシブルチューブの敷設にあたっては、許容された半径を満足する様に配置するとともに、ホース類の敷設にあたっては、温度上昇による強度への影響を考慮し、道路脇の芝生上に敷設するなど可能な限りアスファルトを避けて敷設する。

(5) 電源

常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプの電源は、異なる送電系統で2回線の外部電源から受電できる構成とする。

外部電源喪失の場合でも、所内共通ディーゼル発電機から電源を供給することで常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びC S T炉注水ポンプのいずれかの運転が可能な構成とする。

また、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプはそれぞれ専用のD/Gを有し、外部電源の供給の有無に関わらず運転が可能な構成とする。

(6) その他

複数の設備に損傷が生じた場合であっても、原子炉注水を維持するため、原子炉注水専用の消防車を3台配備する。水源については、上記のタンクその他、原水地下タンクを利用できる他、これらの水源が使用できない場合も、海水を水源とした消防車による注水が可能である。

原子炉注水系の腐食防止対策としては、注水する処理水の水質管理を行うと共に、室素バブリングによる脱酸素等を実施する（添付資料－4参照）。

また、原子炉注水系の凍結防止対策としては、保温材の取り付け、水抜き、ハウス設置を実施する。

原子炉注水系の監視としては、現場、免震重要棟集中監視室等で原子炉の冷却状態及び注水状態を監視し、これらの変動により有意な漏えい検出も可能と考えている。

また、タンク、または配管等からの微少漏えいによる系外への放射性物質漏えいに関しては特に監視設備は設けていないが、漏えいリスクが低いP E管への設備変更、土壌による系外放出防止対策を実施すると共に、巡視点検を行うことにより監視している。

接触等による流量変動防止対策として、原子炉注水量調整弁近傍に注意喚起の表示、接触しやすい流量調整弁には接触防止カバーを取付ける。

2.1.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、津波等

により万が一、複数設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。

(2) 火災

原子炉注水系の非常用高圧注水ポンプ及び純水タンク脇の注水ポンプのD/G用燃料タンク内に危険物が存在するため、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

2.1.1.7 構造強度及び耐震性（添付資料－2 参照）

(1) 構造強度

原子炉注水系は、技術基準上非常用炉心冷却設備に相当するクラス2機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を規定したものであり、耐圧ホース等の非金属材料についての基準がない。従って、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス2機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際、当該設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用し、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

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

(2) 耐震性

原子炉注水系は、耐震設計審査指針上のSクラス相当の設備と位置づけられるが、新設設備については、短期間での設計、調達及び設置を行う必要があることから、耐震Sクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの、今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から、耐震Bクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。

また、既設設備については、基準地震動 S_s による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は、多様性を考慮した設計とする。耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、フレキシビリ

ディを有する材料を使用するなどし、可能な限り耐震性を確保する。

2.1.1.8 機器の故障への対応

2.1.1.8.1 機器の単一故障

(1) ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は、待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30分程度）。

(2) 電源喪失

常用系ポンプの電源が、外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は、電源切替には数時間を要することから、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：30分程度）。

(3) 水源喪失

常用系ポンプは、主としてバフファタンクを水源としているが、タンク等が損傷し、保有水が漏えいする等、タンク機能が喪失した場合は、水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：30分程度）。

なお、万が一バフファタンクに加え、ろ過水タンクの機能も喪失した場合（複数設備の機能喪失に該当）は、純水タンクへのろ過水の供給が無くなるため、原水地下タンクを水源とし、予め待機している消防車による注水を行う（注水再開の所要時間：60分程度）。

(4) 原子炉注水ラインの損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：30分程度）。

2.1.1.8.2 原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、地震、津波等により万が一、複数の設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。消防車は、事務本館海側駐車場（OP.35,000）、ろ過水タンク脇（OP.40,800）、厚生棟横（OP.23,000）にバックアップとして設置されている消防車を使用できる他、事務本館山側駐車場（OP.36,900）に配備されている消防車を使用でき

る。注水再開までの時間は、現場状況等により変動するものの、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業開始から3時間程度と想定しており、想定以上とならないよう定期的に訓練を実施している。

現行の崩壊熱においては、仮に注水停止が3時間を超える長時間にわたる場合を想定しても、1プラント当たり10m³/hの注水流量で冷却可能であると評価されており、現行の設備で冷却を行うことが十分可能である。流量を高めた注水を再開する場合には、蒸気が急速に凝縮する可能性があることから、窒素封入が行われていることを確認するとともに、温度や圧力等のパラメータを監視しつつ注水流量の調整を行う。

2.1.1.8.3 異常時の評価

原子炉注水系が異常事象により機能喪失し、原子炉注水が停止した場合について、評価を実施した（添付資料 5 参照）。

敷地境界での年間の実効線量の評価結果は、過渡相当事象（注水停止1時間）で約 9.3×10^{-7} mSv、事故相当事象（注水停止7時間）で約 4.3×10^{-6} mSv 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。

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）における敷地境界での年間の実効線量は約 2.1×10^{-6} mSv であり、3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合は約 6.3×10^{-5} mSv である。また、特定原子力施設から5km、10km地点での年間の実効線量は、3プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合でそれぞれ約 1.1×10^{-7} mSv、約 3.6×10^{-6} mSv 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。

2.1.1.8.4 原子炉注水系の確率論的リスク評価

原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し、その後の事象進展の確率を、設備構成や故障率を基に推定し、原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下、か心という）が再損傷に至る頻度を評価した（添付資料 6 参照）。

評価の結果、か心が再損傷する頻度（点推定値）の内的事象（ハザード発生箇所が発電所内）の合計値は、約 3.2×10^{-7} /年、外部電源喪失（地震）は、約 6.1×10^{-9} /年、大津波事象は、約 5.8×10^{-7} /年となっている。評価結果の合計値は約 5.9×10^{-7} /年であり、寄与割合は、大津波事象が約99%となった。

2.1.2 基本仕様

2.1.2.1 主要仕様

(1) 常用高台炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）（OP:35,000）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m ³ /h（1台あたり）
揚程	113m

(2) 非常用高台炉注水ポンプ（完成品）（専用D／G電源）（OP:35,000）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m ³ /h（1台あたり）
揚程	113m

(3) 純水タンク脇炉注水ポンプ（完成品）（外部電源及び専用D／G電源）（OP:10,000）

台数	3
型式	多段渦巻ポンプ
容量	37 m ³ /h（1台あたり）
揚程	93m

(4) タービン建屋内炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

1号機（OP:10,200）

台数	2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	12 m ³ /h（1台あたり）
揚程	70m

2，3号機（OP:9,000）

台数	2号機 2 3号機 2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	10m ³ /h（1台あたり）
揚程	70m

(5) C S Tが注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台 数	1 号機 2 (OP:10,200)
	2 号機 2 (OP:9,000)
	3 号機 2 (OP:9,000)
型 式	単段渦巻ポンプ
容 量	20m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	70m

(6) 非常用高台が注水ポンプ用 D/G（完成品）（OP:35,000）

台 数	1
容 量	125kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約 250l (参考値), 約 26.1l/h (参考値)

(7) 純水タンク脇が注水ポンプ用 D/G（完成品）（OP:23,000）

台 数	1
容 量	125kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約 250l (参考値), 約 26.1l/h (参考値)

(8) 処理水バッファタンク（完成品）（OP:35,000）

基 数	1
容 量	1000m ³

(9) 復水貯蔵タンク (C S T)

基 数	1 号機 1 (OP:10,300)
	2 号機 1 (OP:10,400)
	3 号機 1 (OP:10,400)
容 量	1 号機 1893Kl
	2 / 3 号機 2448.5Kl

(10) ろ過水タンク (OP:40,800)

基 数	1
容 量	8000 m ³

(11) 純水タンク (OP:10,000)

基 数	2
容 量	2000 m ³ (1基あたり)

(12) 原水地下タンク (OP:40,800)

基 数	1
容 量	970m ³

(13) 消防車

基 数	3
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m ³ /h 以上
高圧放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m ³ /h 以上
燃料タンク容量、消費量	約 63l (参考値), 約 37l/h (参考値)

表2. 1-1 主要配管仕様

名称	仕様	
【1～3号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径／厚さ	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch20S
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	SUS304TP 1.4MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 SUS316L 1.4MPa 50℃
【1～3号機高台炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径／厚さ	50A／Sch40 80A／Sch40 150A／Sch40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	SUS304TP 0.98MPa 50℃
	(鋼管)	
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 STPT370 0.98MPa 50℃
	(鋼管)	
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 STPT370 0.98MPa 50℃
	(鋼管)	
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	300A／Sch40 STPT410 0.98MPa 50℃
	(鋼管)	
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch40 65A／Sch40 80A／Sch40
	(鋼管)	
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPG370 0.98MPa 50℃
	(鋼管)	
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 SUS316L 0.98MPa 50℃
	(ポリエチレン管)	
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

名称	仕様	
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch40 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A／Sch20 200A／Sch20 SGP 0.98MPa 50℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	75A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 750mm
(消防ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管) (鋼管) (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A／Sch40 STPT370 1.4MPa 50℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 STPT370 1.4MPa 50℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 注水ライン (鋼管) (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A／Sch40 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40 STPT370 0.98MPa 50℃
	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch160 STPT370 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(鋼管)	呼び径／厚さ	80A／Sch40 150A／Sch40 300A／Sch40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	呼び径／厚さ	50A／Sch80 65A／Sch40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPT410 0.96MPa 66℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当/150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
【1～3号機CST原子炉注水ライン】 ポンプユニット (鋼管)	呼び径／厚さ	25A／Sch80 50A／Sch80
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPT410 0.96MPa 66℃
	呼び径／厚さ	80A／Sch40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPT410 0.96MPa 66℃
【1～3号機CST原子炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	呼び径／厚さ	50A／Sch80 50A／Sch40 65A／Sch40 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40
	材質 最高使用圧力 最高使用温度	STPT410 0.96MPa 66℃
(ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 75A 相当 100A 相当 150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.1.3 添付資料

- 添付資料 1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図
- 添付資料－2 構造強度及び耐震性について
- 添付資料 3 崩壊熱相当の注水量について
- 添付資料－4 かん注する処理水の水質目標値について
- 添付資料 5 原子炉注水停止時評価の説明資料
- 添付資料－6 原子かん注水系に関する確率論的リスク評価

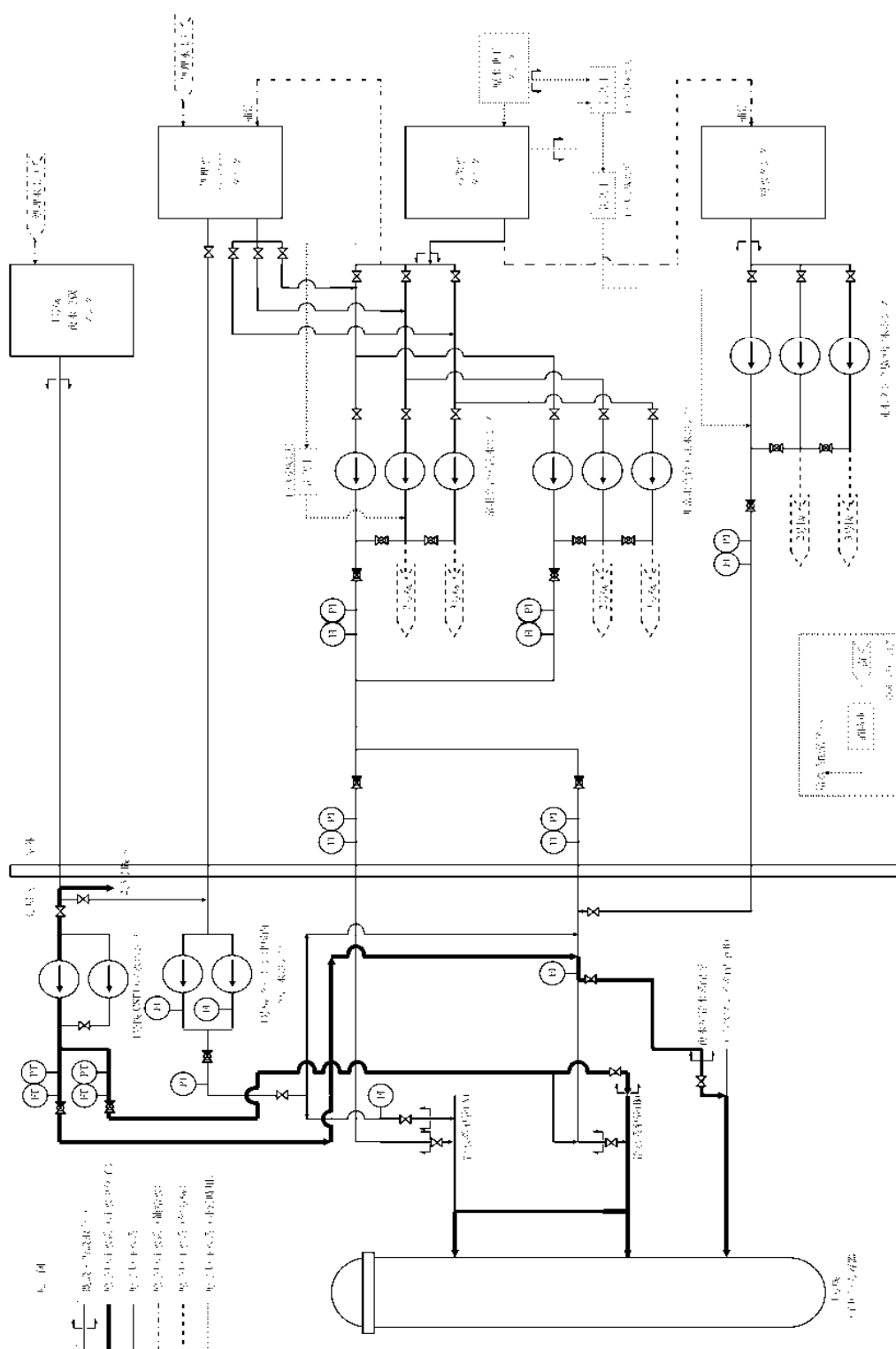
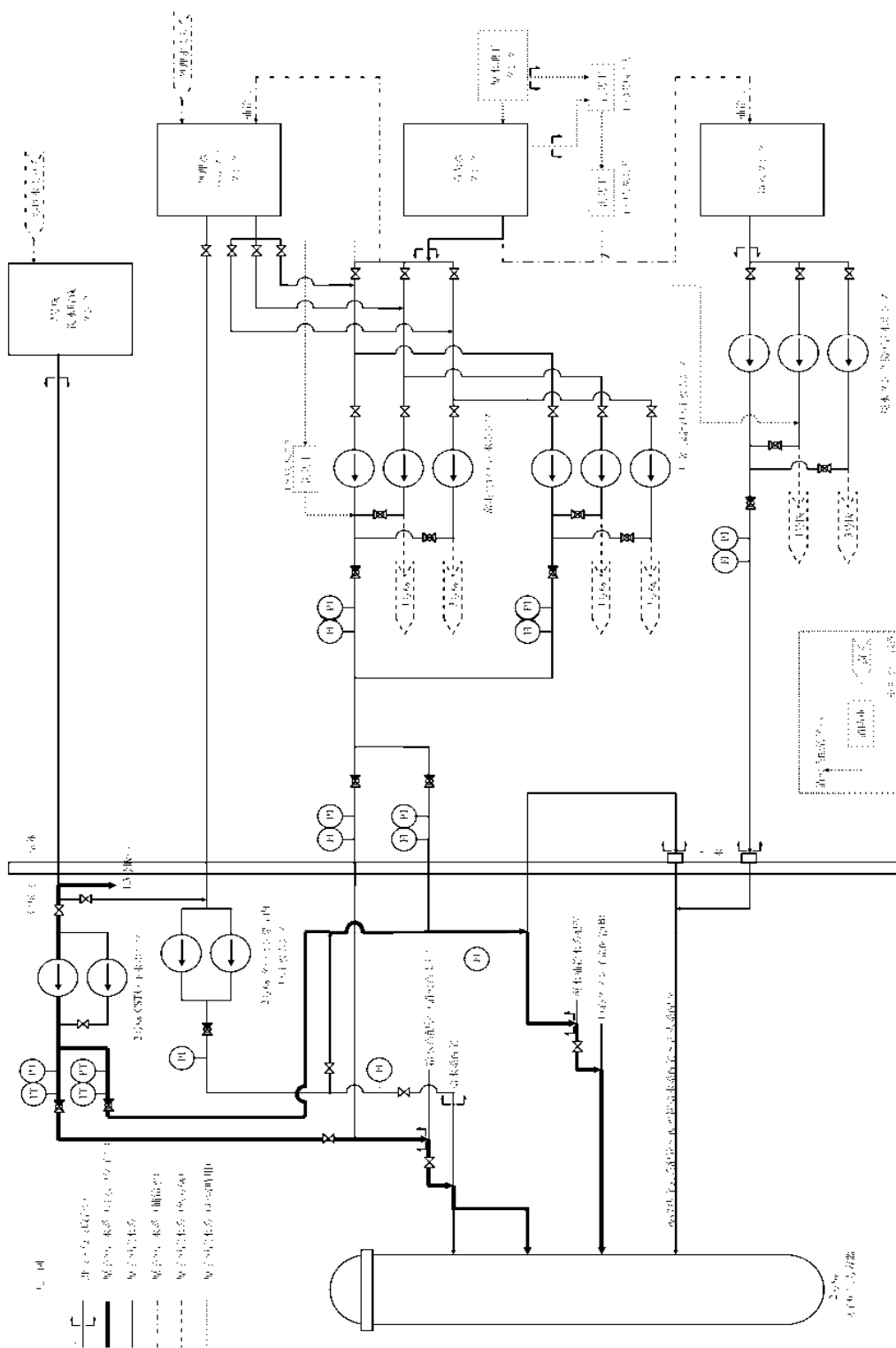
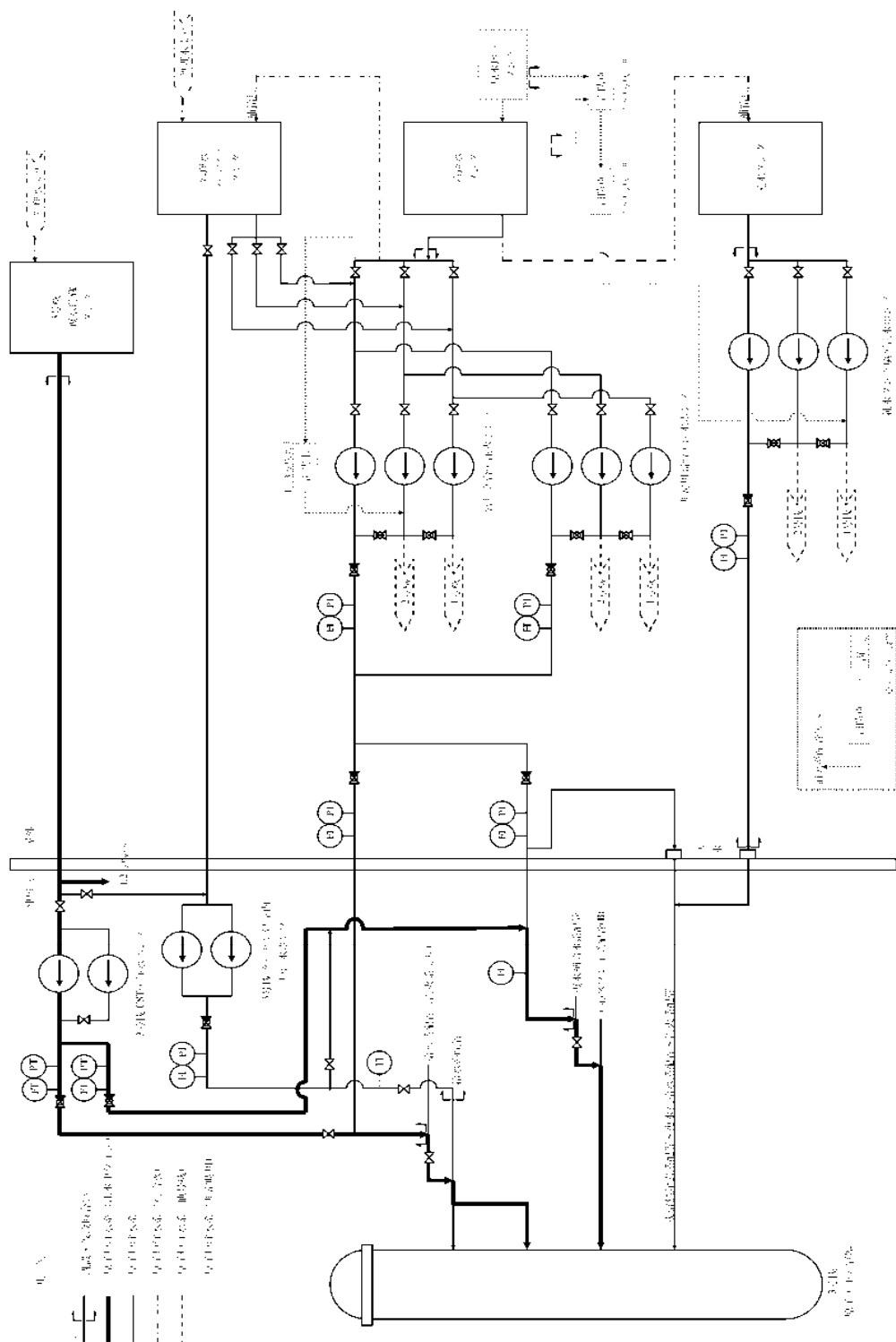


圖 1-1 更換了爐壓力容器・格納容器注水設備系統概略圖





構造強度及び耐震性について

1 新設設備の構造強度及び耐震性

1.1 ポンプ

1.1.1 常用高台が注水ポンプ及び非常用高台が注水ポンプ

1.1.1.1 構造強度

常用高台が注水ポンプ及び非常用高台が注水ポンプについては、ポンプの最高使用圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認することから、ポンプの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.1.2 耐震性

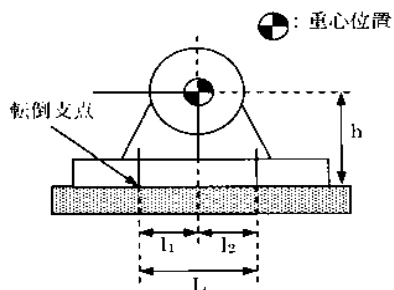
常用高台が注水ポンプ及び非常用高台が注水ポンプについては、ポンプユニットを、ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで、転倒防止策を講じる。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、及びトラックが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1) ボルトの強度評価

原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC4601-2008) の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った結果、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対してボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した (表-1、図-1 参照)。

表-1 常用及び非常用高台が注水ポンプのボルトの強度評価結果

	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
引張応力	作用しない	158	5	190
せん断応力	3	122	5	146



図－１ ボルトの強度評価モデル

- l_1 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離
- m 機器の運転時質量
- g 重力加速度
- h 据付面から重心までの距離
- M_p ポンプ回転により働くモーメント
※基礎ボルトに M_p は作用しない
- l_1 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_t 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n 基礎ボルトの本数
- A_b 基礎ボルトの軸断面積
- C_H 水平方向設計震度
- C_V 鉛直方向設計震度
- C_p ポンプ振動による震度

$$\text{ボルトに作用する引張力： } F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_p)h + M_p - mg(1 - C_V - C_p)l_1 \}$$

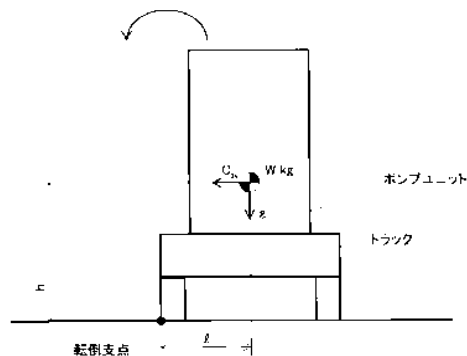
$$\text{ボルトの引張応力： } \sigma_b = \frac{F_b}{n_t A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力： } Q_b = mg(C_H - C_p)$$

$$\text{ボルトのせん断応力： } \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

(2) トラックの転倒評価

ポンプユニット、及びそれを搭載しているトラックについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った（※2 参照）。ポンプユニット及びトラックが転倒するのは、地震によるモーメント＞自重によるモーメントとなる場合であるが、耐震Bクラス設備に適用される静的地震力による評価の結果、地震によるモーメント＜自重によるモーメントとなることから、耐震Bクラス設備に適用される静的地震力に対してポンプユニット及びトラックが転倒しないことを確認した。なお、耐震Sクラス設備に適用される静的地震力に対しても、トラックが転倒しないことを確認した。



図－２ トラックの転倒評価モデル

- C_H 水平方向設計震度
- W 機器重量
- g 重力加速度
- h 据付面から重心までの距離
- l 転倒支点から機器重心までの距離

地震によるモーメント： $M_E = W \times g \times C_d \times h$

自重によるモーメント： $M_D = W \times g \times \ell$

1.1.2 純水タンク脇炉注水ポンプ

1.1.2.1 構造強度

純水タンク脇炉注水ポンプについては、ポンプの最高使用圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認することから、ポンプの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.2.2 耐震性

純水タンク脇炉注水ポンプは、常用高台炉注水ポンプと同様の構造（ポンプユニットをトラックに搭載し、ボルト等で固定）であることから、耐震性についても同様に評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1) ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対してボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2 参照）。

表 2 純水タンク脇炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
引張応力	作用しない	158	6	190
せん断応力	3	122	5	146

(2) トラックの転倒評価

常用高台炉注水ポンプと同様に、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った結果、地震によるモーメント＜自重によるモーメントとなることから、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対して純水タンク脇ポンプのポンプユニット及びトラックが転倒しないことを確認した。

1.1.3 タービン建屋内炉注水ポンプ

1.1.3.1 構造強度

タービン建屋内炉注水ポンプについては、通常運転圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認することから、ポンプの通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.3.2 耐震性

タービン建屋内炉注水ポンプは、基礎ボルトによりタービン建屋 1 階の床面に固定されていることを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1) ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表－3 参照）。

表－3 タービン建屋内炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

号機	応力分類	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
		算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
1 F - 1	引張応力	作用しない	158	2	190
	せん断応力	2	122	3	146
1 F - 2 / 3	引張応力	作用しない	180	3	207
	せん断応力	3	139	4	159

1.1.4 C S T 炉注水ポンプ

1.1.4.1 構造強度

C S T 炉注水ポンプについては、通常運転圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認することから、ポンプの通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.4.2 耐震性

C S T 炉注水ポンプは、基礎ボルトによりタービン建屋 1 階の床面に固定されていることを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評

価を行う。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 **B** クラス設備に適用される静的地震力による評価を行う。

(1) ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行い、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 **S** クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表 4 参照）。

表 4 C S T 炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

弓機	応力分類	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
		算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
1 F	引張応力	作用しない	180	2	207
1 / 2 / 3	せん断応力	3	139	4	159

1.2 タンクの構造強度及び耐震性

1.2.1 処理水バッファタンク

1.2.1.1 構造強度

バッファタンクについては、オーバーフロー水位 9,800mm に対して、8,000mm まで水張り後に漏えい確認を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認する。実際の運用にあたっては、7,000mm 以下で水位管理をすることから、原子炉注水系における使用条件に対し、十分耐えうる構造強度を有していると評価している。

1.2.1.2 耐震性

処理水バッファタンクは、事務本館海側駐車場に設置されており、ボルトによる固定はされていないことを踏まえ、耐震性の評価として、タンクが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

(1) 処理水バッファタンクの転倒評価

タンクについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。タンクが転倒するのは、地震によるモーメント > 自重によるモーメントの場合であるが、評価の結果、地震によるモーメント < 自重によるモーメントであり、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対してタンクが転倒しないことを確認した。

1.3 管の構造強度及び耐震性

1.3.1 鋼管

1.3.1.1 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」におけるクラス2配管の規定に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、原子炉注水系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（表 4 参照）。

表 4 原子炉注水系における鋼管の構造強度評価結果

	公称肉厚 [mm]	必要最小厚さ [mm]
【1～3号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット	3.5	0.33
	3.5	0.42
	4.0	0.49
【1～3号機高台炉注水ライン】	3.9	0.24
	5.5	0.35
	7.1	0.64
	5.5	3.0
	5.5	2.4
	10.3	3.8
	3.9	2.4
	5.2	2.7
	5.5	3.0
	5.5	2.4
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】 ポンプユニット	3.5	0.33
	3.5	0.42
	5.5	0.49
【1～3号機純水タンク脇炉注水ライン】	5.0	3.8
	5.8	3.8
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】 ポンプユニット	5.2	2.7
	5.5	2.4
	5.5	0.33
【1～3号機タービン建屋内炉注水ライン】	5.2	2.7
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	7.1	3.8
	8.7	2.4

	5.5	3.0
	7.1	3.8
	10.3	3.8
	5.5	2.4
	5.5	2.4
	5.2	2.7
【1～3号機CSTが注水ライン】 ポンプユニット	4.5	1.7
	5.5	2.4
	5.5	3.0
【1～3号機CSTが注水ライン】	5.5	2.4
	3.9	2.4
	5.2	2.7
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	7.1	3.8

■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値及び表 5 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t：管の計算上必要な厚さ (mm)

P：最高使用圧力 (MPa)

D₀：管の外径 (mm)

S：最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料Ⅷ 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

η：長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表－5 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

1.3.1.2 耐震性

鋼管は分岐ヘッダ等の短い部分に使用するが、その前後はフレキシビリティを有したポリエチレン配管等と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

1.3.2 フレキシブルチューブ

1.3.2.1 構造強度

フレキシブルチューブは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認することから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

1.3.2.2 耐震性

フレキシブルチューブは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.3.3 ポリエチレン配管

1.3.3.1 構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材料であるため、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」による規定はなく、ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定、分類される。ポリエチレン管の性能（引張降伏強さや引張による破断時の伸び等）や寸法については、日本水道協会規格（JWWA K 144 等）及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC K 03 等）に詳しく規定されている。

内圧に対する強度設計としては、設計内圧による発生応力が、材料（PE100）の50年後クリープ強度 σ_{50} に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚

の組み合わせを、JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において、設計内圧は 1.0MPa であり、常用高台炉注水ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで 1.0MPa 以下）を上回っていることから、ポリエチレン管の規格品は、原子炉注水系での内圧条件に対して十分な管厚を有する（表 6 にポリエチレン管の寸法の例を示す）。

また、ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが、50℃の温度条件においても、原子炉注水系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には、①ポリエチレン管に加わる内圧による応力、②使用環境温度、及び③破壊時間に関する関係式を用いて、環境温度が 20℃～50℃のときに、1MPa の内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ、破壊時間が最も短くなる 50℃の場合でも、10 年以上の寿命が確保できることを確認した。

さらに、通常運転状態における漏えい確認を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認している。以上のことから、ポリエチレン管は原子炉注水系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

σ_{50} PE100 の 50 年後クリーフ強度(MPa)
 S_f 安全率
 P 設計内圧(MPa)
 D 管外径(mm)
 t 管厚(mm)

表 6 ポリエチレン管の寸法の例（JWWA K 144）

呼び径	外径：D [mm]	管厚：t [mm]
50	63.0	5.8
75	90.0	8.2
100	125.0	11.4
150	180.0	16.4
200	250.0	22.7

1.3.3.2 耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については、土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり、福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら、ポリエチレン管は、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

1.3.4 耐圧ホース及び消防用ホース

1.3.4.1 構造強度

耐圧ホースは設計・建設規格に記載がない材料であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

消防用ホースも同様に設計・建設規格に記載がない材料であるが、消防法により規定される耐圧性能（1.6MPa）を満足していることから、原子炉注水系における使用条件（1.0MPa 以下）に対し、十分な構造強度を有していると判断する。

2 既設設備の耐震性

2.1 配管

2.1.1 耐震性評価

原子炉注水系のラインとしては、表 7 の既設配管を使用することから、これらの耐震性について評価を行った。評価にあたっては、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）に規定される許容応力状態Ⅳ_sに対する許容値を評価基準値として用いた。その結果、1～3号機の炉心スプレイ系配管に接続される復水補給水系配管については、算出応力が評価基準値を上回るものの、1号機、2号機及び3号機の給水系配管については、算出応力が評価基準値を満足することを確認した（表－8 参照）。

また、既設配管の内、PCV 内等に敷設されている配管については、現時点で目視等による健全性確認は実施できていないが、現時点でも当該配管を用いた注水により、原子炉圧力容器等が冷却されていること等の状況から、原子炉冷却に必要な健全性は確保されているものと考えられる。

表－7 原子炉注水系で使用する既設配管

号機	原子炉注水配管
1号機	給水系（A系、B系）
	復水補給水系～炉心スプレイ系（B系）
2号機	給水系（B系）
	復水補給水系～炉心スプレイ系（B系）
3号機	給水系（B系）
	復水補給水系～炉心スプレイ系（B系）

表－8 基準地震動 Ss による地震力に対する既設配管の耐震性評価結果

号機	系統	耐震 クラス	1次応力の 算出値 [MPa]	評価 基準値 [MPa]
1号機	給水系（A系、B系）	B	204	369
2号機	給水系（B系）	B	266	369
3号機	給水系（B系）	B	229	432

2.1.2 配管支持構造物の点検結果（代表例を記載）

【1号機】

RE-FDW-16R

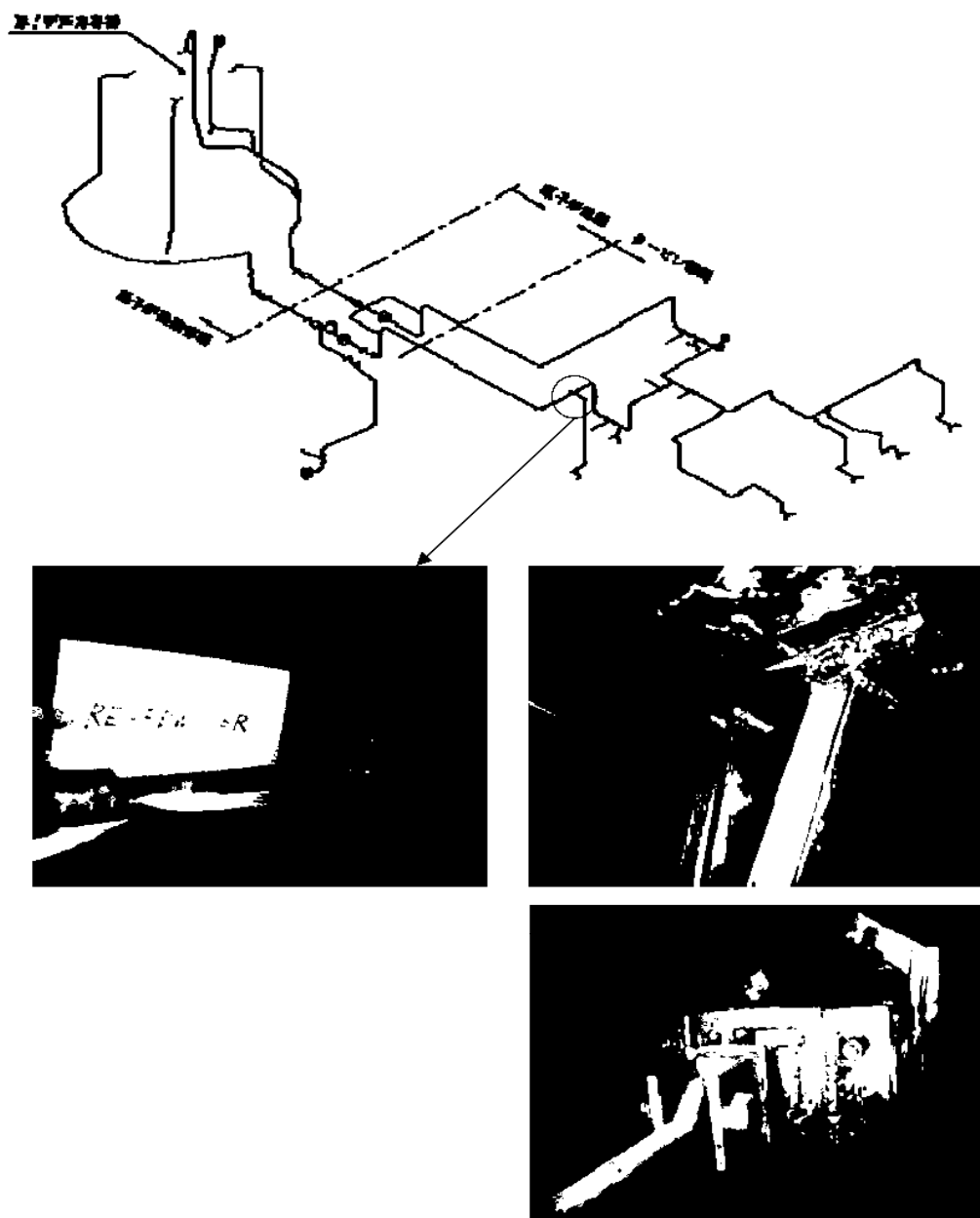


図 3 1号機の配管支持構造物の点検結果

【2号機】

FDWR5-2

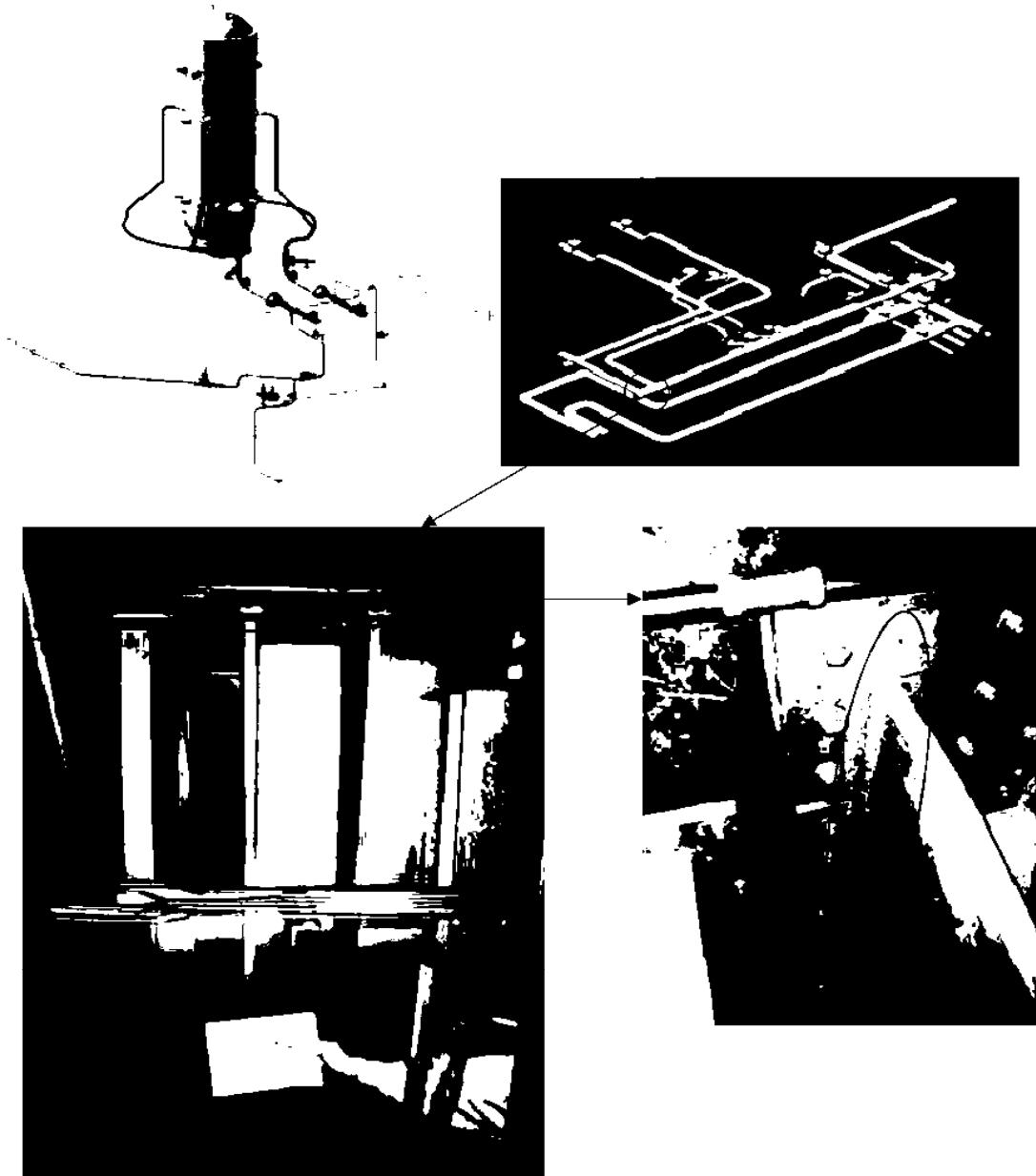
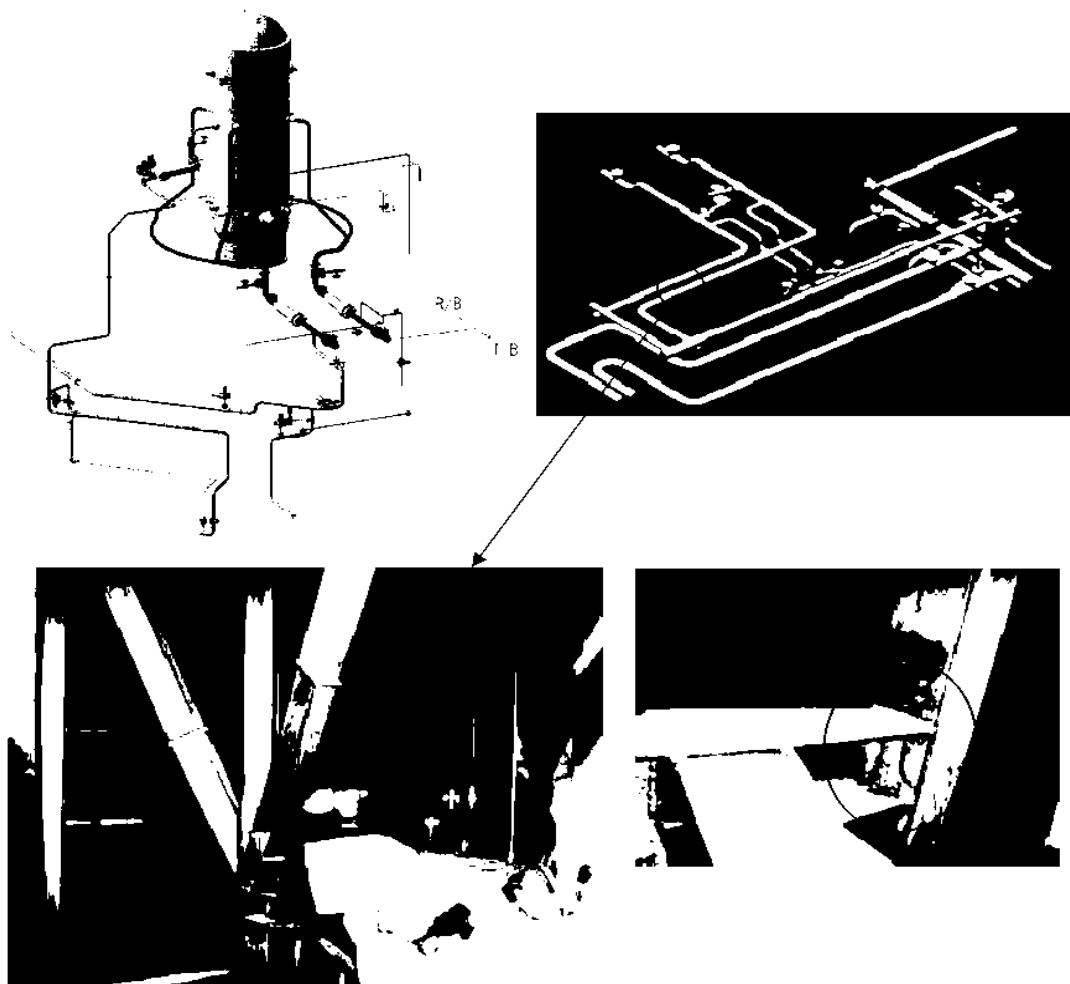


図 4 2号機の配管支持構造物の点検結果

【3号機】

FDWR6-1, FDWR7-1



図－5 3号機の配管支持構造物の点検結果

2.2 ろ過水タンク，純水タンク，原水地下タンク

ろ過水タンク，純水タンク，原水地下タンクは，本震で基準地震動 S_s 相当の地震力が加わったことで，純水タンク 1 基に漏えいが確認されたが，ろ過水タンク 2 基，純水タンク 1 基，原水地下タンクについては，機能は維持されていた。また，全てのタンクが機能喪失に至った場合でも注水ができるように，海水を水源とした消防車による注水を行えるようにする。

2.3 復水貯蔵タンク（CST）

CST は，1 号機は耐震 B クラス（工事計画認可 昭和 44 年 4 月 9 日付け 43 公第 13820 号）にて，2／3 号機は耐震 A クラス（2 号機：工事計画認可 昭和 46 年 2 月 10 日付け 45 公第 11897 号 3 号機：工事計画認可 昭和 46 年 12 月 22 日付け 46 公第 16351 号，工事計画軽微変更届出 昭和 48 年 10 月 23 日付け 総官発 871 号）にて設計・製作されている。本震で基準地震動 S_s 相当の地震力が加わるとともに，スロッシングによる応力も加わったと想定されるが，CST については，有意な変形等もなく，機能は維持されていた。また，全てのタンクが機能喪失に至った場合でも注水ができるように，海水を水源とした消防車による注水を行えるようにする。

崩壊熱相当の注水量について

崩壊熱相当の注水量 W [m^3/h] は下式で計算されるものであり、 $T_{\text{in}} [^\circ\text{C}]$ から $T_{\text{out}} [^\circ\text{C}]$ までの顕熱で崩壊熱を冷却可能な注水量である。

$$W = Q \times \rho \times 1,000 \times 3,600 / (hw_{\text{out}} - hw_{\text{in}})$$

Q : 崩壊熱 [kW]

T_{in} : 注水温度 [$^\circ\text{C}$]

T_{out} : 崩壊熱を除熱後の注水温度 [$^\circ\text{C}$]

hw_{out} : 水 ($T_{\text{out}} [^\circ\text{C}]$) の比エンタルピー [J/kg]

hw_{in} : 水 ($T_{\text{in}} [^\circ\text{C}]$) の比エンタルピー [J/kg]

ρ : 水の比容積 [m^3/kg]

なお、平成 24 年 12 月 7 日時点で、 T_{in} を 20°C 、 T_{out} を 80°C とした場合の、各号機の崩壊熱と崩壊熱相当の注水量の計算例を以下に示す。

号機	崩壊熱	崩壊熱相当の注水量 W
1 号機	0.25 MW	3.6 m^3/h
2 号機	0.33 MW	4.8 m^3/h
3 号機	0.33 MW	4.8 m^3/h

以上

が注入する処理水の水質目標値について

1. 原子炉注水ラインや原子炉圧力容器（R P V）及び原子炉格納容器（P C V）の一部には塩化物イオンによる腐食への影響が認められている SUS304 材を使用していることから、念のため塩化物イオン濃度の目標値を 100ppm 以下とする。
2. 原子炉注水の水源である処理水バッファタンク水及び3号機復水貯蔵タンク水の塩化物イオン濃度を1回／3ヶ月の頻度で確認する。なお、確認は導電率測定によるものとし、塩化物イオン濃度 100ppm に相当する導電率 $40\text{mS/m}^{(1)(2)}$ を超える場合は、塩化物イオン濃度の測定を行う。

<100ppm の根拠>

塩化物イオンによるステンレス鋼の局部腐食発生限界を考慮。SUS304 と SUS316 が使用されているが塩化物イオンの腐食への影響がより大きい SUS304 の腐食抑制を検討。

①原子炉注水ライン

- 図－1 中の曲線の下領域が腐食の発生しない環境である。
- 原子炉注水ラインの温度は処理水バッファタンクまたは復水貯蔵タンクが水源であるから、大気温度を大きく超える可能性はなく、猛暑期を想定しても 40°C 以下と考えられる。
- 40°C における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度を評価すると、図－1 より 160ppm となる。

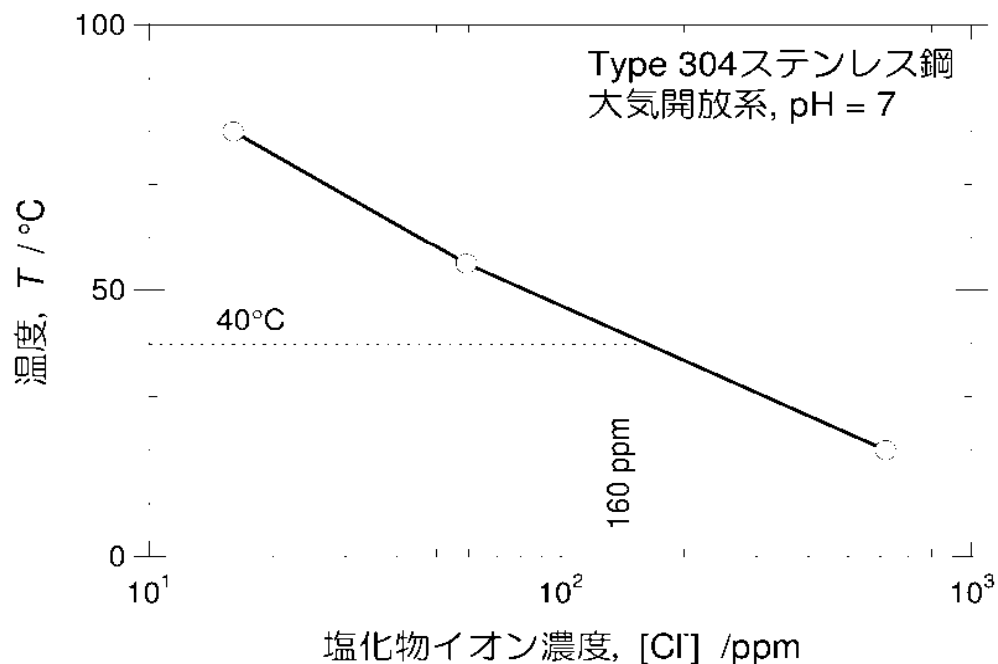


図 1 大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ^{(3),(4)}

② 原子炉圧力容器（RPV）内及び原子炉格納容器（PCV）内

- R P V及びP C V内の温度は 80℃程度と評価されているが、窒素ガスの封入が行われていることから水中の溶存酸素濃度は低減しているものと考えられる。
- 現在、溶存酸素濃度は測定できないものの、注入されている N2 濃度は 99.99%以上であるので、酸素濃度を 0.01%と仮定すると分圧から水中の溶存酸素濃度は 1ppb程度で平衡するものと推定される。保守的に 100ppb (0.1ppm) と仮定すると、腐食電位は 100mV(SHE)以下と推定される。⁵⁾
- 図 2によれば、80℃、100mV (SHE) における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度は 135ppm と評価される。

③水質目標値の設定

以上より水質管理目標値を保守的に 100ppm とする。なお、今後R P VやP C V内の腐食環境に関する新たな情報が得られた時点で、根拠及び目標値を再評価してゆく。

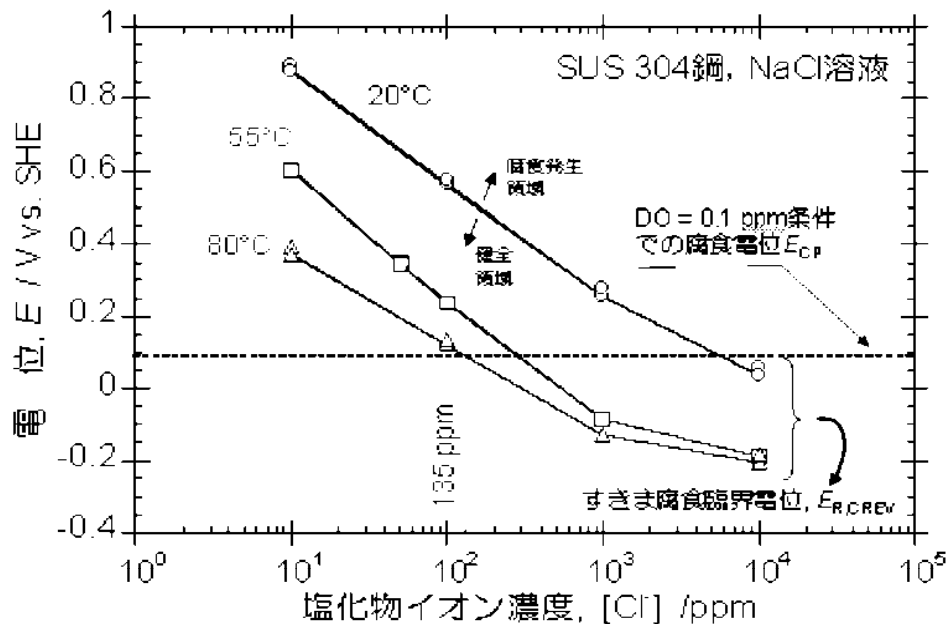


図 2 SUS 304 鋼のすきま腐食臨界電位 $E_{R, CREV}$ と定常腐食電位 E_{SP} との比較による対すきま腐食可使用条件評価^{3), 6)}

- 1) 日本化学会編: “化学便覧 基礎編 改訂5版,” 丸善, p. II-563 (2004).
- 2) 日本学術振興会編: “金属防食技術便覧,” 日刊工業新聞社, p. 177 (1972).
- 3) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).
- 4) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS’91, ANS, p. 201 (1991)
- 5) R. W. Staehle et al.: EPRI RP311-1, Final Summary Report (1977).
- 6) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS’91, ANS, p. 201 (1991)

原子炉注水停止時評価の説明資料

1. 評価方法

評価は、大きく分けて三段階で実施する。第一段階では時間依存のエネルギーバランス評価によって原子炉注水停止後及び注水再開時の燃料や炉内構造材の温度変化を評価し、第二段階では温度評価結果を入力として核分裂生成物の放出量を評価し、第三段階では放出される環境中への線量影響評価を実施する。

評価プラントについては、1～3号機のうち崩壊熱の評価結果が最大である2号機を代表として対象とする（平成24年12月7日時点の崩壊熱：1号機0.25 MW、2号機0.33 MW、3号機0.33 MW）。

1.1 燃料温度評価

- (1) 炉心燃料からの崩壊熱による発熱と、炉心燃料、上部構造材、シュラウド、原子炉圧力容器側部、原子炉圧力容器底部のそれぞれの間の輻射熱伝達を考慮する（図 1）。
- (2) 各部の温度は一点近似とする。
- (3) 原子炉注水停止時の原子炉圧力容器内の保有水量は保守的に 0 m³とし、原子炉注水停止と同時に全燃料が露出するものとする。
- (4) 評価に用いる式を以下に示す（注水再開前）。

a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 C p_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5$$

M_1 : 炉心燃料質量[kg]

$C p_1$: 炉心燃料比熱[kJ/(kg-K)]

T_1 : 炉心燃料温度[K]

Q_d : 炉心燃料崩壊熱[kW]

Q_1 : 炉心燃料（上面）における輻射伝熱量[kW]

Q_5 : 炉心燃料（下面）における輻射伝熱量[kW]

b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 C p_2 \frac{dT_2}{dt} = Q_2$$

M_2 : 上部構造材質量[kg]

$C p_2$: 上部構造材比熱[kJ/(kg-K)]

T_2 : 上部構造材温度[K]

Q_2 : 上部構造材における輻射伝熱量[kW]

c. シュラウドのエネルギーバランスの式

$$M_3 Cp_3 \frac{dT_3}{dt} = Q_3 - Q_4$$

M_3 : シュラウド質量[kg]

Cp_3 : シュラウド比熱[kJ/(kg-K)]

T_3 : シュラウド温度[K]

Q_3 : シュラウド（内面）における輻射伝熱量[kW]

Q_4 : シュラウド（外面）における輻射伝熱量[kW]

d. 原子炉圧力容器側部のエネルギーバランスの式

$$M_4 Cp_4 \frac{dT_4}{dt} = Q_4$$

M_4 : 原子炉圧力容器側部質量[kg]

Cp_4 : 原子炉圧力容器側部比熱[kJ/(kg-K)]

T_4 : 原子炉圧力容器側部温度[K]

e. 原子炉圧力容器底部のエネルギーバランスの式

$$M_5 Cp_5 \frac{dT_5}{dt} = Q_5$$

M_5 : 原子炉圧力容器底部質量[kg]

Cp_5 : 原子炉圧力容器底部比熱[kJ/(kg-K)]

T_5 : 原子炉圧力容器底部温度[K]

(5) 注水再開後には注水による燃料冷却を考慮する。注水量の全てが炉心燃料の冷却に寄与するものとし、また、発生蒸気によって上部構造材が冷却されるものとする。飽和温度以下の水により燃料が冷却される場合には、水の顕熱により燃料の崩壊熱が除去されるものとする。

(6) 評価に用いる式を以下に示す（注水再開後）。

a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 Cp_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5 - Q_c$$

$$\text{ここで、 } Q_c = W_g (H_g - H_f) + W_m (H_f - H_m)$$

Q_c : 注水による炉心燃料除熱量[kW]

W_m : 注水流量[kg/s]

W_g	: 発生蒸気量[kg/s]
H_{in}	: 注水の比エンタルピー[kJ/kg]
H_g	: 飽和蒸気の比エンタルピー[kJ/kg]
H_f	: 飽和水の比エンタルピー[kJ/kg]

b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 C p_2 \frac{dT_2}{dt} = -Q_2 - Q_{2g}$$

$$\text{ここで, } Q_{2g} = h_{2g} A_{2g} (T_2 - T_g)$$

Q_{2g}	: 上部構造材から蒸気流への対流伝熱量[kW]
T_g	: 飽和蒸気温度[K]
h_{2g}	: 上部構造材の熱伝達率[kW/(m ² ・K)]
A_{2g}	: 上部構造材伝熱面積（蒸気への対流伝熱）[m ²]

1.2 核分裂生成物の放出量評価

(1) 上部構造材に付着しているセシウムが温度上昇に伴い飽和蒸気圧で蒸発し、環境中へ放出された場合の線量影響を評価する。セシウムの放出量は、上部構造材温度の時間変化にしたがって放出量を積分して評価する。

上部構造材としては、スタンドパイプと気水分離器を考慮しており、燃料からの輻射熱の影響を考慮し、燃料に近いこれらの部位に炉心燃料インベントリ全量のセシウムが付着しているという保守的な設定としている。

- (2) 希ガスは既にほぼ完全に放出されていること、また、ヨウ素は減衰していることから、これらの被ばく評価上の影響は無視できるため、本評価では考慮しないこととする。
- (3) 燃料残存の核分裂生成物（FP）については、平成 23 年 3 月の事故時に燃料温度は約 3,000℃近くの高温に達していると評価されており、揮発性の高いものは既に放出されているものと考えられる。よって、今回の評価結果の範囲である 500℃程度の燃料温度では、FP の有意な追加放出がないと考えられることから、これらについては本評価では考慮しないこととする。
- (4) 対象とするセシウムの化学形態は水酸化セシウム（CsOH）とし、その飽和蒸気圧は熱力学データベース（MALT）による評価結果を引用するものとする（図 2）。
- (5) CsOH のキャリアガスは、発生する蒸気量とする。また、炉心燃料が冷却するまで放出が継続するものとする。
- (6) 評価に用いる式を以下に示す。

$$M_{CsOH} = P_{CsOH} V_g / (RT)$$

$$C_{CsOH} = M_{CsOH} / (V_g + v_{grav} A_{grav} + v_{diff} A_{diff})$$

$$M_{leak} = C_{CsOH} V_g$$

M_{CsOH} : CsOH 発生量 [mol/s]

P_{CsOH} : CsOH 飽和蒸気圧 [N/m²]

V_g : 発生蒸気流量 [m³/s]

R : 気体定数 [J/(mol・K)]

T : 上部構造材温度 [K]

C_{CsOH} : CsOH 平衡濃度 [mol/m³]

v_{grav} : 重力沈降速度 [m/s]

A_{grav} : 重力沈降面積 [m²]

v_{dif} : ブラウン拡散沈着速度 [m/s]

A_{dif} : ブラウン拡散沈着面積 [m²]

M_{leak} : CsOH 放出量 [mol/s]:

- (7) 上記の原子炉格納容器での重力沈降とブラウン拡散沈着は考慮するが，その他の原子炉格納容器内や原子炉建屋での除染係数については，保守的に考慮しないこととする。

1.3 線量影響評価

- (1) 大気中へ放出されるセシウムは，原子炉建屋から地上放散されるものとし，周辺の公衆に対する，放射線被ばくのリスクを年間の実効線量を用いて評価する。
- (2) 評価対象核種はセシウム 134 とセシウム 137 とする。
- (3) 実効線量は，以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては，放射性雲中のセシウムからの外部被ばくと内部被ばくと，地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。
- (4) 放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$$

H_γ : 放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量 [mSv]

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 [Sv/Gy]

E_γ : γ 線の実効エネルギー [MeV]

D/Q : 相対線量 [Gy/Bq]

Q_{Cs} : 事故期間中のセシウムの大気放出量 [Bq]

- (5) 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \lambda / Q \cdot Q_{Cs}$$

H_{Cs} : 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量 [mSv]

K_{in} : 内部被ばく線量換算係数[mSv/Bq]

R_1 : 呼吸率[m³/s]

χ/Q : 相対濃度[s/m³]

- (6) 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$$

G_{ex} : 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量[mSv]

K_{ex} : 外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)]

V : 沈降速度[m/s]

f : 残存割合[-]

T : 被ばく時間[s]

- (7) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。1年間居住し続ける場合を考慮し、1年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$$

G_{in} : 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv]

R_2 : 呼吸率[m³/s]

F : 再浮遊率[m⁻¹]

- (8) 相対濃度と相対線量については、本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから、地上放散を想定し、下表の値を用いる。

	敷地境界	5km 地点	10km 地点
相対濃度[s/m ³]	2.6×10^{-5}	4.3×10^{-6}	1.5×10^{-6}
相対線量[Gy/Bq]	3.0×10^{-19}	8.9×10^{-20}	3.8×10^{-20}

2. 評価条件

2.1 燃料位置

燃料の位置については、不確定性はあるものの、1～3号機のいずれについても原子炉圧力容器もしくは原子炉格納容器内に燃料は存在しているものと推定されており、本評価

では、実効線量の評価を厳しくする観点から、原子炉圧力容器内に燃料の全量があるという条件で評価している。

平成23年3月の事故時の炉心損傷過程で放出されたセシウムの大部分は原子炉圧力容器内の上部構造材に付着していると考えられるため、本評価では、上部構造材に付着したセシウムの再蒸発による環境放出を前提とする。原子炉格納容器に燃料が落下している場合と比較して、原子炉圧力容器内に燃料を想定する場合の方が上部構造材の温度上昇を大きく見積もるため、保守的な結果を与えることとなる。

2.2 初期温度

現状の原子炉圧力容器や原子炉格納容器の各部位の温度推移から、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内は十分に冷却されており（平成24年12月7日時点で概ね50℃以下）、露出した過熱部分が有意な割合で存在している状況ではないと推定される。よって、初期燃料温度については、100℃と設定することが妥当と考えられるが、燃料位置等の不確かさを考慮して、保守的に150℃と設定する。原子炉圧力容器上部等の構造材については、初期温度を100℃と設定する。

2.3 燃料の崩壊熱

燃料の崩壊熱については、平成24年12月7日時点の2号機の崩壊熱（0.33MW）を用いる。

2.4 注水停止時間

注水停止してから注水再開までの注水停止時間は以下の条件とする。

(1) 過渡相当

過渡相当事象としては、機器等の単一の故障を想定する。想定される原子炉注水系の単一の故障（ポンプ故障、電源喪失、水源喪失、原子炉注水ライン損傷）が発生した場合の注水再開までの所要時間は、以下に示すようにいずれも30分程度であるので、これに余裕をとり原子炉注水の停止時間は1時間とする。

a. ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は、待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで、原子炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30分程度）。

b. 電源喪失

常用系ポンプの電源が、外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は、電源切替に数時間を要することから、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：30分程度）。

c. 水源喪失

常用系ポンプは、主としてバッファタンクを水源としているが、タンク等が損傷し、保有水が漏えいする等、タンク機能が喪失した場合は、水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：30 分程度）。

d. 原子炉注水ライン損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇炉注水ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：30 分程度）。

(2) 事故相当

原子炉注水の流量低下や注水ポンプの電源喪失を検知した際は、免震重要棟内で警報を発して異常時の対応を促す仕組みとしているが、事故相当事象としては、これらの警報では検知できない原子炉注水系の異常が生じた場合を想定する。この場合には、原子炉圧力容器周辺や原子炉格納容器周辺の温度計の指示上昇によって異常の兆候を検知することとなるが、仮に、このような事態が生じた場合には、各部位の温度計が全体的に顕著な上昇傾向を示すと考えられるため、異常の検知は可能であると考えられる。

温度上昇の幅としては、本評価では保守的に 30℃と設定する。また、対象とする温度については、異常時には全体的に顕著な温度上昇傾向が想定されるため、上述の評価方法によって求めた原子炉圧力容器底部の温度を代表として検知対象とする。原子炉圧力容器底部の温度変化を図－3 に示すが、原子炉圧力容器底部の温度上昇幅が 30℃を超過するのは注水停止からの経過時間が約 6 時間の時点である。これに注水再開に要する時間（注水再開の所要時間：30 分程度）を考慮し、事故相当での原子炉注水の停止時間は 7 時間とする。

事故相当事象としては、原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した事象も想定される。このような事象が発生した場合には、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。注水再開までの時間は、現場状況等により変動するものの、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業開始から 3 時間程度と想定しており、上述の炉注水関係の警報では検知できない異常事象に包絡される。

(3) シビアアクシデント相当

施設の安全性を評価する観点では、異常時の評価としては過渡相当事象と事故相当事象の評価をすることで十分と考えられるが、ここではより長期にわたる原子炉注水停止の影響評価を行うため、想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象についても評価を実施することとする。

シビアアクシデント相当としては、何らかの原因によって原子炉注水が長時間停止し、注水停止時間が事故相当事象を超える事象を想定する。

東北地方太平洋沖地震時の最長の原子炉注水停止時間は、1号機の実績で約14時間であり、この時間が1つの目安として考えられる。下表に1号機の当時の時系列を示しているが、全交流電源喪失から消防車による淡水注水開始までの約14時間を注水停止時間としている（非常用復水器の動作については不明な点があるものの、全交流電源喪失以降について機能が喪失しているものとしている）。

1号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

（「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について（平成23年9月 東京電力株式会社）」からの抜粋）

日時	主要経緯
平成23年3月11日	
14:46	東北地方太平洋沖地震発生、原子炉スクラム。
15:37	全交流電源喪失。
17:12	発電所長（発電所緊急時対策本部長）は、アクシデントマネジメント策として設置した消火系（FP）ライン、及び消防車を使用した原子炉への注水方法の検討開始を指示。
17:30	ディーゼル駆動消火ポンプ（DD-FP）起動（待機状態）。
平成23年3月12日	
1:48	不具合によるDD-FP停止を確認。消防車からFPラインへの送水口につなぎこむことを検討開始。
5:46	原子炉内にFPラインから消防車による淡水注水開始。

表に示すように、消防車からFPラインへの送水口につなぎこむことの検討開始は、ディーゼル駆動消火ポンプ（DD-FP）の停止を確認した後に実施しており、原子炉注水途絶直後から消防車による注水のみで専念することを想定する場合には、DD-FPの起動から停止までの時間（約7時間）を短縮することが可能であると考えられる。また、当時と比較して、消防車の配備や手順書の整備がなされており、定期的な訓練も実施されていることから、消防車による原子炉注水についても事故当時と比較すると短期間で実施することが可能と考えられる。

これらを踏まえて、本評価では実績の約14時間を短縮した12時間をシビアアクシデント相当事象の注水停止時間として設定する。

2.5 注水再開時の注水流量と注水温度

注水再開時の注水流量は、事故相当事象とシビアアクシデント相当事象では $10 \text{ m}^3/\text{h}$ と設定する。これは、平成 24 年 12 月 7 日時点の崩壊熱相当注水量（II.2.1 添付資料－3）の約 2 倍の流量である。また、過渡相当事象では崩壊熱相当注水量と同程度の $5 \text{ m}^3/\text{h}$ を注水再開時の注水流量として設定する。また、注水温度は 30°C とする。

3. 評価結果

3.1 過渡相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－4 に示す。原子炉注水停止から炉心燃料温度は上昇し、注水停止から 1 時間の注水再開の時点で約 170°C まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。また、事象期間を通じて上部構造材温度はほとんど上昇しない。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

セシウム 134 放出量	約 $5.0 \times 10^4 \text{ Bq}$
セシウム 137 放出量	約 $6.1 \times 10^4 \text{ Bq}$
年間の実効線量	約 $9.3 \times 10^{-7} \text{ mSv}$

3.2 事故相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－5 に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から 7 時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約 260°C 、上部構造材温度は約 110°C まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

セシウム 134 放出量	約 $2.3 \times 10^5 \text{ Bq}$
セシウム 137 放出量	約 $2.8 \times 10^5 \text{ Bq}$
年間の実効線量	約 $4.3 \times 10^{-6} \text{ mSv}$

3.3 シビアアクシデント相当

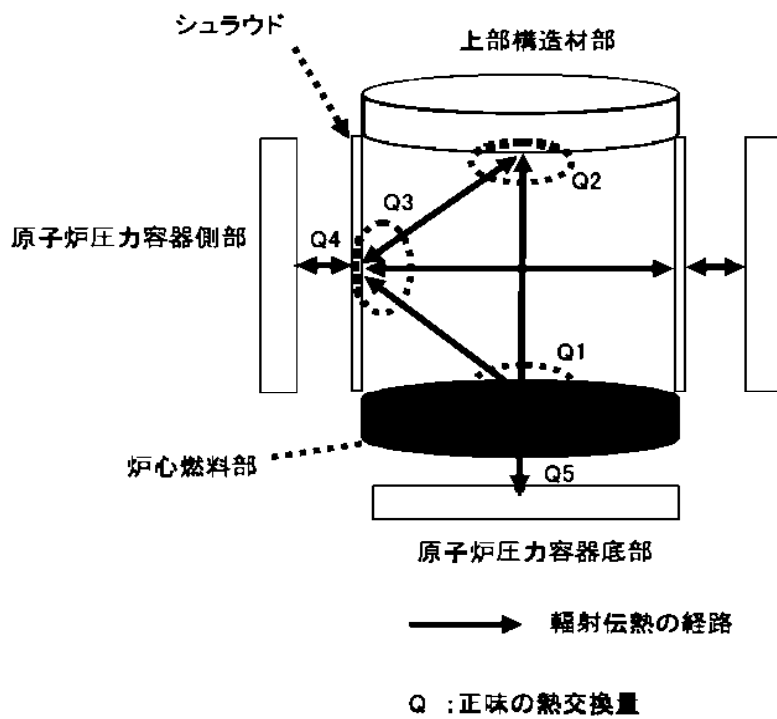
炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－6 に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し、注水停止から 12 時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約 330°C 、上部構造材温度は約 120°C まで上昇するが、注水再開により速やかに冷却され、事象は収束する。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

セシウム 134 放出量	約 1.1×10^6 Bq
セシウム 137 放出量	約 1.4×10^6 Bq
年間の実効線量	約 2.1×10^{-5} mSv

また、特定原子力施設から 5km, 10km 地点での年間の実効線量はそれぞれ約 3.5×10^{-6} mSv, 約 1.2×10^{-6} mSv となる。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、敷地境界での年間の実効線量は約 6.3×10^{-5} mSv, 特定原子力施設から 5km 地点で約 1.1×10^{-5} mSv, 10km 地点で約 3.6×10^{-6} mSv となる。

以下余白



図－１ 原子炉圧力容器輻射モデルの概要

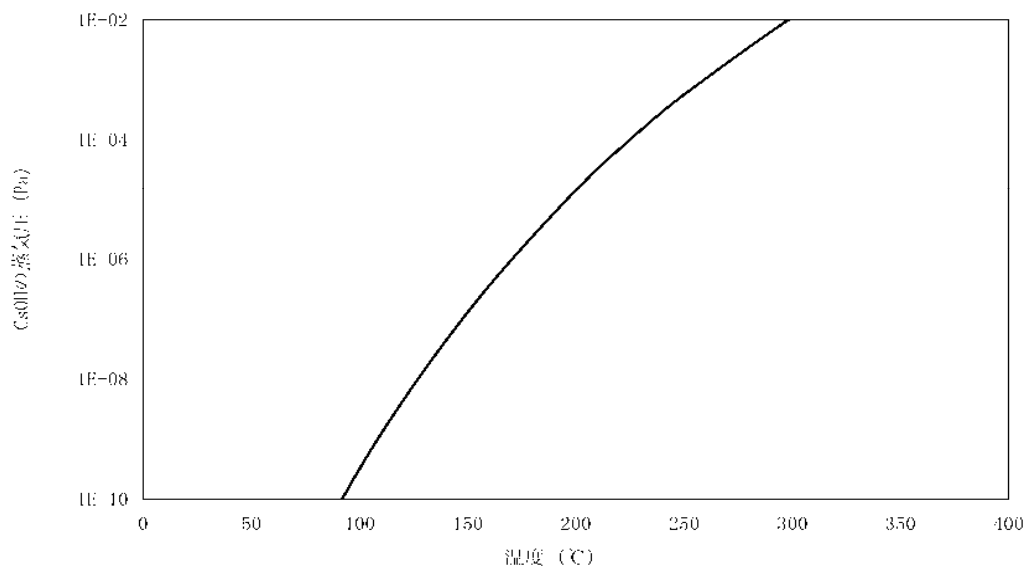


図 2 CsOH 蒸気圧の温度依存性

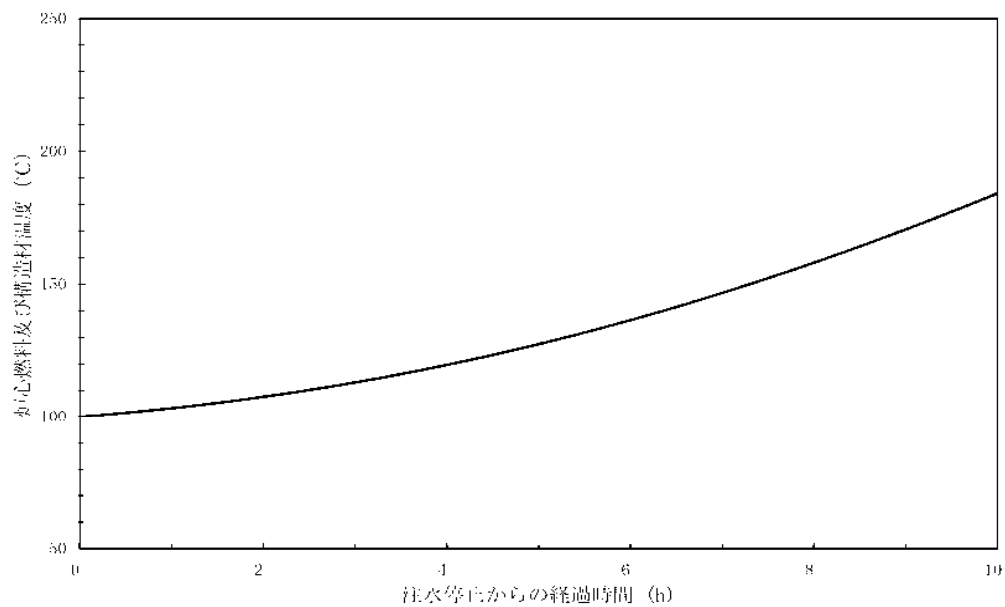


図 3 原子炉圧力容器底部の温度上昇の時間変化

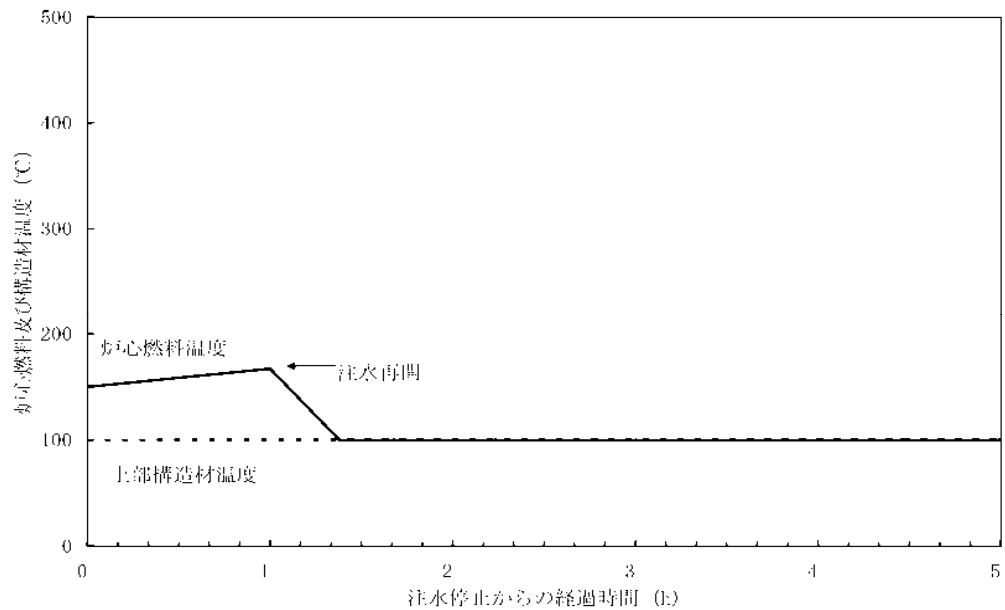


図 4 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（過渡相当）

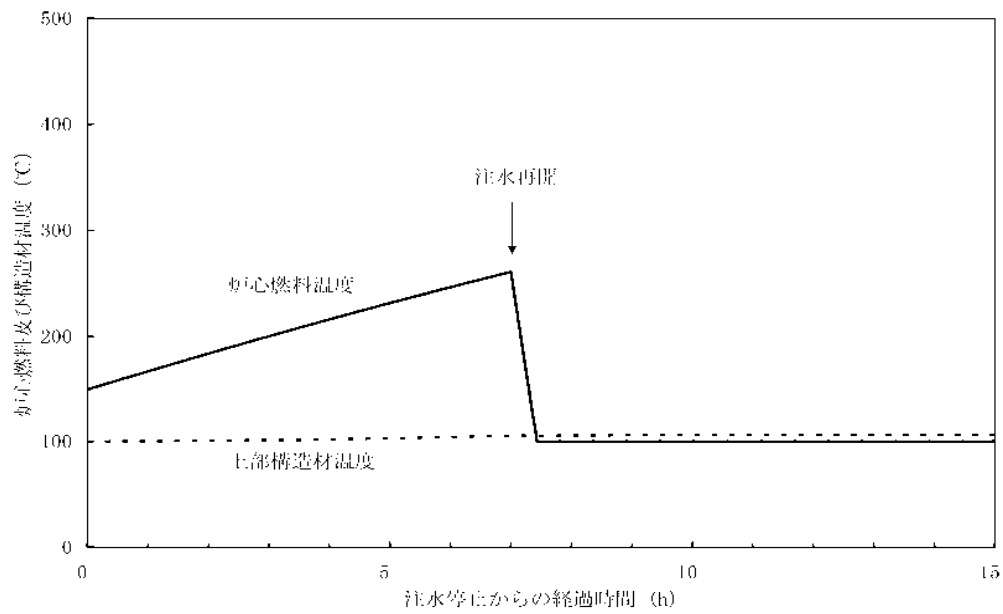


図 5 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（事故相当）

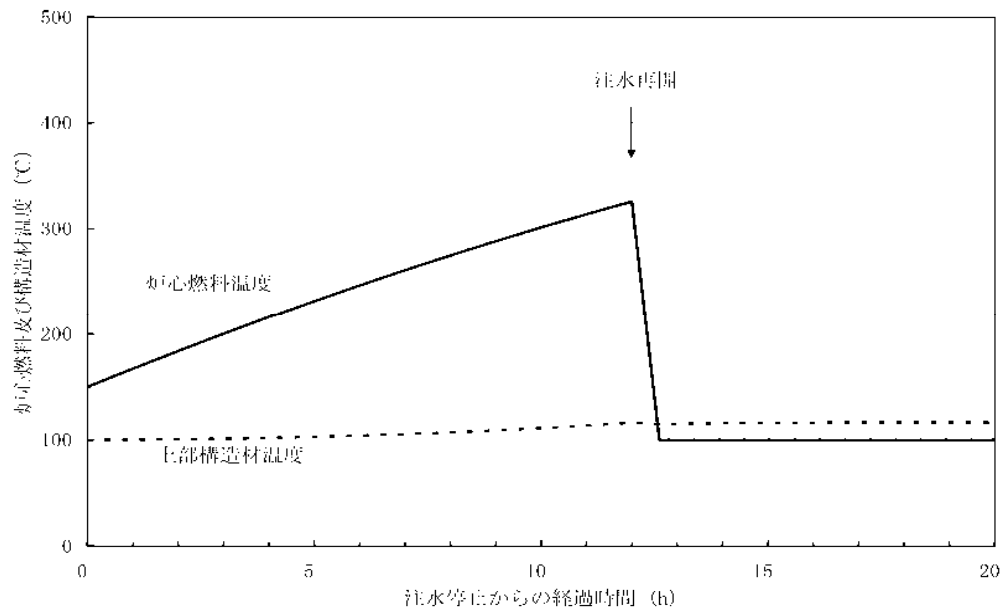


図 6 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（シビヤアクシデント相当）

原子炉注水系に関する確率論的リスク評価

1.1 目的

事故後の原子炉の状況において最も重要な原子炉を冷やす機能である原子炉注水系について、多重故障等の厳しい条件に基づき、原子炉注水系の機能が喪失した際の相対的な脆弱性を体系的に把握することは、安全性を向上させる上で有用な役割を果たすものである。

ここでは、原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し、その後の事象進展の確率を、設備構成や故障率を基に推定し、原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下、炉心という）が再損傷に至る頻度を評価する（別紙 1, 2 参照）。

1.2 方針

1号機から3号機は、津波襲来後の数日の間にシビアアクシデントに至ったものとみられており、その間で一定量の放射性物質（FP）が環境に放出されたものと考えられる。このような状況を考慮し、ここでの評価方針としては、原子炉圧力容器内及び格納容器内に残存しているFPの相当量が環境へ放出される事象を対象とする。

1.3 評価対象

本評価では、原子炉圧力容器内及び格納容器内に残存しているFPの相当量が環境へ放出される事象として、炉心再露出及び炉心再損傷に至る頻度を評価対象とする。なお、原子炉注水系が一定時間停止すると、炉心再露出に至ることから、原子炉注水系が停止する事象を原子炉注水系機能喪失と呼ぶ。

また、格納容器の気密性を確保できていないと考えられることから、炉心の再損傷後から放出までの評価は炉心の再損傷頻度と同等として取り扱う。

評価対象とした原子炉注水系の構成を図-1に、原子炉注水系の電源構成を図-2に示す。

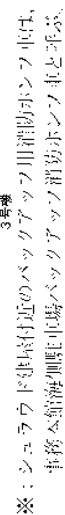
原子炉注水系機能喪失に至る起因事象は、安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内、所外のどちらに起因するかに分けて選定し、以下のとおりとした。

○ハザード発生箇所が発電所内の場合

- (1) 常用高台炉注水ポンプトリップ
- (2) 注水ライン機能喪失
- (3) 一次水源からの供給機能喪失
- (4) 外部電源喪失（地震を除く）
- (5) 所内共通 M/C(1A)/(1B) 盤火災

○ハザード発生箇所が発電所外の場合

- (6) 外部電源喪失（地震）
- (7) 大津波事象



BLT-BB-A1/B1/C1 宇務本館海側駅に上場ノックアウトツツ消火ホシニ付

| 1 原子炉注水系の構成 |

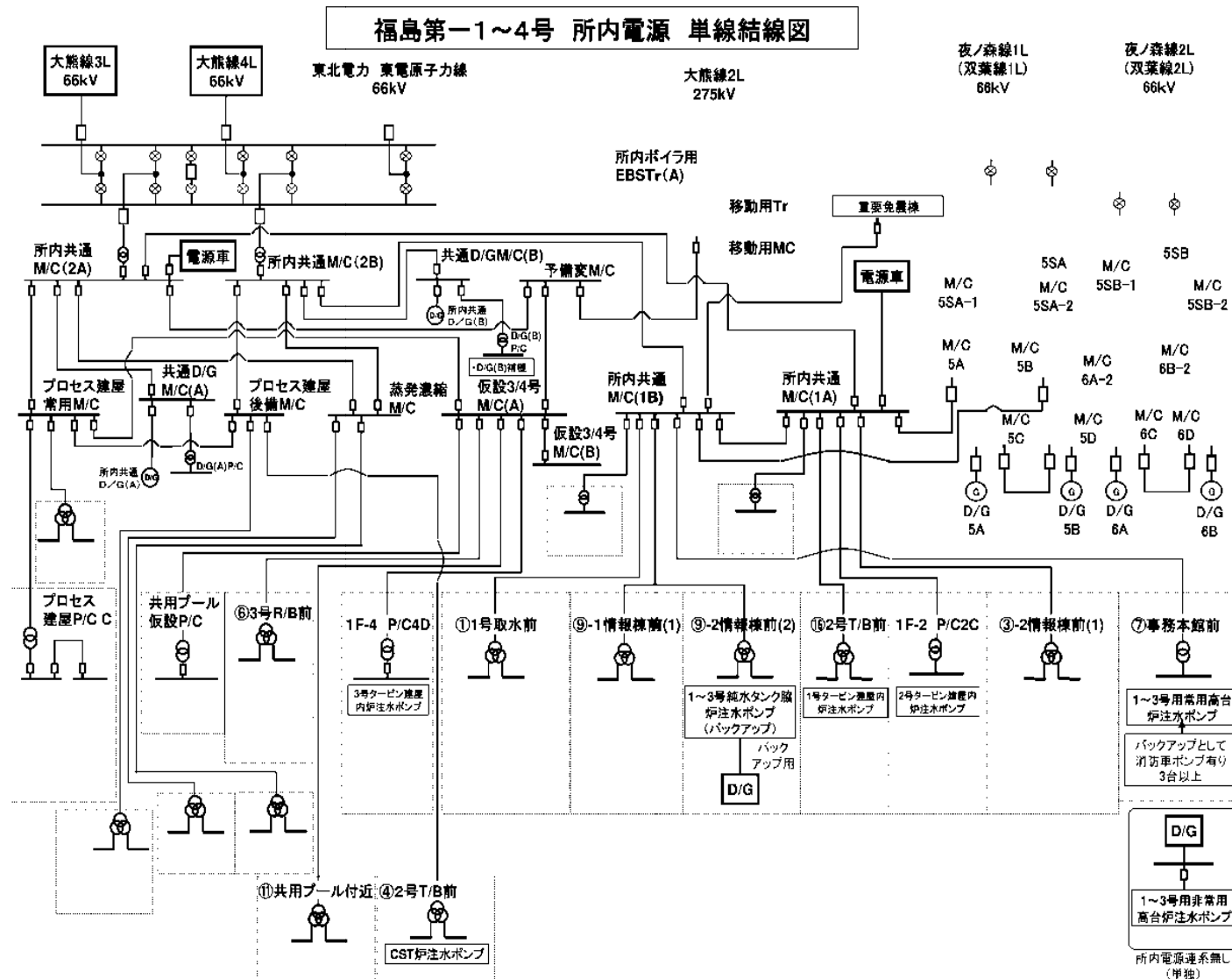


図 2 原子炉注水系の電源構成

1.4 原子炉注水系機能喪失の判定条件

これまで比較的安定して冷却してきた燃料が露出すると、燃料温度は上昇する。ただし、原子炉停止から時間が経過していることから、炉内の崩壊熱量は大幅に低減しており、燃料が露出しても直ちに燃料が溶融し、FP が環境に放出されることにはならない。

ここで、炉心再損傷の判定条件として、炉心の温度が上昇し、3 プラント同時に炉心損傷した際の敷地境界の線量が 5mSv 以下となることとした。添付資料 1 の手法により原子炉注水系機能喪失からこの判定条件に至るまでの時間を評価した結果、原子炉注水系機能喪失から、34 時間後までに炉心への注水に成功すれば、炉心再損傷を防止できるものとし、34 時間以内に注水を復旧できない場合を炉心再損傷とした。

1.5 評価結果

起因事象発生から炉心再損傷に至るまでの頻度を評価した。

炉心再損傷が発生する頻度（点推定値）は表 1 及び図 3 に示すとおりであった。各起因事象の評価結果の概要について以下に示す。

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプの共通原因故障による 3 台の機能喪失により、ポンプトリップし、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(2) 注水ライン機能喪失

注水ラインの破損により炉注水が中断し、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(3) 一次水源からの供給機能喪失

一次水源（バッファタンク）への給水が途絶えること等で、一次水源が枯渇することにより炉注水が中断し、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）により外部電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災により、常用高台炉注水ポンプへの電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(6) 外部電源喪失（地震）

地震により外部電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再

損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は1%未満である。

(7) 大津波事象

大津波が襲来したことにより、注水ラインが流され、炉注水が中断し、注水ラインの復旧に失敗し、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。大津波事象の発生頻度を700年に一回と見込んだこと、漂流物等により注水ラインが損傷した場合代替手段が少なくなること、及び、注水ライン損傷後の復旧作業が難航（漂流物による作業環境の悪化、滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）することにより、注水ラインの復旧に失敗し、炉注水の再開に失敗する割合が大きくなるため、炉心再損傷頻度が大きくなる。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は約99%である。

表－1 炉心再損傷頻度の評価結果

ハザード発生箇所	起回事象	起回事象発生頻度（／年）	炉心再損傷頻度（／年）	寄与割合（％）
発電所内	常用高圧炉注水ポンプトリップ	4.8×10^{-5}	4.8×10^{-11}	1%未満
	注水ライン機能喪失	1.2×10^{-2}	3.1×10^{-7}	1%未満
	一次水源からの供給機能喪失	2.0×10^{-1}	2.0×10^{-9}	1%未満
	外部電源喪失（地震を除く）	1.0×10^{-1}	1.0×10^{-9}	1%未満
	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	4.5×10^{-2}	4.5×10^{-10}	1%未満
発電所外	外部電源喪失（地震）	5.7×10^{-1}	6.1×10^{-9}	1%未満
	大津波事象	1.4×10^{-5}	5.8×10^{-5}	99%
—	合計	—	5.9×10^{-5}	100%

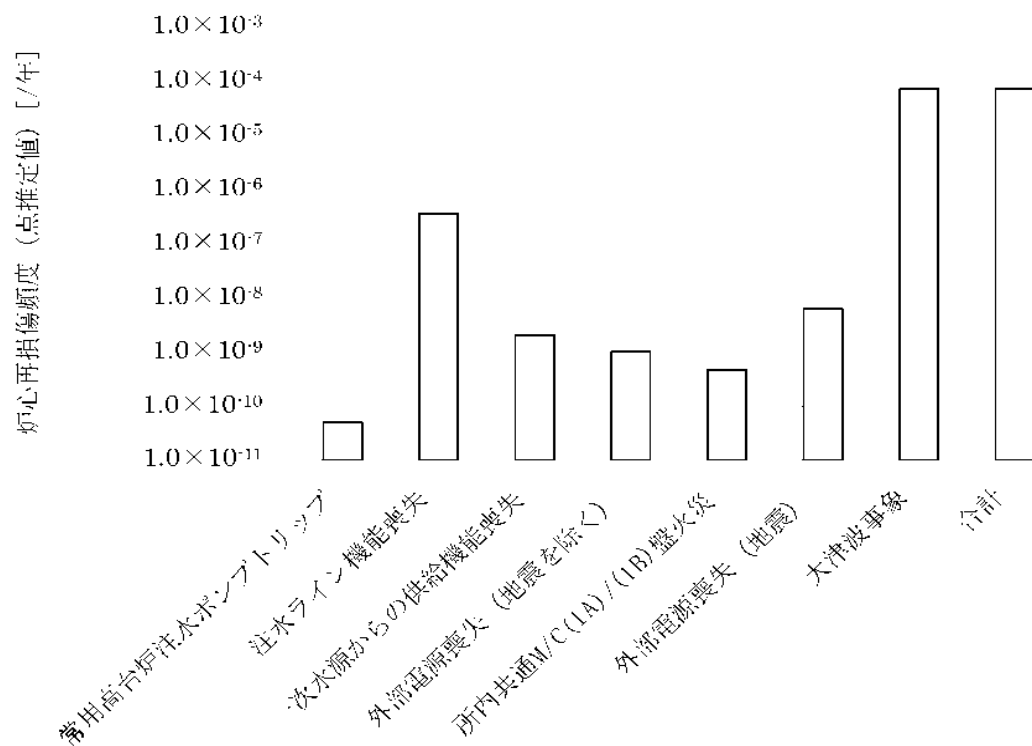


図 3 炉心再損傷頻度の評価結果

1.6 別紙

- 別紙ー 1 確率論的リスク評価手法
- 別紙ー 2 事故シーケンスの定量評価

確率論的リスク評価手法

1. 評価手法

評価手法ではまず、安定的な原子炉压力容器及び格納容器への注水を阻害する起因事象の選定を行い、成功基準を決定し、事象の進展を考慮してイベントツリーを作成した。イベントツリーの各要素（以下、「ヘディング」という。）に対してフォールトツリー等によりシステムをモデル化し、従属故障及び人間信頼性の解析を行うとともに必要なデータベースを作成した後、事故シーケンスを定量化して炉心再損傷頻度を評価した（図－ 1 参照）。

2. 起因事象の選定と成功基準の設定

2.1. 起因事象

炉心再損傷に至る要因は、燃料の冷却不良によるものであり、原子炉注水系の機能が喪失し、炉心に冷却水が供給されないことにより発生する。原子炉注水系の機能が喪失に至る起因事象及び起因事象発生頻度は、表－ 1 のとおりとする。

なお、今回の評価では、設備の故障、人的過誤等により、システムの信頼性が損なわれることにより炉心が再損傷する事象を選定している。

選定にあたり、安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内、所外どちらに起因するかに分類した。ここで、発電所内に起因するものとしては、内的事象、内的溢水、内的火災のハザードグループが考えられ、一方、発電所外に起因するものとしては、地震、強風、外部溢水、その他の外的事象などのハザードグループが考えられる。

発電所内に起因するハザードグループのうち、内的事象としては、常用高台炉注水ポンプによる安定的な原子炉への注水を直接的に阻害する「常用高台炉注水ポンプトリップ」、「注水ライン機能喪失」、「一次水源からの供給機能喪失」、「外部電源喪失（地震を除く）」を代表して選定することとした。なお、「内的溢水」については、発電所内の各機器（ポンプ、電源盤、タンクなど）の配置から、発生可能性が小さいと考え、評価対象外としている。また、「内的火災」として、常用高台炉注水ポンプを始め、比較的多くの炉注水ポンプが所内共通 M/C (1A)/(1B) 盤より受電されているため、これを代表して選定することとした。

発電所外に起因するハザードグループのうち、実際に東北地方太平洋沖地震によって発生した外部電源喪失及び大津波事象を踏まえ、「外部電源喪失（地震）」、「大津波事象」を選定することとした。なお、上記以外のハザード及びハザード随伴事象は、地震による外部電源喪失及び大津波事象に比べれば無視しうるものとして、評価対象外とした。

「発電所外での落雷、台風等のハザードによる発電所内への電源供給喪失も含まれる。

表－１ 起因事象及び起因事象の発生頻度

ハザード発生箇所	起因事象	要因	頻度（/年）	備考
発電所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	共通原因故障による全台ポンプトリップ	4.8×10^{-3}	仮設ポンプの時間故障率（実績と故障件数0.5件（仮定）から算出）と共通要因故障データから算出
	注水ライン機能喪失	R/B内	9.0×10^{-1}	EPRIのTechnical Report 1013141を参考に算出。
		T/B内	8.4×10^{-1}	
		屋外	1.0×10^{-3}	
	一次水源からの供給機能喪失	タンクの破損・損傷等による一次水源枯渇等	2.0×10^{-1}	仮設ポンプ（実績と故障件数0.5件（仮定）から算出）、タンク破損及び閉塞の時間故障率（（社）日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」を参照）から算出
	外部電源喪失（地震を除く）	発電所外での落雷、台風等	1.0×10^{-1}	停止時PSR-PSA（平成20年度実績）での 9.4×10^{-3} /年の10倍程度と仮定
発電所外	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	4.5×10^{-2}	NUREG/CR-6850を参考に設定
	外部電源喪失（地震）	地震	5.7×10^{-1}	外部電源喪失の実績から算出
	大津波事象	大津波	1.4×10^{-3}	「科学」2011年10月号（岩波書店）「東北地方太平洋沖地震の断層モデルと巨大地震発生のスーパースサイクル」（東京大学地震研究所：佐竹健治氏）による700年に1回を適用

2.2 成功基準

原子炉注水系の機能に発生した異常事象を収束させるために必要な安全機能を抽出し、各緩和系の成功基準を設定した。1～3号機全ての炉心の崩壊熱を除去するために必要な注水を行うために必要な最小設備数は表－2、水源は表－3のとおりとしている。具体的には、平成24年12月7日時点での注水量1号機 $4.5\text{m}^3/\text{hr}$ 、2号機 $6\text{m}^3/\text{hr}$ 、3号機 $6\text{m}^3/\text{hr}$ で十分に冷却できていることから、3基共用のポンプは $20\text{m}^3/\text{hr}$ 1台、1基用のポンプは $10\text{m}^3/\text{hr}$ 1台を成功基準としている。

表－2 各緩和系の成功基準

緩和系	成功基準	備考
常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
タービン建屋内炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1 プラント当たり
CST 炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1・2 号機共用
	2 台中 1 台運転	3 号機用
非常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館海側駐車場消防ポンプ (FT A1)	1 台中 1 台運転	
ろ過水タンク脇消防ポンプ (FT-B2) 及び厚生棟脇消防ポンプ (FT B1)	2 台中 2 台運転 (FT B1, FT B2)	
純水タンク脇炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館海側駐車場バックアップ 消防ポンプ	3 台中 1 台運転	

表 3 各緩和系とその水源の関連性

緩和系	水源
常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
タービン建屋内炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	3 号機 CST
CST 炉注水ポンプ	3 号機 CST
非常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
事務本館海側駐車場消防ポンプ (FT A1)	ろ過水タンク
ろ過水タンク脇消防ポンプ (FT-B2) 及び厚生 棟脇消防ポンプ (FT B1)	原水地下タンク
	ろ過水タンク
純水タンク脇炉注水ポンプ	純水タンク
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	－ (海水可)

2.3. イベントツリーの作成

炉心再損傷頻度の評価に際しては、選定した起因事象に対して各緩和系の作動や故障を考慮して、炉心再損傷に至る事象の進展をイベントツリーとして展開し、定量化する方法を採用した。

イベントツリー解析では、まず起因事象の発生から炉心再損傷に至るまでの設備の故障や緩和操作等をヘディングとして列挙した。次に、事象の進展を考慮し個々のヘディングにおける分岐の有無を決定し、さらに各ヘディングの分岐確率を設定した。ヘディングの分岐確率は、成功基準や時間余裕を考慮して実績データ及び後述するフォールトツリー解析を用いて評価した（図－2 参照）。

2.4. システムのモデル化

イベントツリーの定量化においては、各ヘディングに対して、対象となるシステムの非信頼度を得るために、フォールトツリー手法によりシステムのモデル化を行った。

フォールトツリーは、成功基準に基づき、頂上事象を明確にして系統の機能喪失に至る原因を展開し作成した。フォールトツリー解析では、系統や機器の運転状態や待機状態を考慮して各状態におけるシステムの非信頼度を評価した。

フォールトツリーの作成においては、機器の故障及びその復旧、従属故障、人的過誤等の構成要素を考慮した。

(1) 機器の故障及びその復旧

フォールトツリー解析において、主要な機器故障として待機中の機器の起動失敗、起動後の運転継続失敗を考慮した。

- ・ 起動失敗

デマンド故障確率を用いた。

- ・ 運転継続失敗

系統起動後も引き続き機能が必要な機器については、時間あたりの運転継続失敗率を考慮して、運転継続失敗確率 q' として、下記の式を用いた。

$$q' = \lambda' \times T_M$$

ここで、 T_M は使命時間であり、24 時間を使用した。 λ' は故障率である。

使命時間については、3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震・大津波において、原子炉注水系機能喪失後、24 時間以内に注水を再開できていることから、24 時間あれば、多重化等の新たな対応が可能と考え、24 時間を設定している。

- ・ 復旧

バックアップ操作や、故障の復旧が期待できる場合には、これらによる機能回復を考慮した。

(2) 従属故障の解析

システム信頼性評価で考慮すべき従属故障は、系統間の従属性と、機器間の従属性である。これらの従属性については、イベントツリー及びフォールトツリーの定量化の過程で考慮した。

なお、機器間従属性として共通原因故障を考慮しており、その評価対象は、仮設ポンプ等の2台又は3台起動失敗、2台又は3台継続運転失敗、仮設 D/G 等の2台起動失敗、及び2台継続運転失敗等である。

(3) 人間信頼性解析

人間信頼性解析は、以下のように分類し、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR-1278) の THERP 手法に基づき、作業環境を考慮に入れた工学的判断値を含めて失敗確率を算定した。なお、ここでは操作のための時間余裕等を考慮している。また、監視・復旧チームについては、福島第一原子力発電所免震棟にて、24 時間体制で十分な能力のあるメンバーが常駐している。

・事象発生後の人的過誤

事象発生後、操作員に対して要求される手動操作や、操作員が対応可能なバックアップ操作について、その操作失敗を考慮した。

2.5. データベースの作成

(1) 起因事象の発生頻度

各起因事象の発生頻度は、原子炉注水系の実績及び文献値等を用いた（表－1 参照）。

(2) 機器故障率関連データ

機器故障率関連データに関しては、原子炉注水系の実績及び文献値等を基に設定した。

(3) 共通原因故障データ

共通原因故障の評価に用いた β ファクタ値等は、米国 LER に基づく分析結果等のデータソースを参考にした。

なお、 β ファクタ値等は、福島第一・1～3 号機の様な状況を想定したものでないことから、仮設ポンプ、仮設 D/G 等に設定した β ファクタ値を一桁大きくして感度解析（点推定値）を実施した。その結果、各起因事象の中で、機器の多重故障による影響が比較的高かった常用高台炉注水ポンプトリップ、注水ライン機能喪失及び外部電源喪失（地震）時のか心再損傷頻度に対する感度（常用高台炉注水ポンプトリップ時のか心再損傷頻度は約 4.8×10^{-11} /年から約 9.6×10^{-10} /年、注水ライン機能喪失は約 3.2×10^{-7} /年から約 1.9×10^{-6} /年、外部電源喪失（地震）時のか心再損傷頻度は約 6.1×10^{-9} /年から約 2.3×10^{-8} /年）が認められ、評価結果の合計値への感度（約 5.9×10^{-5} /年から約 6.1×10^{-5} /

年)も若干増加することから、データの不確実さとして認識しておく必要がある。

(4) 人的過誤確率データ

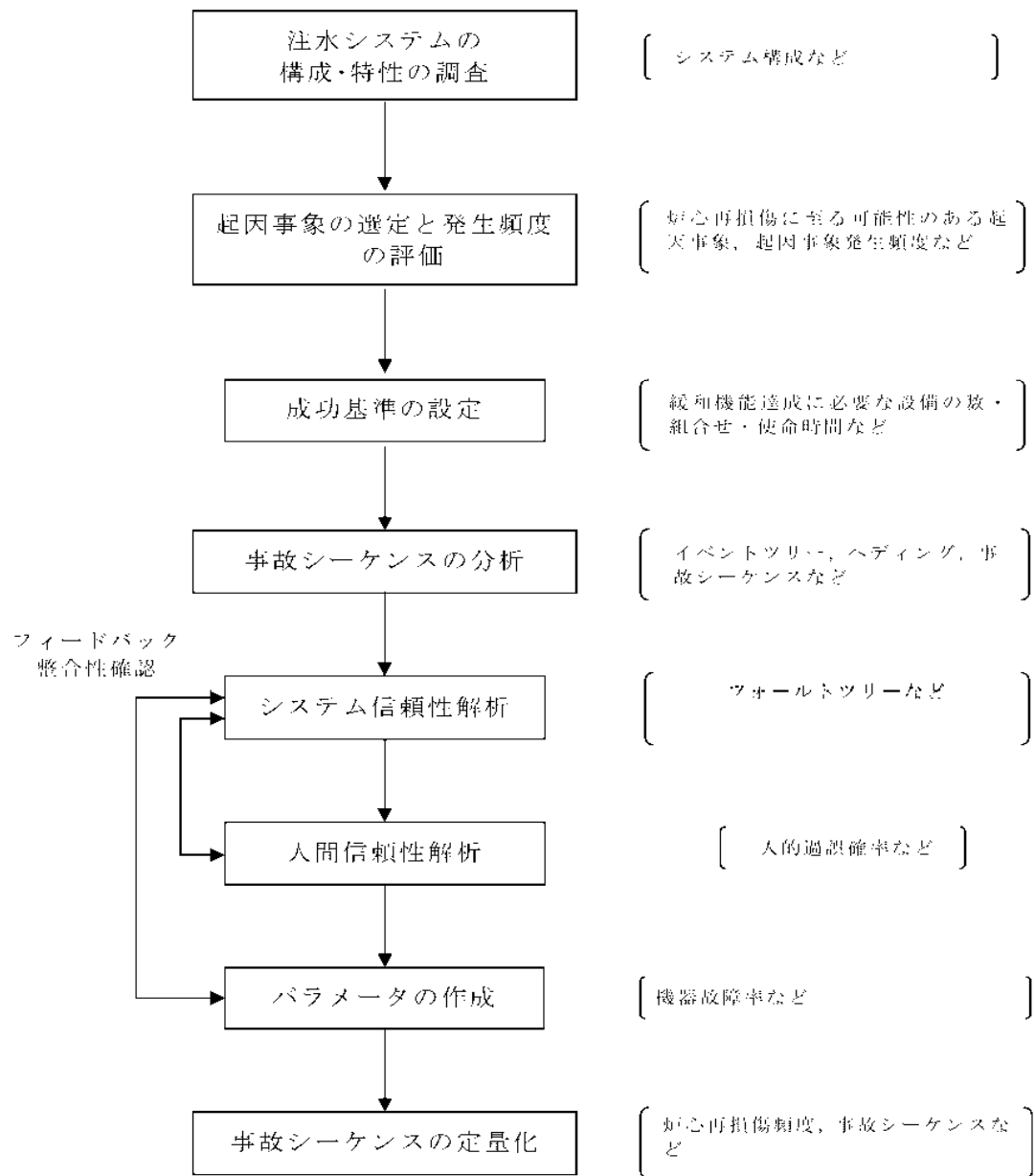
人的過誤の評価は、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR- 1278) の THERP 手法を用いた。従ってこの評価に用いるデータも NUREG/CR-1278 の値、及び、炉注水停止後の時間余裕 34 時間を考慮した工学的判断値を用いた。

(5) 時間余裕データ

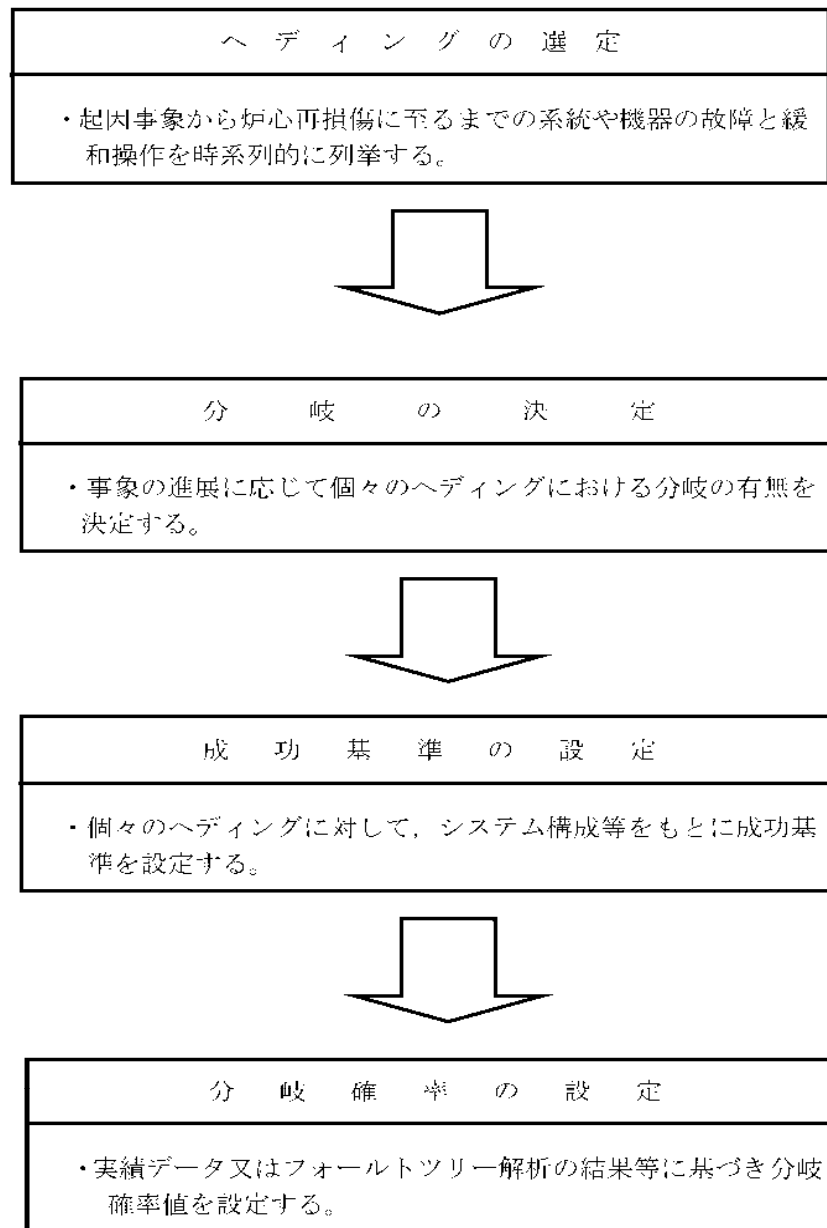
時間余裕は、燃料の崩壊熱の大きさから評価され、崩壊熱が小さいほど、時間余裕が大きくなる。

2.6. イベントツリーの定量化

選定された起因事象ごとに作成したイベントツリーに、起因事象の発生頻度を設定し、イベントツリーの分岐にフォールトツリーを結合することにより、各事故シーケンスを定量化した (別紙-2 参照)。



図－１ 作業フロー



図－2 イベントツリー解析の流れ

事故シーケンスの定量評価

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプトリップ時は、図 1 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図－1 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機している場合には、注水設備の多重性は十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

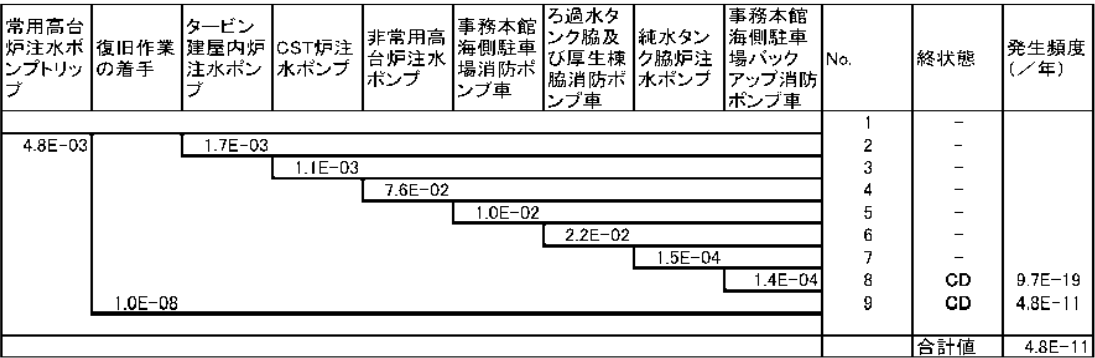


図 1 常用高台炉注水ポンプトリップのイベントツリー

略語（以下、同様）

CD：炉心再損傷

(2) 注水ライン機能喪失

単一箇所の配管等の破損により、注水ラインが 3 プラントとも使用不能となる想定をしており、表－2－1 に示すとおり、破損箇所は原子炉建屋内（R/B）内、タービン建屋内（T/B 内）、屋外に場合分けしている。なお、給水系及び CS 系を併用して注水しているが、起因事象発生時には、どちらの系の注水も中断している保守的な仮定を置いている。

起因事象発生の検知など、復旧作業の着手に成功する場合には、図－2－1 から図 2－3 に示すとおり、注水ラインとは異なる複数の注水ラインが利用可能であるため、緩和設備の多重故障により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

一方、起因事象発生の検知に失敗するなど、復旧作業（機能喪失注水ライン隔離を含む）の着手に失敗した場合には、図－2－1 から図－2－3 に示すとおり、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

なお、タービン建屋内（T/B 内）及び原子炉建屋内（R/B 内）の注水ラインは、炉注水状態を監視する流量計（FI）や圧力計（PI）がなく、建屋内の注水ライン機能の喪失時には、原子炉圧力容器内及び格納容器内の温度・圧力の上昇により検知するため、屋外注水ラインより検知できる確率は相対的に小さく設定している。

表 2 1 注水ライン機能喪失の起因事象発生頻度

発生頻度 [/年]	位置	配管割合 [%]	最終的な 起因事象発生頻度 [/年]
1.2E-02	R/B	8%	9.0E-04
	T/B	7%	8.4E-04
	屋外	85%	1.0E-02

注水ライン機能喪失(既設-R/B内)	機能喪失注水ライン隔離	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	GST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
9.0E-04	4.0E-03				1.0E+00				1	-	
					1.0E+00				2	-	
						1.0E+00			3	-	
							2.2E-02		4	-	
								1.5E-04	5	-	
									6	-	
									7	CD	0.0E+00
									8	-	
									9	-	
									10	-	
									11	-	
									12	CD	1.2E-11
									13	-	
									14	-	
									15	-	
									16	-	
									17	CD	9.9E-08
										合計値	9.9E-08

図 2 1 注水ライン機能喪失のイベントツリー (R/B 内) (1/3)

注水ライン機能喪失(既設-T/B内)	機能喪失注水ライン隔離	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	GST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
8.4E-04	4.0E-03				2.5E-01				1	-	
					1.7E-03				2	-	
						1.1E-03			3	-	
							2.2E-02		4	-	
								1.5E-04	5	-	
									6	-	
									7	CD	1.5E-17
									8	-	
									9	-	
									10	-	
									11	-	
									12	CD	2.1E-17
									13	-	
									14	-	
									15	-	
									16	-	
									17	CD	9.2E-08
										合計値	9.2E-08

図- 2 - 2 注水ライン機能喪失のイベントツリー (T/B 内) (2/3)

注水ライン機能喪失(屋外)	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.0E-02			1.0E-04					1	-	2.6E-17
								2	-	
								3	-	
								4	-	
								5	-	
								6	CD	
								7	-	2.6E-17
								8	-	
								9	-	
								10	-	
								11	CD	
								12	-	1.2E-07
								13	-	
								14	-	
								15	-	
								16	CD	
合計値									1.2E-07	

図 2 3 注水ライン機能喪失のイベントツリー (屋外) (3/3)

(3) 一次水源からの供給機能喪失

一次水源からの供給機能喪失時は、図 3 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図-3 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機している場合には、水源の多重性は十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

一次水源からの供給機能喪失	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水仮設ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
2.0E-01	1.0E-08	2.6E-03	4.1E-03	1.1E-03	7.8E-02	1.0E-02	2.2E-02	1.5E-04	1.4E-04	1	-	4.0E-16 2.0E-09
										2	-	
										3	-	
										4	-	
										5	-	
										6	-	
										7	-	
										8	-	
										9	CD	
										10	CD	
											合計値	2.0E-09

図 3 一次水源からの供給機能喪失のイベントツリー

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）時は、図 4-1 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図-4-2 及び図-4-3 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機している場合には、非常用 D/G、電源車及び消防車のように、代替電源の多重性及び多様性が十分に確保されているため、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

外部電源喪失(地震を除く)	復旧作業の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.0E-01		1.0E-01	1-9	TE1へ	-
			10-18	TE2へ	-
	1.0E-08		19	CD	1.0E-09
				合計値	1.0E-09

図-4-1 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（1／3）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	1.3E-04	1.7E-03	1.1E-03	7.6E-02	1.0E-02	2.2E-02	1.4E-04	1.4E-04	1	－	2.6E-15
									2	－	
									3	－	
									4	－	
									5	－	
									6	－	
									7	－	
									8	－	
									9	CD	
											合計値

図 4-2 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（2／3）
(TE1：外電復旧成功時)

外電復旧 失敗	常用高台 炉注水ポン プ再起動	タービン 建屋内炉注 水ポンプ	CST炉注 水ポンプ	非常用高 台炉注水 ポンプ	事務本館 海側駐車 場消防ポ ンプ車	ろ過水タ ンク脇及 び厚生棟 脇消防ポ ンプ車	純水タン ク脇炉注 水ポンプ	事務本館 海側駐車 場バック アップ消防 ポンプ車	No.	終状態	発生頻度 (／年)
									10	-	4.4E-15
1.8E-04									11	-	
1.8E-03									12	-	
1.2E-03									13	-	
7.6E-02									14	-	
1.0E-02									15	-	
2.2E-02									16	-	
1.5E-04									17	-	
1.4E-04									18	CD	
										合計値	4.4E-15

図-4-3 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（3／3）
(TE2：外電復旧失敗時)

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時には、図 5 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、か心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図-5 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機している場合には、非常用 D/G、電源車及び消防車のように、代替電源の多重性及び多様性は十分に確保されているため、緩和設備の多重故障によりか心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

所内共通 M/C(1A)/ (1B)盤火 災	復旧作業 の着手	常用高台 炉注水ボ ンプ再起 動	タービン 建屋内炉 注水ポン プ	CST炉注 水ポンプ	非常用高 台炉注水 ポンプ	事務本館 海側駐車 場消防ボ ンプ車	ろ過水タ ンク脇及 び厚生棟 脇消防ボ ンプ車	純水タン ク脇炉注 水ポンプ	事務本館 海側駐車 場バック アップ消防 ポンプ車	No.	終状態	発生頻度 (/年)
4.5E-02		1.0E+00	1.0E+00	1.1E-03	7.6E-02	1.0E-02	2.2E-02	7.6E-02	1.4E-04	1	-	
										2	-	
										3	-	
										4	-	
										5	-	
										6	-	
										7	-	
										8	-	
										9	CD	5.3E-13
										10	CD	4.5E-10
1.0E-08												
											合計値	4.5E-10

図-5 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時のイベントツリー

(6) 外部電源喪失（地震）

地震による外部電源喪失には、図 6-1 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していない場合には、復旧作業の着手失敗により、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。また、図 6-3 に示すとおり、外電復旧が失敗した場合には、地震の影響により、注水設備の再起動が困難になっていることから、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方、図 6-2 に示すとおり、十分な能力を有する要員が待機していることにより、外電復旧に成功する場合には、緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

外部電源喪失(地震)	復旧作業の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度(／年)
			1-9	STE1へ	-
5.7E-01		5.0E-01	10-18	STE2へ	-
	1.0E-08		19	CD	5.7E-09
				合計値	5.7E-09

図 6-1 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（1／3）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	7.5E-04								1	-	
		1.1E-02							2	-	
			7.2E-03						3	-	
				3.6E-01					4	-	
					3.4E-02				5	-	
						6.8E-02			6	-	
							8.3E-04		7	-	
								4.3E-04	8	-	
									9	CD	9.1E-13
										合計値	9.1E-13

図 6-2 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（2／3）
（STE1：外電復旧成功時）

外電復旧失敗	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	9.3E-03								10	-	
		1.9E-02							11	-	
			1.6E-02						12	-	
				3.6E-01					13	-	
					3.4E-02				14	-	
						6.8E-02			15	-	
							3.9E-03		16	-	
								4.3E-04	17	-	
									18	CD	4.3E-10
										合計値	4.3E-10

図 6-3 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（3／3）
（STE2：外電復旧失敗時）

(7) 大津波事象

大津波（2011 年 3 月 11 日に発生した津波規模を想定）が襲来した際には、OP. 10, 000 の地上高付近に設置されている、タービン建屋内炉注水ポンプ、CST 炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプによる注水機能が失われているとした保守的な仮定を置いている。

図 7 に示すとおり、津波対策により強化した OP. 10, 000 の地上高にある炉注水ラインに損傷がない場合には、高台に設置している注水設備による注水は継続可能である。

一方、図 7 に示すとおり、注水ラインが損傷した場合には、原子炉圧力容器及び格納容器への注水が途絶え、津波被害（漂流物による作業環境の悪化、滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）により現場にアクセスすることが困難になることが予想され、事務本館海側駐車場バックアップ消防車のための新しい注水ラインの確保に失敗すること、及び、並行で作業を進めると想定される常用高台炉注水ポンプ、非常用高台炉注水ポンプ、事務本館海側駐車場消防ポンプ及びろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプからの炉注水ラインの復旧にも失敗することにより、炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

大津波事象	炉注水ライン機能喪失	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST 炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.4E-03	5.0E-01		4.4E-01	1.0E+00	1.0E+00	6.4E-01	4.6E-01	1.0E+00	1.0E+00	1.9E-01	1	-	
											2	-	
											3	-	
											4	-	
											5	-	
											6	-	
											7	-	
											8	-	
											9	-	
											10	CD	5.8E-05
											11	CD	0.0E+00
												合計値	5.8E-05

図 7 大津波事象時のイベントツリー

2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備

2.2.1 基本設計

2.2.1.1 設置の目的

原子炉格納容器内窒素封入設備は、水素爆発を予防するために、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内に窒素を封入することで不活性雰囲気を維持することを目的とする。

2.2.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の雰囲気の水素の可燃限界以下に維持できる機能を有すること。
- (2) 動的機器は多重性または多様性及び独立性を備えること。
- (3) 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。

2.2.1.3 設計方針

原子炉格納容器内窒素封入設備は、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における水の放射線分解による水素と酸素の発生量に対して、水素可燃限界に至らないよう（水素濃度：4%以下）窒素を封入できる設計とする。

そのため、次の設計方針に基づいて設計する。

(1) 窒素ガス供給機能

原子炉格納容器内窒素封入設備は、原子炉圧力容器内雰囲気及び原子炉格納容器内雰囲気を可燃限界以下にするために必要な窒素濃度、窒素封入流量、窒素封入圧力を確保する設計とする。

(2) 逆流防止機能

原子炉格納容器内窒素封入設備は、窒素封入ラインから原子炉圧力容器内ガスや原子炉格納容器内ガスが逆流し、屋外に放出されない設計とする。

(3) 構造強度

原子炉格納容器内窒素封入設備は、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 多重性・多様性

原子炉格納容器内窒素封入設備のうち動的機器は多重性を備えた設計とし、定期的に機能確認が行える設計とする。また、原子炉格納容器内への窒素封入ラインは多様性を備えた設計とする。

(5) 異常時への対応機能

外部電源喪失の場合でも、所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。

さらに、津波等により設備に破壊や損傷が生じた場合であっても、窒素供給が速やかに再開できる設計とする。

(6) 火災防護

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

2.2.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の雰囲気を水素可燃限界以下に保つために必要な封入量以上（添付資料 4）で窒素を封入できること。
- (2) 原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界以下であること。

2.2.1.5 主要な機器

2.2.1.5.1 系統構成

原子炉格納容器内窒素封入設備は窒素ガス分離装置を3台設置（常用1台）し、ヘッダーを介して1～3号機へ窒素を供給しており、窒素ガス分離装置の単一故障によって窒素封入が長期間停止することを防止する。また窒素ガス分離装置の定期的な機能確認を単独で行えるようにするとともに、系統を隔離しての補修作業が可能となるようにする。更に、津波等による損傷対策として高台に非常用窒素ガス分離装置及び専用のディーゼル発電機（以下、D/Gという）を設置する。主要設備構成を以下に記載する。（添付資料 1）

(1) 窒素ガス分離装置

原子炉格納容器内窒素封入設備は、3台（常用1台）の窒素ガス分離装置をヘッダーを介して連結し、1～3号機の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器へ窒素を供給できるように構成される。

また予備としては所内電源系統から独立した専用のD/Gから受電する非常用窒素ガス分離装置を配置する。

(2) 窒素封入ライン

原子炉格納容器内窒素封入設備は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の両方へ窒素を供給できるラインを設置する。（添付資料 3）

なお、窒素封入ラインは、ガスが逆流するのを防止するため、既設配管との取り合い部に近い位置に逆止弁を設置するとともに、ラインからの漏えいにより全体の圧力が低下し窒素の供給に支障が出ないように、適宜コック弁を設け、漏えい部を適宜隔離できる構造と

する。また、原子炉格納容器への窒素の封入は、原子炉圧力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器に流入することによっても封入されることから、多様性が確保される。

(3) 電源

常用の窒素ガス分離装置Aと窒素ガス分離装置B及びCは、異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源から電源を供給することで常用の窒素ガス分離装置のいずれか1台の運転が可能な構成とする。

また、高台に配置した非常用窒素ガス分離装置には専用のD/Gを有しており、全交流電源喪失の場合でも窒素の供給が可能となる設備とする。

(4) 監視装置

原子炉格納容器内窒素封入設備は、窒素ガス濃度、窒素ガス封入流量、窒素ガス封入圧力等のパラメータを監視し、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内へ窒素が適切に封入されていることを確認できる構造とする。

これらのパラメータのうち、窒素ガス封入流量及び窒素ガス封入圧力については免震重要棟にて遠隔監視が可能な設備とする。

2.2.1.6 自然災害対策等

(1) 津波対策他

津波等により、原子炉格納容器内窒素封入設備に破壊や損傷が生じることを想定し、高台に非常用窒素ガス分離装置を設置し、ホースや取り付け治具についても予備品を準備し、速やかに窒素の供給が再開できるようにする。

(2) 火災防護

原子炉格納容器内窒素封入設備には潤滑油やD/G用燃料等の危険物が存在するため、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。また、補給用潤滑油については施錠管理された危険物倉庫にて保管を行う。

2.2.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

窒素封入設備は、重要度分類指針上の不活性ガス系設備に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、耐圧ホース等の非金属材料についての基準がない。従って、鋼材を使用している主要設備については、設計・建設規格のクラス3機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らな

いことをもって評価を行う。この際、当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用し、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。(添付資料 2)

(2) 耐震性

原子炉格納容器内窒素封入設備は耐震設計審査指針上の耐震 C クラス相当の設備と位置づけられることから、原則として一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

具体的には、「建築設備耐震設計・施工指針(2005 年版)」を参考とし、静的震度(1.2Ci)に基づく主要機器の転倒評価を行い、窒素ガス分離装置について静的震度(1.2Ci)に対する評価で問題ないことを確認する。なお、非常用窒素ガス分離装置については、耐震 S クラス相当の静的震度(3.6Ci)に対する評価も行い、転倒しないことを確認する。

その他にも主要な設備への固縛の実施や、フレキシビリティを有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。また、フレキシビリティのない設備の取り付け部等については、地震後の設備点検にて異常のないことの確認を行う。(添付資料 2)

2.2.1.8 機器の故障への対応

2.2.1.8.1 機器の単一故障

(1) 窒素ガス分離装置故障

現在使用している窒素ガス分離装置が故障した場合は、現場にて待機状態となっている窒素ガス分離装置の起動を行い、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

(所要時間(目安): 2 時間程度)※

(2) 電源喪失

窒素封入設備の電源は多重化されており、片側の電源が喪失した場合、予備機側に切り替えることで、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入を再開する。

(所要時間(目安): 2 時間程度)※

変圧器や所内母線の故障など電源切換に長時間を要する場合は、予め待機している専用の D/G を持つ非常用窒素ガス分離装置を起動することで、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

(所要時間(目安): 3 時間程度)※

(3) 窒素供給ラインの損傷

窒素供給ホースが破損した場合は、予備品のホースと交換する。

(所要時間(日安): 8時間程度)※

※: 所要時間(日安)とは復旧作業の着手から完了までの時間(日安)である。

2.2.1.8.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

津波により複数の設備が同時に機能喪失した場合は高台に用意しているディーゼル駆動の非常用窒素ガス分離装置と予備のホース及び取り付け治具を用いて原子炉压力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

原子炉压力容器及び原子炉格納容器への窒素の供給が停止してから、これらの容器内の雰囲気の水素の可燃限界に至るまでは最短でも100時間程度(添付資料-5)であることから、原子炉压力容器及び原子炉格納容器の水素爆発を防止することは可能であると考えている。

2.2.1.8.3 水素の滞留が確認された機器への窒素ガス封入

高濃度の水素滞留が確認された機器については、不活性状態にするため窒素ガスの封入を行う。(添付資料-6)

2.2.2 基本仕様

(1) 窒素ガス分離装置A(外部電源)(完成品)

台数	1
容量	140m ³ /h(Normal)
窒素純度	99.0%以上
電気容量	121kVA

(2) 窒素ガス分離装置B(外部電源)(完成品)

台数	1
容量	120m ³ /h(Normal)
窒素純度	99.0%以上
電気容量	75.6kVA

(3) 窒素ガス分離装置C(外部電源)(完成品)

台数	1
容量	120m ³ /h(Normal)
窒素純度	99.0%以上
電気容量	111kVA

(4) 非常用窒素ガス分離装置 (専用D／G電源) (完成品)

台 数	1
容 量	500m ³ /h (Normal)
窒素純度	99.0%以上

(5) 非常用窒素ガス分離装置用 専用D／G (完成品)

台 数	2
容 量	15kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V
周波数	50Hz
タンク容量	50 l 以上

(発電機 75%負荷時における消費量 3.8 l/h (参考値))

表 2.2-1 主要ホース仕様

名 称	仕 様	
【窒素封入ライン】 (ホース)	呼び径	50A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	1.0MPa
(ホース)	呼び径	25A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	1.0MPa

2.2.3 添付資料

添付資料－1 系統概略図

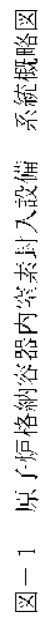
添付資料－2 構造強度及び耐震性について

添付資料－3 窒素封入ラインの構成

添付資料－4 水素発生量の評価について

添付資料－5 窒素封入停止時の時間余裕について

添付資料－6 サプレッションチェンバ内の不活性化について



圖一1 原子炉格納容器内空氣封入設備系統概略図

構造強度及び耐震性について

1. 窒素ガス分離装置の構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

窒素ガス分離装置（A）、（B）、（C）及び非常用窒素ガス分離装置に用いる容器の一部については、圧力容器構造規格の第二種圧力容器構造規格を適用しており、JIS B 8265（圧力容器の構造 一般事項）の規格計算を行い、必要板厚を満足することを確認する。

表― 1 に板厚計算の結果を示す。当該機器は必要板厚を満足しており、原子炉格納容器内窒素封入設備の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していることを確認した。

表 1 第二種圧力容器 板厚計算結果

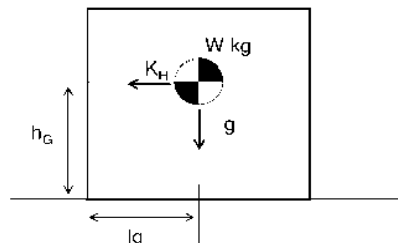
設備名		部位	必要板厚 (mm)	使用板厚 (mm)
窒素ガス 分離装置 (A)	吸着槽	胴板	5.56	9
		皿形鏡板	5.86	9
		半楕円形鏡板	4.17	12
		平ふた板	21.93	26
	製品槽	胴板	5.21	6
		皿形鏡板	5.49	6
窒素ガス 分離装置 (B)	吸着槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
		半楕円形鏡板	3.69	9
		平ふた板	21.93	26
	製品槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
窒素ガス 分離装置 (C)	活性炭槽	胴板	3.51	4.5
		半楕円形鏡板	2.75	4.5
		平ふた板	11.94	22
	空気槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5
	吸着槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5
		平ふた板	17.67	24
	製品槽	胴板	4.23	4.5
		半楕円形鏡板	3.24	4.5

設備名		部位	必要板厚 (mm)	使用板厚 (mm)
非常用窒素ガス分離装置	活性炭槽	胴板	4.07	6
		皿形鏡板	4.27	5
	吸着槽	胴板	4.39	6
		半楕円形鏡板	4.19	5
	製品槽	胴板	3.77	6
		皿形鏡板	3.94	5

(2) 耐震性

窒素ガス分離装置（A）、（B）、（C）及び非常用窒素ガス分離装置については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を参考とし、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス相当の地震力（ $1.2C_i = 0.24$ ）にて設備が転倒しないことの評価を行う。

・設備の転倒評価



K_H 水平方向設計震度
 W 機器重量
 g 重力加速度
 h_G 据付面から重心までの距離
 l_g 転倒支点から機器重心までの距離

地震によるモーメント： $M_1 = W \times g \times K_H \times h_G$

自重によるモーメント： $M_2 = W \times g \times l_g$

表一2に転倒評価の結果を示す。当該機器は地震力に対して転倒せず、必要な耐震性を有していることを確認した。

表一2 窒素ガス分離装置 転倒評価結果（耐震Cクラス相当の静的震度）

設備名称	地震によるモーメント M_1 [N・m]	自重によるモーメント M_2 [N・m]	評価
窒素ガス分離装置（A）	4920	14023	転倒しない
窒素ガス分離装置（B）	3602	9169	転倒しない
窒素ガス分離装置（C）	7259	15877	転倒しない
非常用窒素ガス分離装置	24172	85219	転倒しない

なお、非常用窒素ガス分離装置については、耐震Sクラス相当の静的震度(3.6Ci=0.72)での転倒評価も行い、転倒しないことを確認した。表 3に転倒評価の結果を示す。

表 3 非常用窒素ガス分離装置 転倒評価結果(耐震Sクラス相当の静的震度)

設備名称	地震によるモーメント M_1 [N・m]	自重によるモーメント M_2 [N・m]	評価
非常用窒素ガス分離装置	72515	85219	転倒しない

2. ゴムホース

(1) 構造強度

ゴムホースは設計・建設規格に記載がない材料であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2) 耐震性

ゴムホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

3. 既設設備の耐震性

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素の封入ライン(既設配管)の耐震性は以下の表-3の通り。

表-3 窒素封入ライン(既設配管)の耐震性

	原子炉圧力容器	原子炉格納容器
1号機	原子炉圧力容器頂部冷却系 (耐震Sクラス)	不活性ガス系 (耐震Cクラス)
2号機	原子炉圧力容器水位計装ライン (耐震Sクラス)	可燃性ガス濃度制御系 (耐震Sクラス)
3号機	原子炉圧力容器水位計装ライン (耐震Sクラス)	原子炉格納容器漏えい率検査用予備ライン (耐震Sクラス)

2/3号機については、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器とも耐震Sクラス配管より窒素が供給されており、耐震上問題はない。

1号機については原子炉格納容器への窒素の封入は耐震Cクラス設備である不活性ガス系より行われているため、大きな地震が発生した場合、既設配管の影響が懸念される。しかし、原子炉圧力容器への窒素封入ラインが耐震Sクラスであることから、原子炉圧

力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器側に流入し窒素で満たされるため問題はない。
これらの既設封入ラインは東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていたものである。

なお、既設設備の強度、耐震性等については以下の工事計画認可申請書等による。

- ・ 1号機 原子炉圧力容器頂部冷却系
建設時第7回工事計画認可申請書（43 公第 13412 号 昭和 44 年 4 月 7 日認可）
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第 503 号 昭和 45 年 7 月 2 日届出）
工事計画認可申請書（53 資庁第 10621 号 昭和 53 年 9 月 25 日認可）
工事計画認可申請書（平成 20・08・26 原第 10 号 平成 20 年 9 月 10 日認可）
- ・ 2号機 原子炉圧力容器水位計装ライン
建設時第14回工事計画認可申請書（46 公第 11145 号 昭和 46 年 8 月 17 日認可）
建設時第3回工事計画軽微変更届出書（総官第 685 号 昭和 47 年 9 月 28 日届出）
工事計画認可申請書（53 資庁第 13643 号 昭和 54 年 1 月 5 日認可）
- ・ 3号機 原子炉圧力容器水位計装ライン
建設時第11回工事計画認可申請書（47 公第 8267 号 昭和 47 年 9 月 28 日認可）
建設時第26回工事計画軽微変更届出書（総官第 459 号 昭和 49 年 7 月 11 日届出）

窒素封入ラインの構成

1. 1号機

(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインのテストラインに接続しており，原子炉圧力容器の OP. 34, 000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の不活性ガス系配管の安全弁のフランジ部に接続しており，原子炉格納容器の OP. 7, 290 の位置より窒素を封入している。不活性ガス系配管には空気作動弁が使用されており，これに付随する電磁弁について，設置場所（トーラス室）における蒸気の影響により故障する可能性が否定できない。そのため，窒素供給の信頼性を向上させる事を目的に，既設の原子炉格納容器内酸素分析計ラックへの予備ラインを設置している。

2. 2号機

(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉圧力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉圧力容器の OP. 36, 000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の可燃性ガス濃度制御系 A 系の配管テストタップに接続しており，原子炉格納容器の OP. 15, 380 の位置より窒素を封入している。

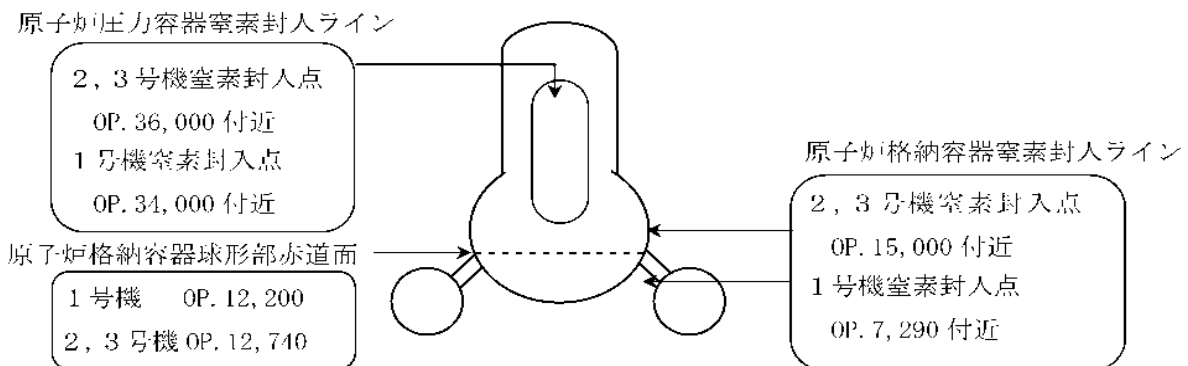
3. 3号機

(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉圧力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉圧力容器の OP. 36, 000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の格納容器漏えい率検査用予備ラインに接続しており，原子炉格納容器の OP. 15, 080 の位置より窒素を封入している。



図— 1 窒素封入ライン概略図

水素発生量の評価について

事故初期の水—ジルコニウム反応により発生した水素は既に原子炉格納容器から漏えいし、現状は水の放射線分解により発生している水素が滞留していると考えられることから、水の放射線分解により発生する水素発生量を下式により評価する。

$$M = P_0 \times (P_t / P_0) \times E \times G / 100 \times \text{換算係数}$$

ここで、

M：可燃性ガス発生割合(lbmol/h)

P₀：原子炉熱出力(MWt)

P_t：崩壊エネルギー(MWt)

P_t/P₀：事故後の原子炉出力割合（崩壊エネルギー）(MWt/MWt)

E：エネルギー吸収率（γ線，β線）（—）

G：エネルギー100eVあたりの水の分解量（G値）（分子／100eV）

換算係数：82.2（eV・lbmol/MW・h・分子）^{※1}

※1：1 lbmol=22.4/2.205 m³(Normal)

評価に使用する核分裂生成物の存在位置、存在割合及びエネルギー吸収率は表 1のとおりとする。

表 1 核分裂生成物の存在位置、存在割合及びエネルギー吸収率

核分裂生成物	存在位置	存在割合	エネルギー吸収率
ハロゲン	原子炉格納容器液相中	100%	100%
	それ以外	0%	—
固形分 ^{※2}	原子炉格納容器液相中	10%	100%
	それ以外	90%	10%

※2：原子炉格納容器液相中に存在する固形分は、CsI 等の水溶性の固形分とし、液相中に存在するデブリ等の固形分は、それ以外として扱う。

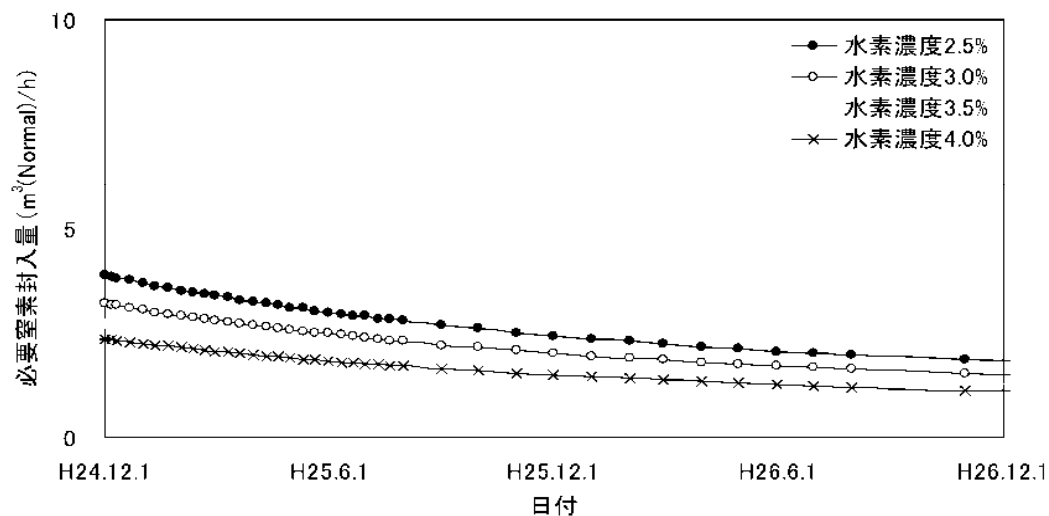
評価に使用するG値は、水中に水素が存在すると水素と酸素の再結合を阻害する効果があること、及び水素燃焼が懸念されるのは崩壊熱の減少により蒸気発生が停止する状態（非沸騰状態）であることを考慮して、保守的に水素のG値を 0.25 分子/100eV^{※3}とする。

※3：原子炉設置変更許可申請書

平成 24 年 12 月 7 日現在での水素濃度を 4%以下にするために必要な各号機の窒素封入量の評価結果を表－2 及び図－1～図－3 に示す。崩壊熱は、核種の生成・崩壊を計算できる汎用の計算コード ORIGEN を用いた評価である。

表 2 窒素封入量の評価結果

		平成 24 年 12 月 7 日	平成 25 年 10 月 17 日	平成 26 年 10 月 17 日
1 号 機	崩壊熱 (MW)	約 0.3	約 0.2	約 0.1
	水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約 0.1	約 0.1	約 0.05
	必要窒素量 (m ³ (Normal)/h)	約 3	約 2	約 2
2 号 機	崩壊熱 (MW)	約 0.3	約 0.2	約 0.2
	水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約 0.1	約 0.1	約 0.06
	必要窒素量 (m ³ (Normal)/h)	約 4	約 3	約 2
3 号 機	崩壊熱 (MW)	約 0.3	約 0.2	約 0.2
	水素発生量 (m ³ (Normal)/h)	約 0.1	約 0.1	約 0.06
	必要窒素量 (m ³ (Normal)/h)	約 4	約 2	約 2



図－1 福島第一原子力発電所第1号機 必要窒素封入量の推移

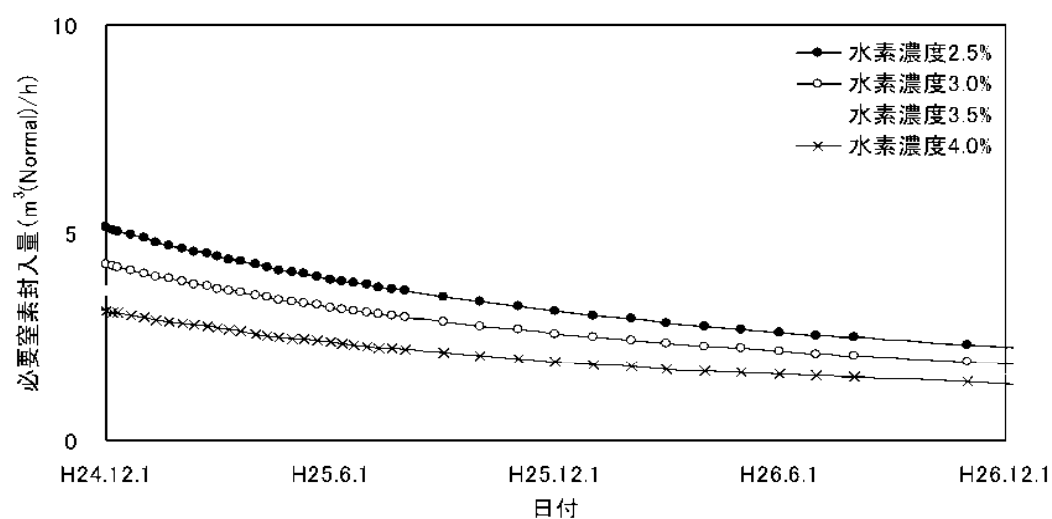


図-2 福島第一原子力発電所第2号機 必要窒素封入量の推移

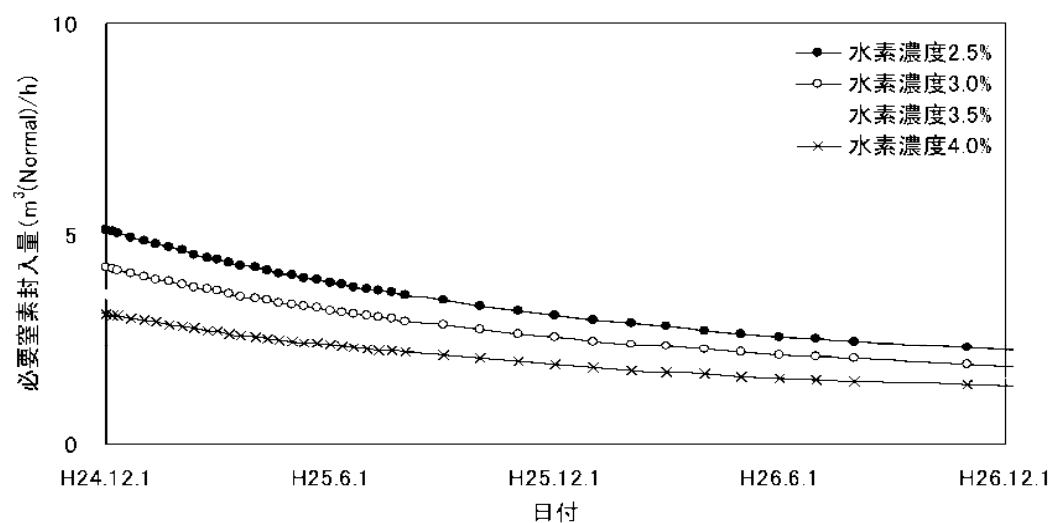


図-3 福島第一原子力発電所第3号機 必要窒素封入量の推移

窒素封入停止時の時間余裕について

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器は、窒素封入により、不活性な雰囲気に保たれている。しかしながら、原子炉圧力容器または原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合、水の放射線分解により発生する水素により、原子炉格納容器内の雰囲気が水素の可燃限界に至ることが想定されることから、下式により、窒素の供給を復旧するまでの時間余裕を評価する。

$$T = V \times (4\% - C_{H_2}) / 100 / M_{H_2}$$

T：時間余裕（h）

V：原子炉格納容器気相部体積（m³）または原子炉圧力容器気相部体積（m³）

C_{H₂}：原子炉格納容器内または原子炉圧力容器内の初期水素濃度（％）

M_{H₂}：水の放射線分解による単位時間あたりの水素発生量（m³/h）

水の放射線分解により単位時間あたりに発生する水素及び酸素、並びに、単位時間あたりに封入される窒素により、原子炉格納容器気相部または原子炉圧力容器気相部が平衡状態にあるとして、初期水素濃度を設定する。

また、評価に使用する原子炉格納容器体積及び原子炉圧力容器体積は、空間体積を小さく想定するほど厳しくなることから、評価結果が保守的になるよう表－1の通りとする。

表 1 原子炉格納容器及び原子炉圧力容器気相部体積について

	1号機	2号機	3号機
原子炉格納容器気相部体積	約 1,900	約 2,600	約 2,600
原子炉圧力容器気相部体積 (燃料頂部－5m の体積)	約 200	約 420	約 420

※ 原子炉格納容器の水位は、空間体積を小さく見積もるため、原子炉格納容器球部の赤道面にあることとしている。

また、1号機は、注水量を変更した際の原子炉圧力容器付近の温度変化が小さく、原子炉格納容器雰囲気との温度と同等であったことから、燃料の大部分が原子炉格納容器に存在すると推定される。念のため、1号機は、50%が原子炉圧力容器内に残っているとして評価を実施している。

2・3号機は、注水量を変更した際の原子炉圧力容器付近の温度変化が大きく、燃料の大部分が原子炉圧力容器に残っていると推定されるため、100%が原子炉圧力容器内に残っているとして評価を実施している。

平成 24 年 12 月 7 日現在での原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を表 2 に、原子炉圧力容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を、表 3 に示す。なお、原子炉格納容器の初期水素濃度は、原子炉格納容器ガス管理設備で測定される水素濃度に相当するものであるが、実際の測定値は本評価より小さい値である。これは、水素発生量の本評価手法（G 値の設定等）が保守的であることを示している。

表 2 原子炉格納容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
(平成 24 年 12 月 7 日時点)

	1 号機	2 号機	3 号機
水素発生量 ($\text{m}^3(\text{Normal})/\text{h}$)	約 0.10	約 0.13	約 0.13
窒素封入量 ($\text{m}^3(\text{Normal})/\text{h}$)	34	16	17
初期水素濃度 (%)	約 0.3	約 0.8	約 0.8
時間余裕 (日)	約 29	約 26	約 26

表 3 原子炉圧力容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
(平成 24 年 12 月 7 日時点)

	1 号機	2 号機	3 号機
水素発生量 ($\text{m}^3(\text{Normal})/\text{h}$)	約 0.05	約 0.13	約 0.13
窒素封入量 ($\text{m}^3(\text{Normal})/\text{h}$)	13	16	17
初期水素濃度 (%)	約 0.4	約 0.8	約 0.8
時間余裕 (時間)	約 141	約 101	約 103

サブプレッションチェンバ内の不活性化について

1. 概要

1号機及び2号機において、サブプレッションチェンバ圧力又はドライウエル圧力の変動に連動して、原子炉格納容器ガス管理設備で測定する水素濃度及び Kr-85 放射能濃度の上昇が観測されている。これを受けて、メカニズムの検証のため実施した1号機サブプレッションチェンバ内への窒素封入によって、サブプレッションチェンバ内上部の閉空間に残留していた水素及び Kr-85 が、ドライウエルに間欠的に放出されていたことを確認している。

サブプレッションチェンバ内の雰囲気については、Kr-85 放射能濃度が高いことから事故初期の水ジルコニウム反応によって発生した水素が、当時サブプレッションチェンバ内にも放出されたと考えられる。仮にサブプレッションチェンバ内の気相部に漏えいがなく現在まで閉空間が形成されていれば、高濃度の水素を含む残留ガスが存在することとなる。この場合でも、1号機で確認されたとおり、事故初期の残留ガスであるため酸素濃度が低く、可燃領域にはないことから直ちに燃焼する可能性は小さいと考えられる。しかしながら、将来サブプレッションチェンバにアクセスする際には、水素濃度を可燃限界以下にしておく必要があることから、高濃度の水素残留が確認された場合には、不活性状態にするため窒素ガスの封入を行うこととしている。

1号機及び2号機のサブプレッションチェンバ内の窒素封入による不活性化については、1号機は平成24年12月に実施済み、2号機は平成25年上期に実施計画中のものであるが、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度を監視しながら、放出先の水素濃度が可燃限界を超えないような窒素封入量にて実施する。サブプレッションチェンバへの窒素封入系統図を図1、図2に示す。

なお、3号機については、1、2号機のように原子炉格納容器ガス管理設備での水素濃度の上昇は観測されておらず、サブプレッションチェンバ内上部の閉空間に気相部が存在することを確認出来ていないこと、また、仮に水素が残留していても、ドライウエル内の水位が高く、今後とも残留ガスはサブプレッションチェンバ内の閉空間に安定的に封じられると考えられること、及び、事故初期の残留ガスであるため酸素濃度が低く可燃領域にはないことから直ちに燃焼する可能性は小さいと考えられる。そこで、3号機については、原子炉建屋内除染の進捗状況等を踏まえ、サブプレッションチェンバ内の閉空間の気相部の水素残留状況について調査することを検討している。

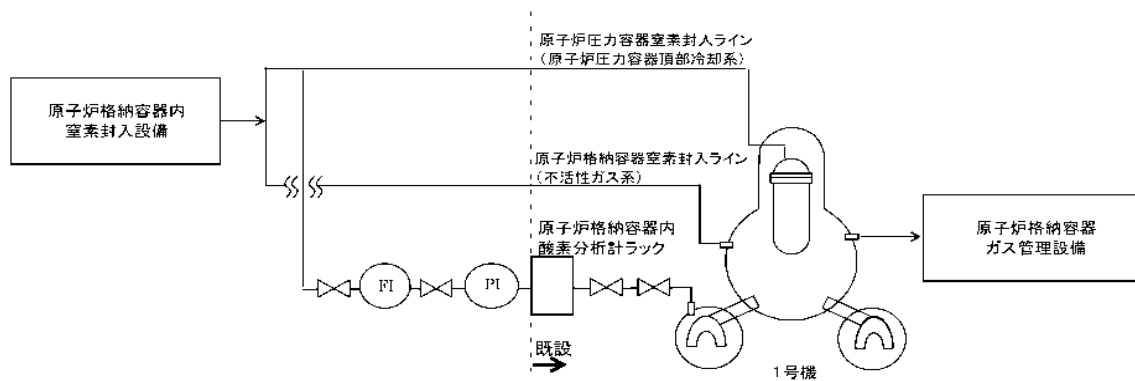


図 1 1号機サブプレッションチェンバへの窒素封入系統概要図

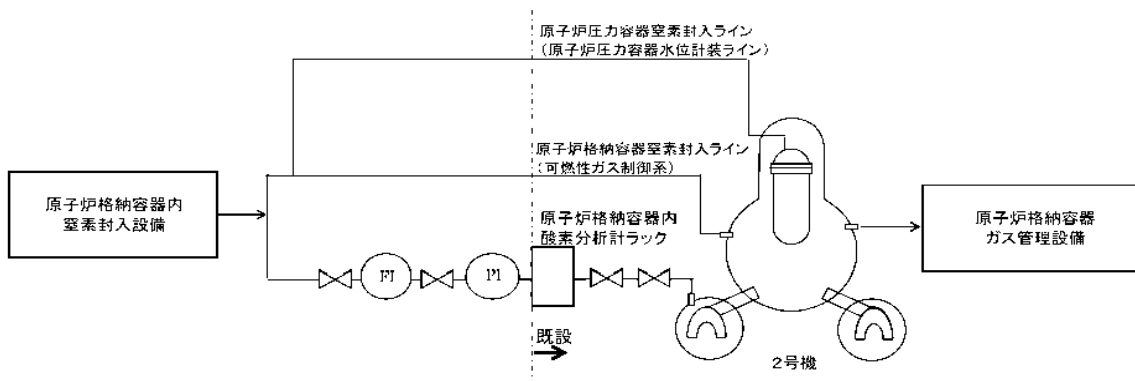


図 2 2号機サブプレッションチェンバへの窒素封入系統概要図

2. 工程

	平成 2 5 年度			
	4 月	7 月	1 0 月	1 月
2 号機 窒素封入作業	□ □ □ □	□ □ □ □		

2.3 使用済燃料プール設備

2.3.1 基本設計

2.3.1.1 設置の目的

2.3.1.1.1 使用済燃料プール設置の目的

使用済燃料プールは原子炉建屋内にあって、使用済燃料及び放射化された機器等の貯蔵を目的に設置する。

2.3.1.1.2 使用済燃料プール冷却系設置の目的

既設の燃料プール冷却浄化系（以下、FPC系）については、その機能が失われており、復旧の見通しが立っていない状態であることから、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を安定的に除去する必要がある。既設設備と新設設備とを組み合わせ、使用済燃料プールを冷却する系統である使用済燃料プール冷却系を構成し、使用済燃料プール水の冷却を行う。

2.3.1.2 要求される機能

2.3.1.2.1 使用済燃料プールの要求される機能

- (1) 臨界が防止されていることを適切に確認し、臨界を防止できる機能を有すること。
- (2) 使用済燃料プールからの漏えいを検出できること。
- (3) 基準地震動Ssによる地震力に対して安全機能が確保できること。

2.3.1.2.2 使用済燃料プール冷却系の要求される機能

- (1) 使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去できること。
- (2) 使用済燃料プールに水を補給できること。
- (3) 異常時においても適切に対応できる機能を有すること。
- (4) 必要に応じて使用済燃料プールの浄化ができる機能を有すること。
- (5) 建屋外への漏えいを防止できる機能を有すること。
- (6) 使用済燃料プールの冷却状態を適切に監視できること。
- (7) 動的機器、駆動電源について多重性を有すること。

2.3.1.3 設計方針

2.3.1.3.1 使用済燃料プールの設計方針

(1) 未臨界性

使用済燃料プールは、燃料集合体を貯蔵容量最大に収容した場合でも通常時はもちろん、想定されるいかなる場合でも、未臨界性を確保できる設計とすると共に、臨界が防止されていることを確認する。

(2) 漏えい監視

使用済燃料プール水の漏えいが検出可能であることを確認する。

(3) 構造強度

使用済燃料プールは、地震荷重等の適切な組み合わせを考慮しても強度上耐え得ることを確認する。

2.3.1.3.2 使用済燃料プール冷却系の設計方針

(1) 冷却機能

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱を熱交換器により連続的に除去し、使用済燃料プールの冷却を安定して継続できる設計とする。また、熱交換器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ放出できる設計とする。

(2) 補給機能

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プールに水を補給できる設計とする。

(3) 非常用注水機能

非常用注水設備は、想定を超える地震や津波等による設備の破損・損傷、あるいは全電源の喪失により使用済燃料プール循環冷却系の冷却機能が喪失した場合であっても使用済燃料が露出しないように使用済燃料プールに注水できる設計とする。

(4) 浄化機能

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プール水の分析ができる設計とし、燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プールの保有水の漏えい防止、使用済燃料プール水中の放射能濃度低減、微生物腐食防止の観点から、必要な場合には、使用済燃料プール水の浄化ができる設計とする。

(5) 漏えい防止機能

使用済燃料プール循環冷却系は、漏えいしがたい設計とし、万一、一次系（使用済燃料プール水が流れる系）から漏えいが発生しても建屋外への漏えいを防止できる機能を有する設計とする。

また、漏えいがあった場合に拡大を防止することができるように、漏えいの検出ができ、漏えい箇所を隔離できる設計とする。

(6) 構造強度

使用済燃料プール循環冷却系は、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(7) 監視機能

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プールの保有水量及び水温、並びに循環流量等の冷却状態の確認、使用済燃料プールからの放射性物質放出の抑制の程度及び漏えいの検知に必要な主要パラメータが監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

(8) 多重性・多様性

使用済燃料プール循環冷却系のうち動的機器及び駆動電源は、多重性を備えた設計とする。また、外部電源が喪失した場合にも冷却機能を確保できる設計とする。

(9) 火災防護

消火設備を設けることで、初期消火を行い、火災により、安全性を損なうことのないようにする。

2.3.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 使用済燃料プール水温が1号機において60℃以下で、2～4号機において65℃以下であること。
- (2) 使用済燃料プールへ冷却水を補給できること。
- (3) 使用済燃料プールがオーバーフロー水位付近にあること。

2.3.1.5 主要な機器

(1) 使用済燃料プール

使用済燃料プールは原子炉建屋内にあって、全炉心及び1回取替量以上の燃料及び制御棒の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器の取扱い及び貯蔵ができるスペースをもたせている。使用済燃料プールの壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮して、十分厚くとり、内面はステンレス鋼でライニングされた構造となっている。

使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより、使用済燃料プール水温、使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止するように設計している。

貯蔵燃料の未臨界性が確保されていることの確認として、使用済燃料プールの水温及び水位の監視やモニタリングポストの監視を行う。また、貯蔵燃料の異常な発熱状態においても未臨界性に影響する使用済燃料貯蔵ラック内の燃料位置が確保されていることの確認

は、使用済燃料プールの水質管理による使用済燃料プール内機器の腐食防止対策やオペレーション作業時におけるガレキ等の異物落下防止対策を講じることにより行う。

さらに、使用済燃料プール循環冷却系の損傷等による異常発生時にも、非常用注水設備を用いて使用済燃料プールに注水することにより、貯蔵燃料の露出による異常な発熱を防止する。

使用済燃料プール水の漏えいについては、現場の漏えい検出計又は使用済燃料プールがスキマ・サージ・タンクへオーバーフローし、スキマ・サージ・タンク水位が著しい低下傾向を示していないことにより監視する。

(2) 使用済燃料プール冷却系

a. 設備概要

使用済燃料プール冷却系は、既設設備と新設設備を組み合わせ、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を除去し、使用済燃料プール水を冷却するとともに燃料の冠水を維持することを目的とし使用済燃料プール循環冷却系及び非常用注水設備で構成する。なお、使用済燃料プール循環冷却系はポンプ、熱交換器等、非常用注水設備は電動ポンプ、消防車等で構成する。

b. 使用済燃料プール循環冷却系

(i) 使用済燃料プール循環冷却設備

使用済燃料プール循環冷却設備は、使用済燃料プール水を熱交換器を介して循環させる系（以下、一次系）及び冷却水を熱交換器、エアフィンクーラ又は冷却塔を介して循環させる系（以下、二次系）からなり、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を一次系により除去し、二次系により大気へ放出することにより使用済燃料プールの冷却を行う。また、一次系は補給水ラインを持ち、使用済燃料プールに水を補給する。

使用済燃料プール循環冷却設備の冷却能力は、使用済燃料プール水温をコンクリートの温度制限値である 65℃以下に保つこととして設定する。ただし、1号機においては、使用済燃料プール循環冷却設備における最高使用温度である 60℃以下に保つこととして設定する。また、使用済燃料プール循環冷却設備のポンプ等の動的機器は、1系列 100%容量、1系列予備とすることで多重性を有する設計とする。

i) 一次系

(1号機)

既設のFPC系を使用し、FPC系のポンプ、熱交換器、配管、計測・制御機器等で構成され、使用済燃料プールのスキマ・サージ・タンクより吸い込

んだ使用済燃料プール水をポンプにより循環させ、熱交換器を通した後に使用済燃料プールに戻すことにより、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を熱交換器で除去する。また、使用済燃料プールへの補給水ラインを設ける。

(2～4号機)

新設のポンプ、熱交換器、計測・制御機器及び既設のF P C系の配管（一部新設を含む）等で構成され、使用済燃料プールのスキマ・サージ・タンクより既設のF P C系の配管を通して吸い込んだ使用済燃料プール水をポンプにより循環させ、熱交換器を通した後に既設のF P C系の配管を通して使用済燃料プールに戻すことにより、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を熱交換器で除去する。また、使用済燃料プールへの補給水ラインを設ける。

ii) 二次系

新設のポンプ、エアフィンクーラ又は冷却塔、サージタンク、配管、計測・制御機器等で構成され、一次系の熱交換器で除去した使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を、エアフィンクーラ又は冷却塔により大気に放出する。

(ii) 漏えい拡大防止設備

使用済燃料プール循環冷却系（2～4号機）は、新設の機器・配管を使用していることから、使用済燃料プール循環冷却設備の一次系系統水の系外及び建屋外への漏えいを最小限に留めるために、新設設備の損傷等による漏えいに対し、系統の自動停止のインターロックを設け、系統の出入口弁を自動閉とし、ポンプを自動停止できる設計とする。また、一次系の設備はすべて建屋内に設置し（1～4号機）、建屋の破損等による建屋外への漏えい経路には堰を設けることにより、一次系系統水の建屋外への漏えいを防止する。

(iii) 監視設備

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プールの保有水量、冷却状態、漏えい等を監視できるとともに記録可能な監視設備を設ける。使用済燃料プールの保有水量については、スキマ・サージ・タンクへオーバーフローしていることをスキマ・サージ・タンク水位により監視する。スキマ・サージ・タンクの水位は、一次系ポンプ吸込側圧力又はスキマ・サージ・タンク水位計により監視し、一次系ポンプ吸込側圧力及びスキマ・サージ・タンク水位計は、それぞれ免震重要棟

内にある監視室のモニターで監視する。

使用済燃料プールの冷却状態については使用済燃料プール循環冷却設備一次系流量、一次系圧力及び熱交換器入口及び出口温度を免震重要棟内にある監視室のモニターで監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

また、使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度は、試験により確認された水温と大気への移行率の関係に基づく温度確認により把握できることから、使用済燃料プール水温を免震重要棟集中監視室のモニターで監視する。

使用済燃料プール循環冷却設備一次系からの漏えいについては、使用済燃料プールと同様、スキマ・サージ・タンク水位で監視する。2～4号機においては、一次系差流量を免震重要棟内にある監視室のモニターで監視する。また、4号機については床漏えい検知器により免震重要棟集中監視室の警報発生の有無を監視する。

また、一次系から二次系への漏えいについては、放射線モニターや一次系差流量により免震重要棟集中監視室のモニターで監視する。

漏えいを検知した場合や流量もしくは圧力の低下が発生した際は、免震重要棟内にある監視室内に警報が発報する。また、系統に異常が確認された際は、免震重要棟集中監視室の緊急停止ボタンにより手動停止を可能とする。

(iv) 電源

使用済燃料プール循環冷却系の電源は異なる送電系統で2回線の外部電源から受電できる構成とする。

外部電源喪失の場合でも、所内共通ディーゼル発電機又は専用のディーゼル発電機から電源を供給することで運転が可能な構成とする。

(v) 浄化装置

(1号機)

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プール循環冷却設備一次系から使用済燃料プール水の水質測定をするためのサンプリングが可能であり、燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プール保有水の漏えい防止、使用済燃料プール水中の放射能濃度低減、微生物腐食防止の観点から必要な場合には、使用済燃料プールへの薬液の注入等を行う。

(2～4号機)

使用済燃料プール循環冷却系は、使用済燃料プール循環冷却設備一次系から使用済燃料プール水の水質測定をするためのサンプリングが可能であり、燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏

えい及び使用済燃料プール保有水の漏えい防止、使用済燃料プール水中の放射能濃度低減、微生物腐食防止の観点から必要な場合には、使用済燃料プールへの薬液の注入や使用済燃料プール水の浄化を行う。

c. 非常用注水設備

非常用注水設備は、発電所に配備している電動ポンプ、消防車、消防ホース等からなり、使用済燃料プール循環冷却系が設備の損傷等により冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料が露出するのを防ぐことを目的とする。非常用注水設備による注水は、電動ポンプや消防車等により、ろ過水タンク、原水地下タンク、または海水を水源とし、既設のF P C系配管等にホース等を接続することにより行う。

2.3.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波等により、万が一、使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失する場合は、使用済燃料プールの冷却を再開できるよう、消防車等を配備する。

(2) 火災

使用済燃料プール循環冷却系の現場制御室の制御盤等からの火災が考えられることから、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

2.3.1.7 構造強度及び耐震性

2.3.1.7.1 使用済燃料プールの構造強度及び耐震性

使用済燃料プールは鉄筋コンクリート構造であり、内側に鋼製ライナを設置して漏えい防止機能を確保する。使用済燃料プールは、原子炉建屋の3階から4階にかけて設置されており、原子炉建屋の壁や床と一体構造となっている。耐震性に関する検討については、現状の原子炉建屋の損傷状況を反映した解析モデルを作成し、基準地震動 S_s を入力地震動とした時刻歴応答解析などにより、評価を行う。

2.3.1.7.2 使用済燃料プール冷却系の構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

使用済燃料プール循環冷却系は、技術基準上、燃料プール冷却浄化系及び原子炉補機冷却系に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、耐圧ホース等の非金属材料についての基準がない。従って、鋼材を使用している設備については、設計・

建設規格のクラス 3 機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際、当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用し、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

なお、非常用注水設備は燃料プール水補給設備に相当するクラス 2 機器と位置付けられるが、消防車、消防ホース等は常設機器ではなく使用時にのみ設置するものであることから構造強度が求められるものではないが、1～3 号機のホースの接続口については既設の F P C 系配管であり、クラス 3 機器として設計されている。これについてはクラス 2 に対してグレードが劣るが、当該部は東北地方太平洋沖地震、その後の津波でも健全性が維持されていた。また、4 号機のホース接続口は既設の原子炉圧力容器下部の核計装配管に新設配管を接続したものであり、クラス 2 機器ではないが、当該部は東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていた。

(2) 耐震性

使用済燃料プール冷却系のうち使用済燃料プール循環冷却系は耐震設計審査指針上の B クラスの設備と位置づけられることから、その主要設備については、静的震度 (1.8Ci) に基づく構造強度評価及び共振の恐れがある場合は動的解析を行い、評価基準値を満足することを原則とする。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じてその他の適切と認められる指針や試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

なお、使用済燃料プール冷却系のうち非常用注水設備は燃料プール水補給設備に相当するものであり耐震設計審査指針上は S クラスと位置づけられるが、消防車、消防ホース等は常設機器ではなく使用時にのみ設置するものであることから耐震性は求められるものではない。一方、1～3 号機のホースの接続口については既設の F P C 系配管であり、耐震 B クラスとして設計されている。これについては S クラスに対してグレードが劣るが、当該部は東北地方太平洋沖地震、その後の津波でも健全性が維持されていた。また、4 号機のホース接続口は既設の原子炉圧力容器下部の核計装配管に新設配管を接続したものであり、S クラスではないが、当該部は東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていた。

2.3.1.8 機器の故障への対応

2.3.1.8.1 燃料プール循環冷却系の機器の単一故障

(1) 一次系又は二次系ポンプ故障

一次系又は二次系ポンプが故障した場合は、現場に移動し、待機号機の起動を行い、使用済燃料プールの循環冷却を再開する。

(2) 電源喪失

使用済燃料プール循環冷却系の電源が外部電源喪失や所内電源喪失により喪失した場合、電源の切替に長時間を要しない場合（日安時間：約1日）は、電源の切替操作により使用済燃料プールの循環冷却を再開する。電源切替に長時間を要する場合（日安時間：約2日以上）は、非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより、使用済燃料プールの冷却を行う。

電源喪失に伴う非常用注水設備の電源喪失時は、予め免震重要棟付近（OP. 36, 900）に待機している電源車等を用いて非常用注水設備の電源を復旧し、使用済燃料プールへの注水を行う。

(3) 一次系循環ラインの損傷

使用済燃料プール循環冷却系の一次系循環ラインが損傷した場合は、循環ライン内の一次系統水が系外へ漏えいすることが考えられることから、系外へ漏えいした一次系系統水を建屋内に設置した堰により滞留させた後、漏えい水を建屋地下（2～3号機は廃棄物処理建屋地下、4号機は廃棄物処理建屋地下又は原子炉建屋地下）に移送する。

移送後、一次系循環ラインの復旧に長時間を要しない場合は、復旧後、使用済燃料プールの循環冷却を再開する。復旧に長時間を要する場合は、非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより、使用済燃料プールの冷却を行う。

2.3.1.8.2 使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震、津波等により、万が一、使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、現場状況に応じて、予め免震重要棟西側（OP. 36, 900）に待機している消防車等の配備を行い、使用済燃料プールの冷却を再開する。使用済燃料プール循環冷却の機能が停止してから、燃料の露出を確実に防止でき且つ水遮へいが有効とされる使用済燃料の有効燃料頂部の上部2mに至るまでは最短でも4号機における約27日であることから、使用済燃料プールの冷却を確保することは可能である。

2.3.1.8.3 異常時の評価

使用済燃料プール循環冷却系の機能が喪失した事故時や非常用注水設備が機能喪失したシビアアクシデント相当を想定した場合においても、使用済燃料の冠水は確保され、使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去することが可能である。

2.3.2 基本仕様

2.3.2.1 1号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1) F P C ポンプ (既設品)

台 数	2
容 量	91.92m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	91.5m
最高使用圧力	1.03MPa
最高使用温度	65.5℃
負荷容量	45kW (1 台あたり)

(2) F P C 熱交換器 (既設品)

型 式	横形 U 字管式
基 数	1 (B 系利用)
伝熱面積 (交換熱量)	25.6m ² (1 基あたり) (0.32MW/基)
最高使用圧力	一次側 1.38MPa, 二次側 0.7MPa
最高使用温度	一次側 60℃, 二次側 60℃

(3) 二次系ポンプ (完成品)

台 数	2
容 量	50m ³ /h (1 台あたり)
揚 程	50m
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	70℃
負荷容量	15kW (1 台あたり)

(4) エアフィンクーラ (完成品)

型 式	密閉型
基 数	2
交換熱量	0.32MW (1 基あたり)
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	60℃
負荷容量	11kW (1 基あたり)

(5) サージタンク (完成品)

型 式	密閉型
基 数	1
容 量	0.4 m ³
最高使用圧力	0.78MPa
最高使用温度	95℃

(6) 温度計

型 式	熱電対
計測範囲	0℃～300℃
個 数	1

(7) 消防車

基 数	1
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m ³ /h 以上
高圧放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m ³ /h 以上
燃料タンク容量, 消費量	約 63 l (参考値), 約 37 l/h (参考値)

※ 1～4 号機使用済燃料プール循環冷却設備および使用済燃料共用プール設備と共用

(8) 電動ポンプ (完成品)

台 数	1
容 量	72m ³ /h
揚 程	85m
負荷容量	37kW

※ 1～4 号機使用済燃料プール循環冷却設備と共用

(9) 使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機 (完成品) (一次系)

台 数	1
容 量	270kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V 以上
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約 490 l (参考値), 約 45.7 l/h (参考値)

(10) 使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機（完成品）（二次系）

台 数	1
容 量	125kVA 以上
力 率	約 0.8（遅れ）
電 圧	約 200V 以上
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量，消費量	約 250 l（参考値），約 20 l/h（参考値）

表 2. 3 - 1 主要配管仕様

名 称	仕 様	
一次系主要配管（既設）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A／Sch. 40 200A／Sch. 40 STPG410S／SUS304TP 1.38MPa／1.03MPa 60℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch. 80 80A／Sch. 40 100A／Sch. 40 150A／Sch. 40 STPG370／STPT370 1.0MPa 60℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 SUS304 1.0MPa 60℃
二次系ポリエチレン管	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A, 150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.3.2.2 2号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1) 一次系ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	100m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	60m
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	100℃
負荷容量	30kW（1 台あたり）

(2) 熱交換器（完成品）

型 式	プレート式
基 数	2
伝熱面積 （交換熱量）	32.86m ² （1 基あたり） （1.17MW／基）
最高使用圧力	一次側 1.0MPa， 二次側 0.5MPa
最高使用温度	一次側 100℃， 二次側 100℃

(3) 二次系ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	200m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	30m
最高使用圧力	0.5MPa
最高使用温度	100℃
負荷容量	30kW（1 台あたり）

(4) 冷却塔（完成品）

型 式	密閉型
基 数	2
交換熱量	3MW（1 基あたり）
最高使用圧力	0.5MPa
最高使用温度	60℃
負荷容量	14kW（1 基あたり）

(5) サージタンク (完成品)

型 式	大気開放型
基 数	1
容 量	2.7 m ³
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	100℃

(6) 温度計

型 式	熱電対
計測範囲	0℃～100℃
個 数	1

(7) 消防車

基 数	1
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m ³ /h 以上
高圧放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m ³ /h 以上
燃料タンク容量, 消費量	約 63 l (参考値), 約 37 l/h (参考値)

※ 1～4 号機使用済燃料プール循環冷却設備および使用済燃料共用プール設備と共用

(8) 電動ポンプ (完成品)

台 数	1
容 量	72m ³ /h
揚 程	85m
負荷容量	37kW

※ 1～4 号機使用済燃料プール循環冷却設備と共用

(9) 使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機 (完成品) (一次系/二次系共用)

台 数	1
容 量	200kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V 以上
周 波 数	50Hz

燃料タンク容量, 消費量 約 380 l (参考値), 約 33.1 l/h (参考値)

表 2. 3 - 2 主要配管仕様

名 称	仕 様	
一次系主要配管	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40 STPG370 1. 0MPa 100℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40 STPG370 0. 5MPa 100℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A, 200A 相当 SUS304 0. 5MPa 100℃

2.3.2.3 3号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1) 一次系ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	100m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	60m
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	100℃
負荷容量	30kW（1 台あたり）

(2) 熱交換器（完成品）

型 式	プレート式
基 数	2
伝熱面積 （交換熱量）	32.86m ² （1 基あたり） （1.17MW／基）
最高使用圧力	一次側 1.0MPa， 二次側 0.5MPa
最高使用温度	一次側 100℃， 二次側 100℃

(3) 二次系ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	200m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	30m
最高使用圧力	0.5MPa
最高使用温度	100℃
負荷容量	30kW（1 台あたり）

(4) 冷却塔（完成品）

型 式	密閉型
基 数	2
交換熱量	3MW（1 基あたり）
最高使用圧力	0.5MPa
最高使用温度	60℃
負荷容量	14kW（1 基あたり）

(5) サージタンク (完成品)

型 式	大気開放型
基 数	1
容 量	2.7 m ³
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	100℃

(6) 温度計

型 式	熱電対
計測範囲	0℃～100℃
個 数	1

(7) 消防車

基 数	1
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m ³ /h 以上
高圧放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m ³ /h 以上
燃料タンク容量, 消費量	約 63 l (参考値), 約 37 l/h (参考値)

※ 1～4 号機使用済燃料プール循環冷却設備および使用済燃料共用プール設備と共用

(8) 電動ポンプ (完成品)

台 数	1
容 量	72m ³ /h
揚 程	85m
負荷容量	37kW

※ 1～4 号機使用済燃料プール循環冷却設備と共用

(9) 使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機 (完成品) (一次系/二次系共用)

台 数	1
容 量	270kVA 以上
力 率	約 0.8 (遅れ)
電 圧	約 200V 以上
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量, 消費量	約 490 l (参考値), 約 45.7 l/h (参考値)

表 2. 3 3 主要配管仕様

名 称	仕 様	
一次系主要配管	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40 STPG370 1. 0MPa 100℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40 STPG370 0. 5MPa 100℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A, 200A 相当 SUS304 0. 5MPa 100℃

2.3.2.4 4号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1) 一次系ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	100m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	68m
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	100℃
負荷容量	90kW（1 台あたり）

(2) 熱交換器（完成品）

型 式	プレート式
基 数	2
伝熱面積 （交換熱量）	55.18m ² （1 基あたり） （1.9MW／基）
最高使用圧力	一次側 1.0MPa， 二次側 1.0MPa
最高使用温度	一次側 100℃， 二次側 100℃

(3) 二次系ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	200m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50m
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	70℃
負荷容量	45kW（1 台あたり）

(4) エアフィンクーラ（完成品）

型 式	密閉型
基 数	2
交換熱量	0.95MW 以上（1 基あたり）
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	60℃
負荷容量	22kW 以上（1 基あたり）

(5) サージタンク（完成品）

型 式	密閉型
基 数	1
容 量	0.4 m ³
最高使用圧力	0.78MPa
最高使用温度	95℃

(6) 温度計

型 式	熱電対
計測範囲	0℃～300℃
個 数	1

(7) 消防車

基 数	1
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m ³ /h 以上
高圧放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m ³ /h 以上
燃料タンク容量，消費量	約 63 l（参考値），約 37 l/h（参考値）

※ 1～4 号機使用済燃料プール循環冷却設備および使用済燃料共用プール設備と共用

(8) 電動ポンプ（完成品）

台 数	1
容 量	72m ³ /h
揚 程	85m
負荷容量	37kW

※ 1～4 号機使用済燃料プール循環冷却設備と共用

(9) 使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機（完成品）（一次系）

台 数	1
容 量	450kVA 以上
力 率	約 0.8（遅れ）
電 圧	約 200V 以上
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量，消費量	約 490 l（参考値），約 65.8 l/h（参考値）

(10) 使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機（完成品）（二次系）

台 数	1
容 量	200kVA 以上
力 率	約 0.8（遅れ）
電 圧	約 200V 以上
周 波 数	50Hz
燃料タンク容量，消費量	約 380 l（参考値），約 33.1 l/h（参考値）

表 2. 3 - 4 主要配管仕様

名 称	仕 様	
一次系主要配管	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 40 150A／Sch. 40 STPT370, STPT410, SUS304TP 1.0MPa 100℃
一次系フレキシブルチューブ	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A, 150A 相当 SUS316L 1.0MPa 100℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 40 125A／Sch. 40 150A／Sch. 40 200A／Sch. 40 STPG370, STPT370 1.0MPa 60℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 SUS316L 1.0MPa 60℃
二次系ポリエチレン管	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 150A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.3.3 添付資料

- 添付資料 1 使用済燃料プール概要図
- 添付資料－2 使用済燃料プール冷却系系統概略図
- 添付資料 3 漏えい拡大防止設備概要図
- 添付資料－4 セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験
- 添付資料 5 使用済燃料プール保有水から大気への放射性物質の移行程度の評価
- 添付資料－6 使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値について
- 添付資料 7 使用済燃料プールの構造強度及び耐震性に関する説明書
- 添付資料－8 使用済燃料プール循環冷却系の新設設備の構造強度及び耐震性に係る説明書
- 添付資料－9 使用済燃料プール冷却系機能喪失評価
- 添付資料 10 使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化
- 添付資料－11 有効燃料頂部＋2 mにおける線量評価

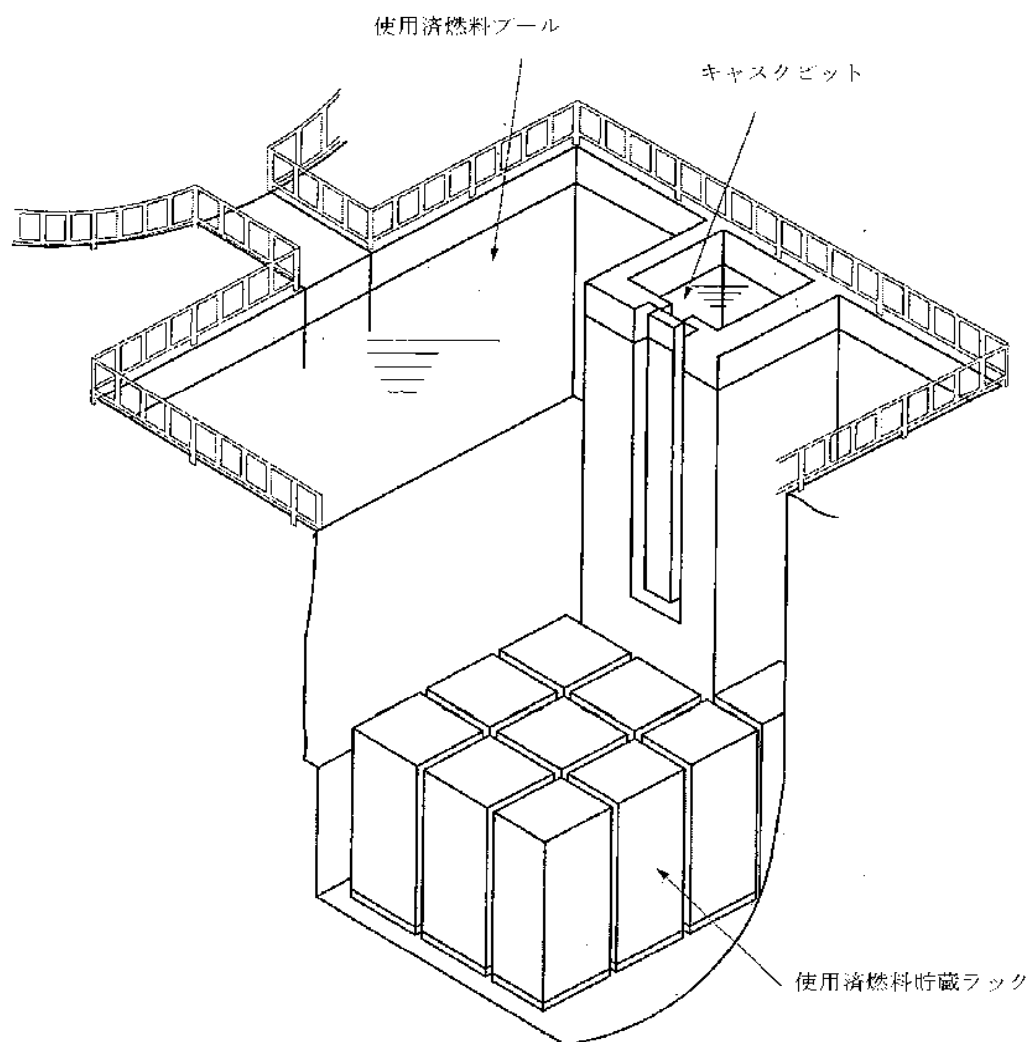


図1 使用済燃料プール概要図

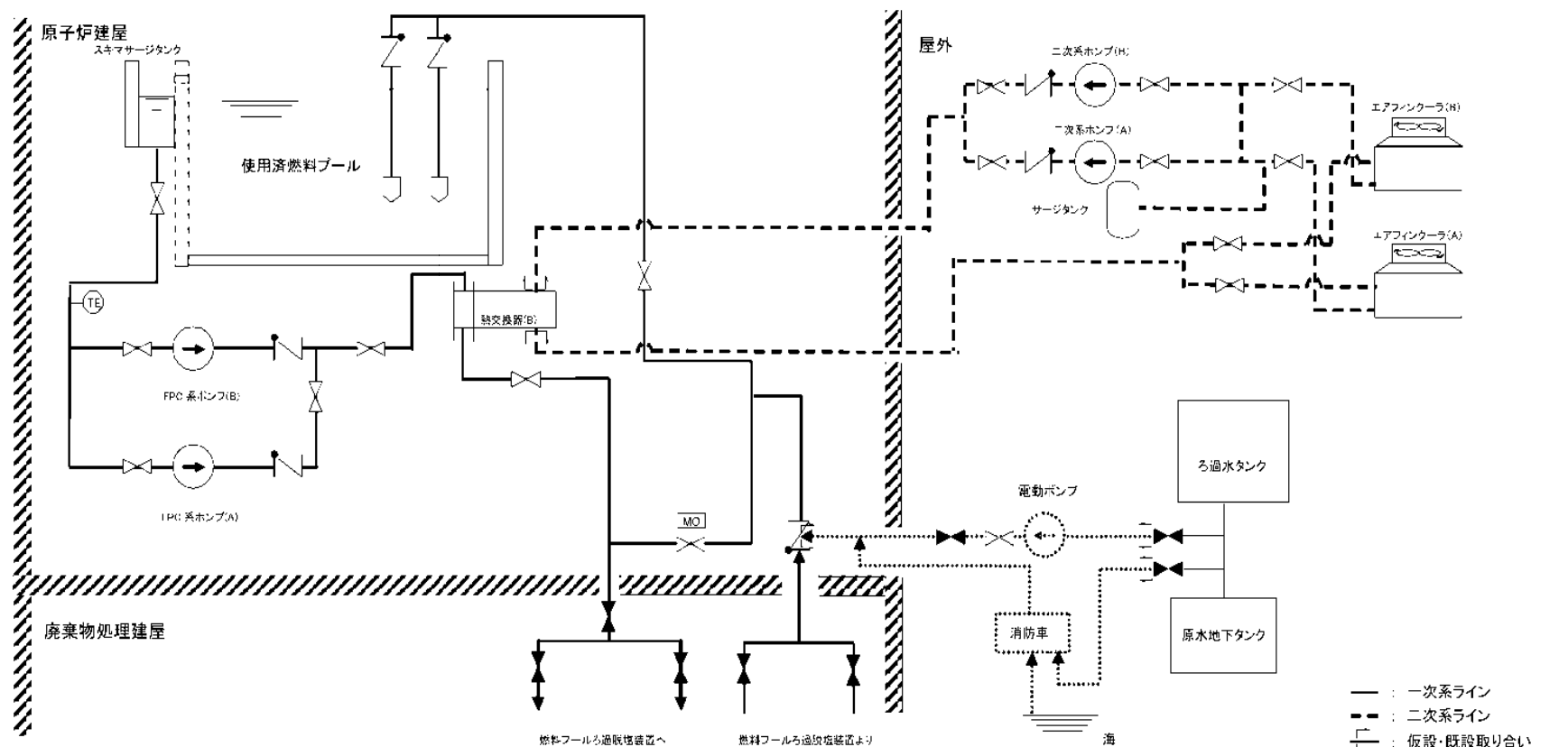


図1 1号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

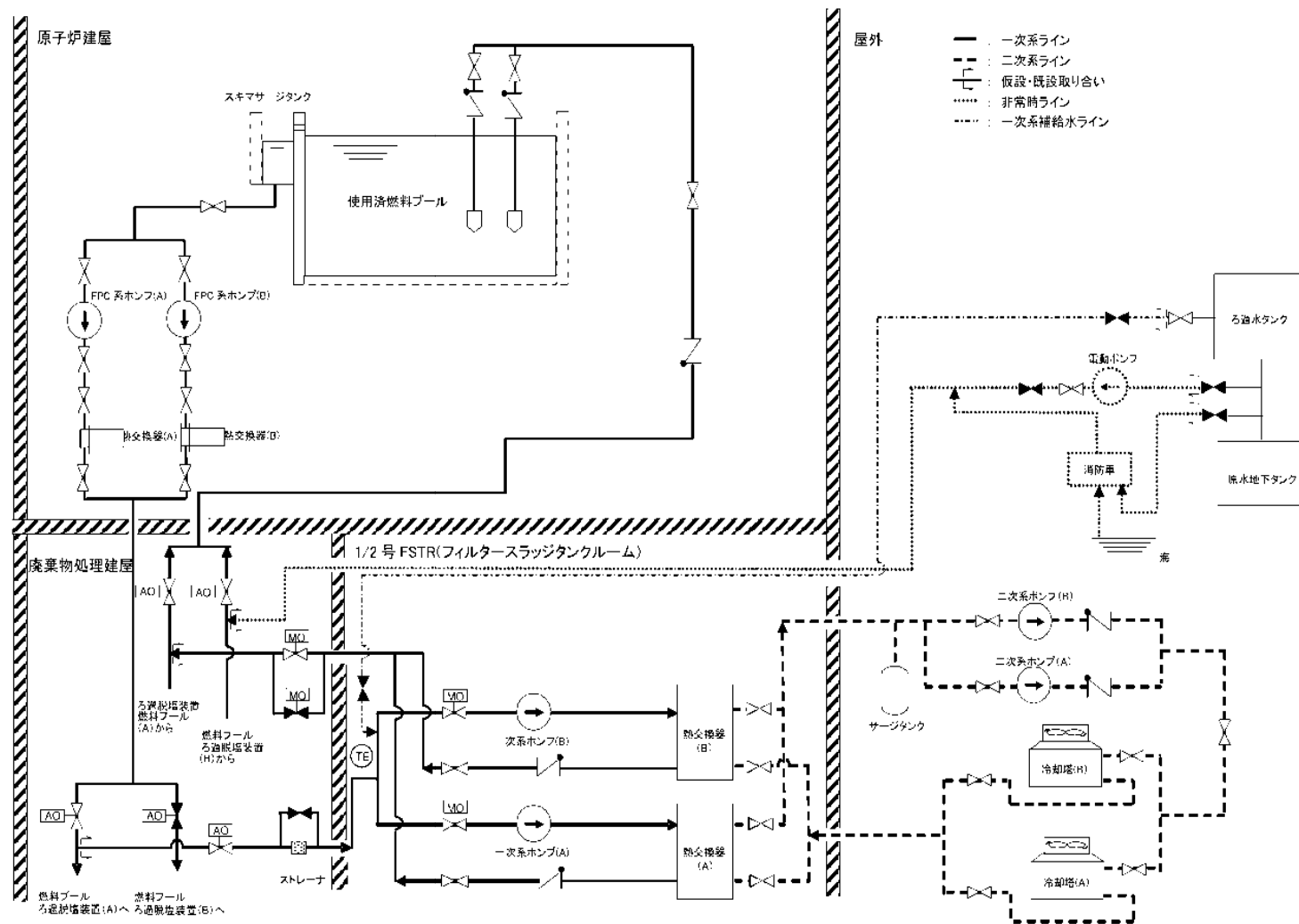


図 2 2号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

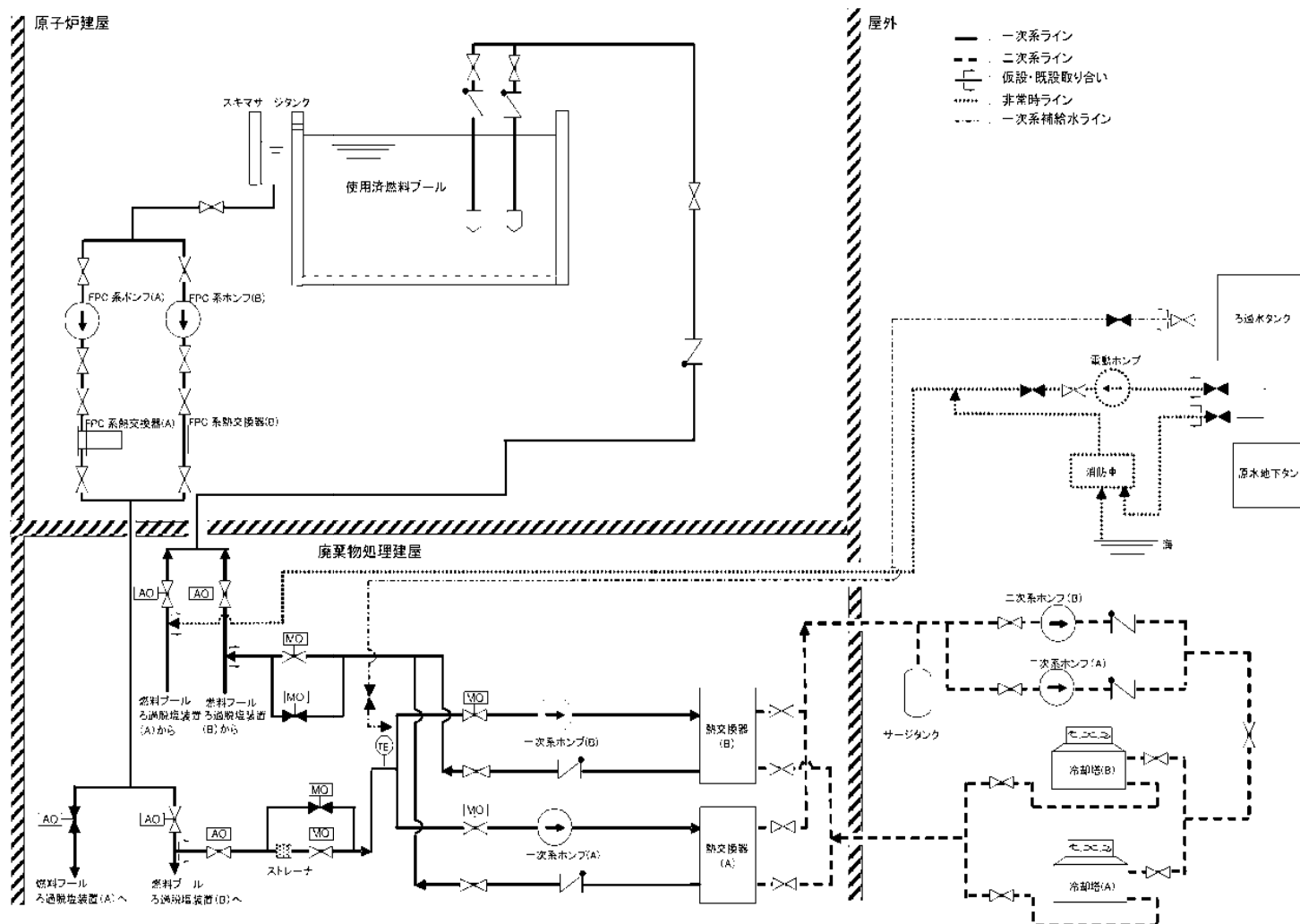


図3 3号機使用済燃料プール冷却系系統図

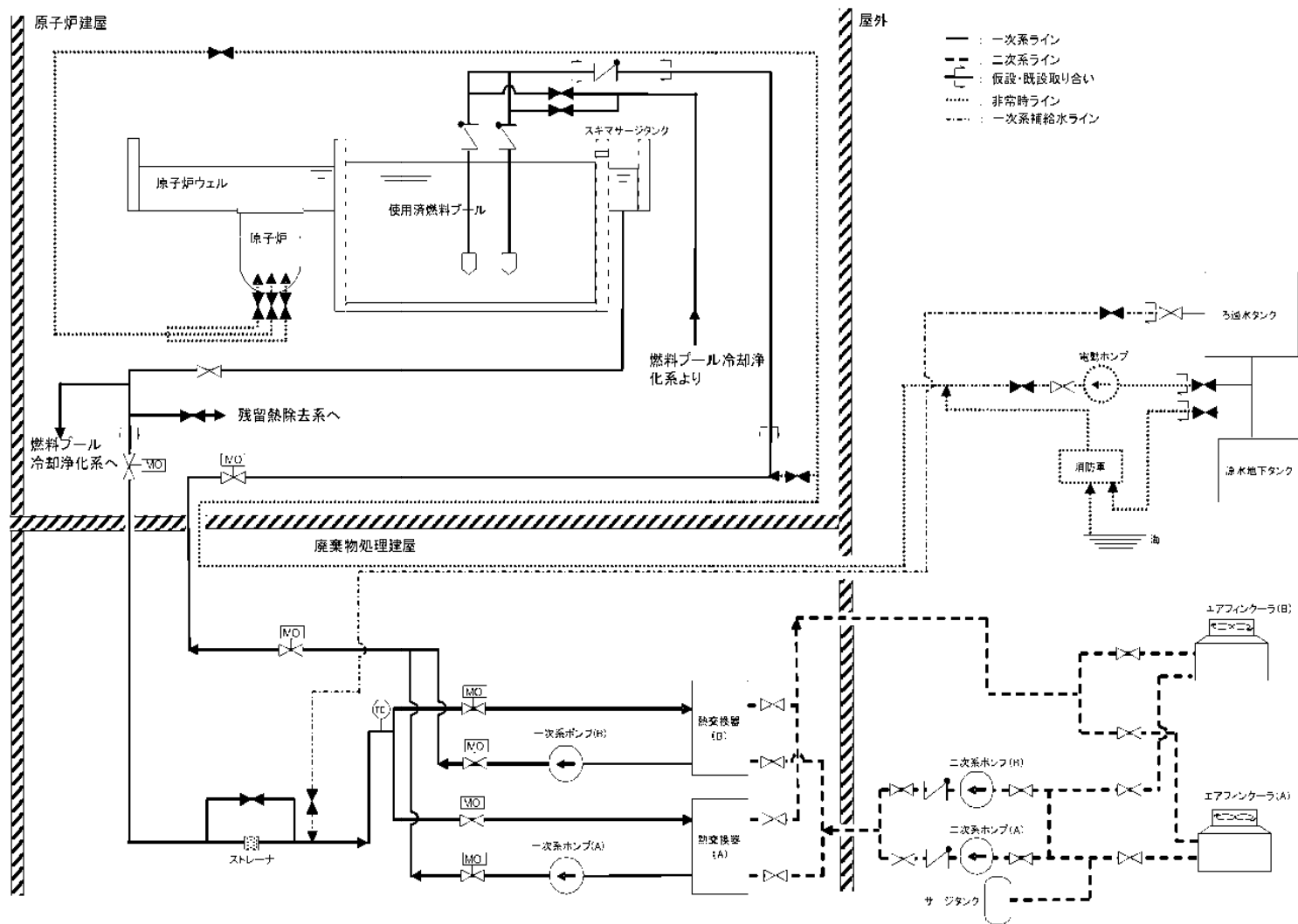


図 4 4号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

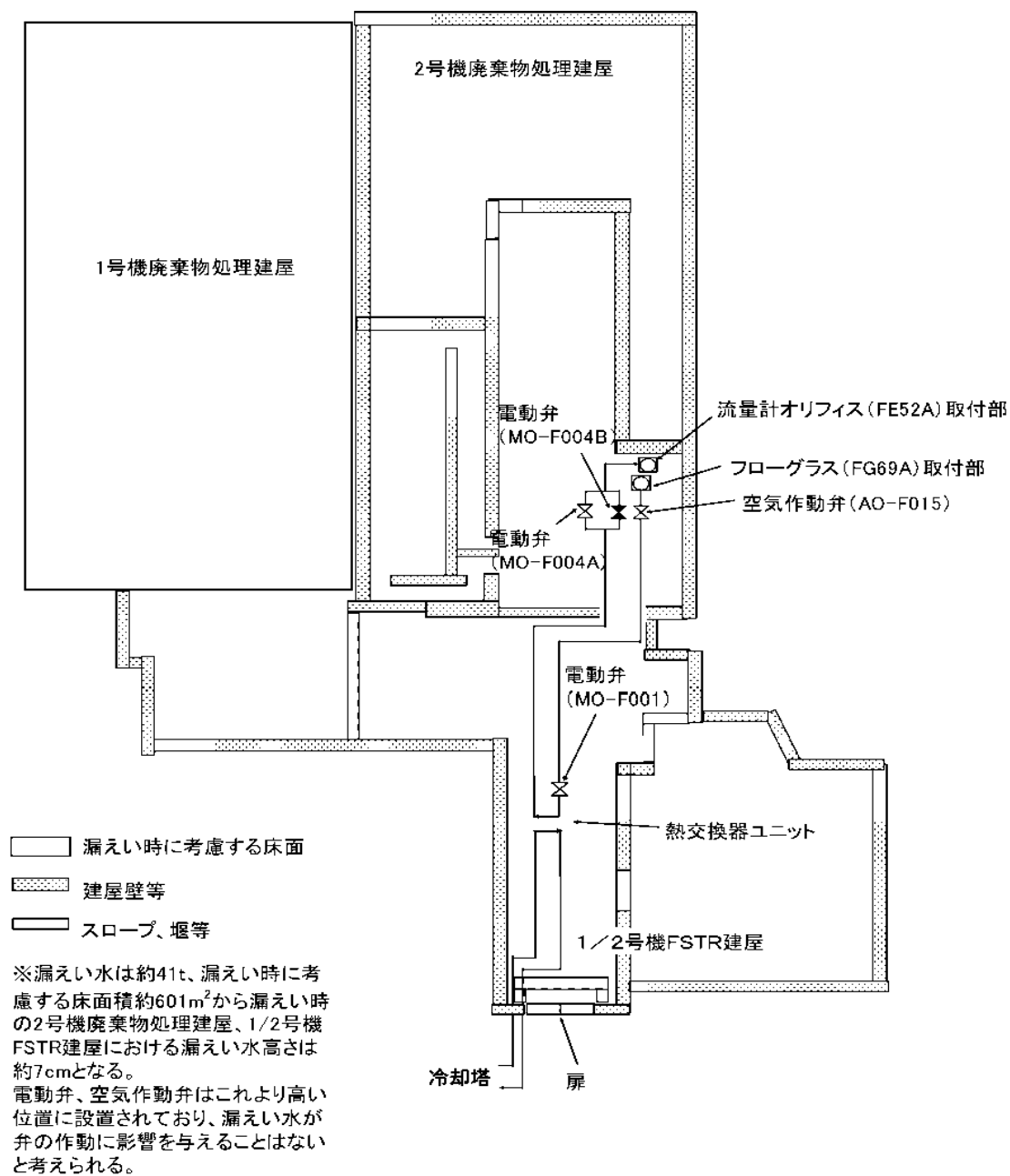


図 1 2号機使用済燃料プール冷却系
漏えい拡大防止設備概要図 (2号機 廃棄物処理建屋 1FL)

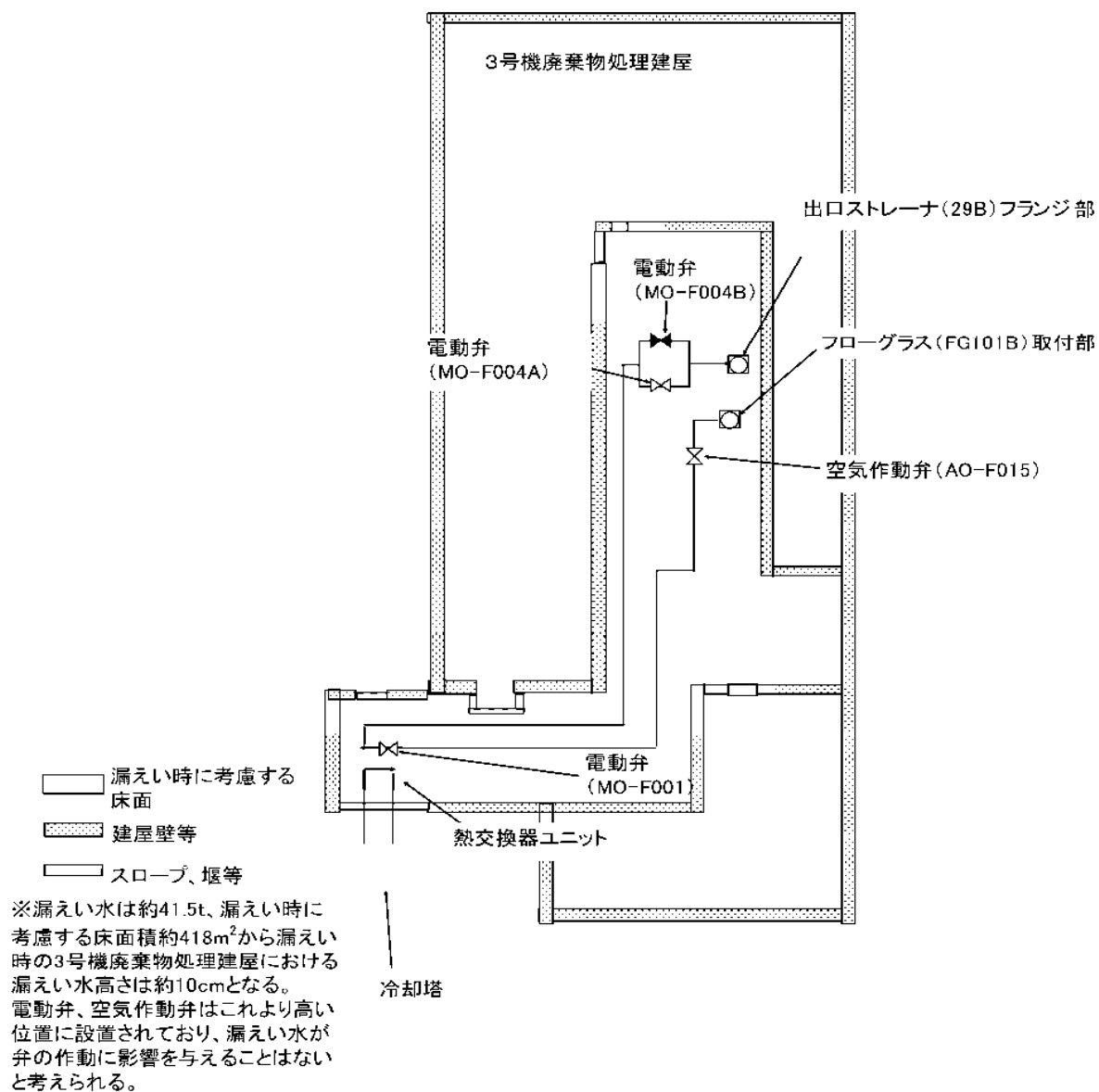


図2 3号機使用済燃料プール冷却系
漏えい拡大防止設備概要図 (3号機 廃棄物処理建屋 1F.)

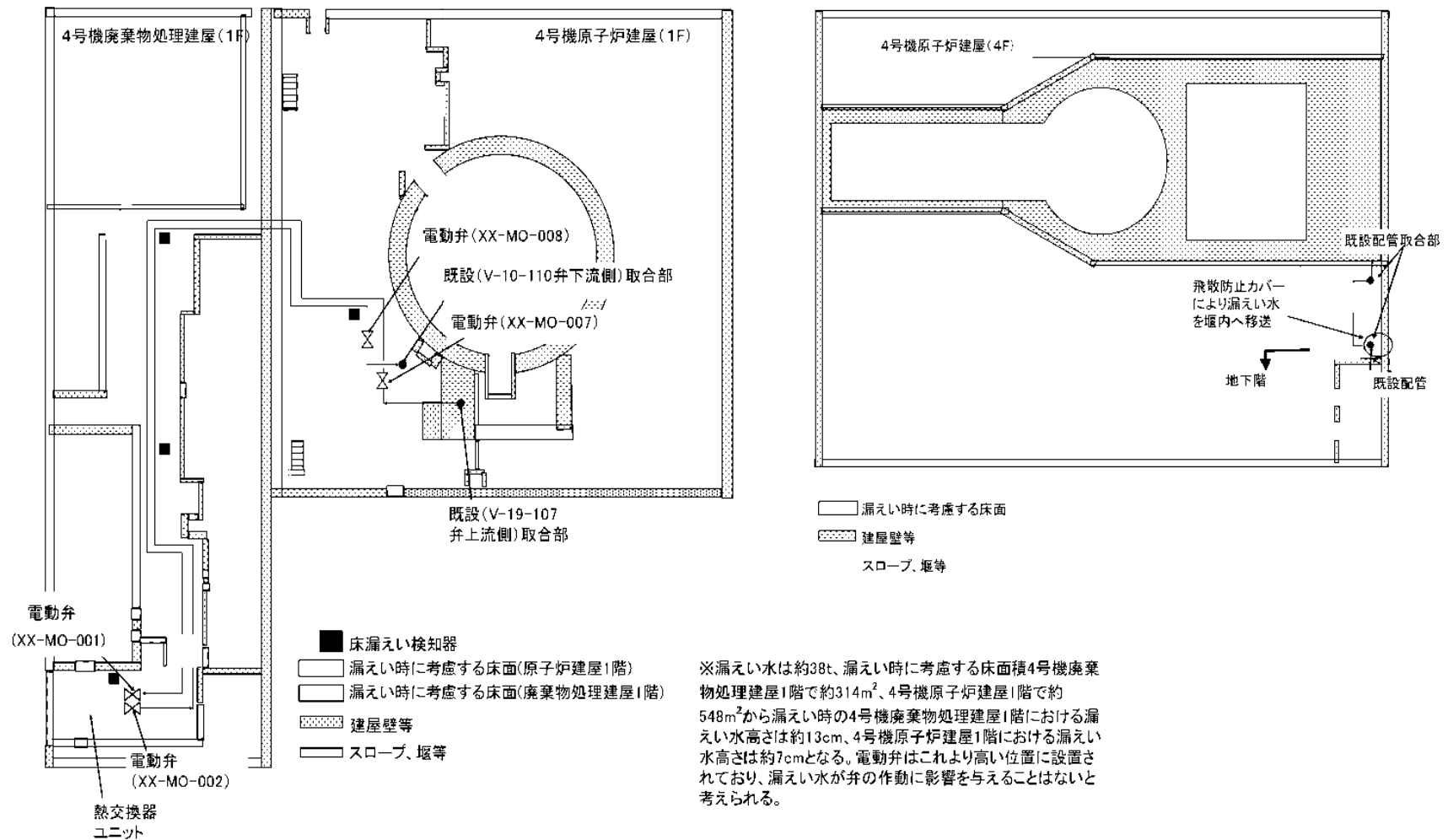


図3 4号機使用済燃料プール冷却系

漏えい拡大防止設備概要図(4号機 廃棄物処理建屋1FL, 原子炉建屋1FL, 4FL)

セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験

使用済燃料プールからの放射性物質の放出が抑制されていることを把握する方法として、セシウム溶液から大気中へのセシウム移行率確認試験の結果を以下に示す。

1. 試験概要

蒸留装置模式図及び蒸留条件を図 1、図 2 に示す。図 1 の試験では、純水及び海水に塩化セシウムの安定同位体[CsCl]を溶解した試料をヒーターにて熱し、沸騰温度にて蒸留を行った。また、図 2 の試験では、同様に純水及び海水に塩化セシウムの安定同位体[CsCl]を溶解した試料を恒温槽に入れ、ビーカー開口部をシーロンフィルムで覆い、冷却水を満たした丸底フラスコを設置した。

図 1 の試験では試料を沸騰（100〔℃〕）させ、また図 2 の試験では恒温槽を用いて試料温度を 30〔℃〕、50〔℃〕、70〔℃〕、85〔℃〕、100〔℃〕に調整し、ロートより回収した蒸留水（10ml 程度）の Cs 濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置により測定した。なお、図 2 の試験での 100〔℃〕での温度調整において、試料を 100〔℃〕に調整することができないことから、92〔℃〕の温度条件にて蒸留した。

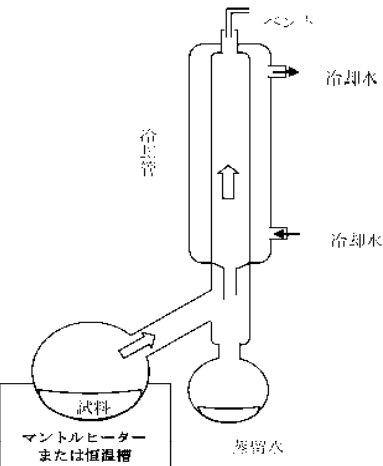
	蒸留条件	
	試料液面の面積[cm ²]	約 20[cm ²]
	試料液量[ml]	蒸留開始時：100[ml] 蒸留終了時：90[ml]以上
	試料液面から凝縮面（冷却管）までの距離[cm]	約 15[cm]
	凝縮面（冷却水）温度[℃]	5～10[℃]

図 1 蒸留装置模式図及び蒸留条件

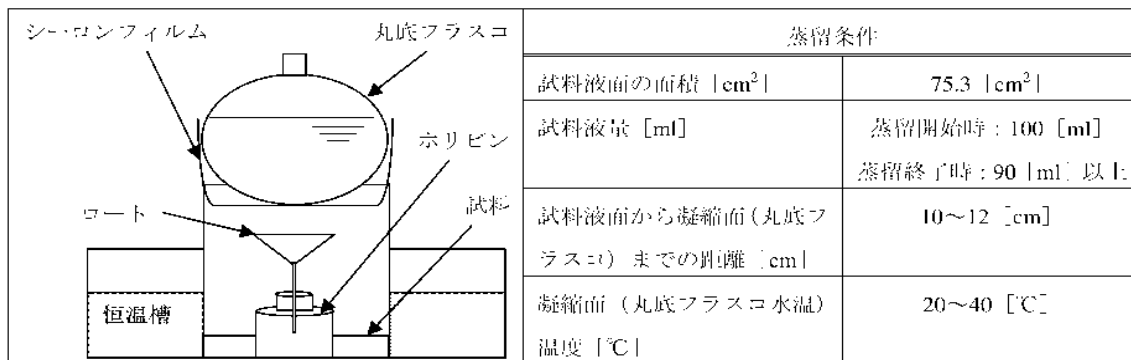


図2 蒸留装置模式図及び蒸留条件

2. 試験結果

蒸留温度と大気中への Cs 移行率「%」（蒸留水の Cs 濃度／試料水の Cs 濃度実測値×100 [%]）の関係を図 3 に示す。この結果より、100 [℃] 以下の海水もしくは純水に含まれる Cs の大気への移行率は概ね $1.0 \times 10^{-3} \sim 1.0 \times 10^{-5}$ [%] の範囲であることが判明した。

なお、30℃の試料（海水）については、同温度条件の他の結果と比較し 1000 倍以上大きい上に、全温度条件における結果と比較しても約 100 倍多い。また、低温度ほど移行率が高いという傾向も見られない。以上より、何らかの原因により試料（塩化セシウムを含む海水）が蒸留水中に混入したため、蒸留後の塩化セシウム濃度が実際よりも大きくなり、それに伴い移行率が大きくなったもので、実験手順の間違いだったと考えられる。

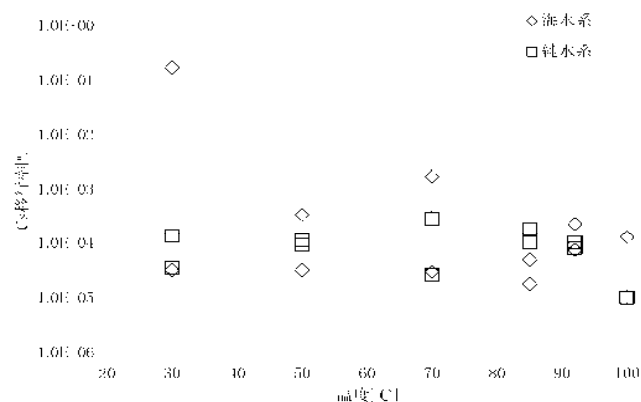


図3 蒸留温度別の大気中への Cs の移行量

3. まとめ

以上より、100 [℃] 以下における Cs の大気へのおおよその放出量を把握することが可能となった。

使用済燃料プール保有水から大気への放射性物質の移行程度の評価

1 ～ 4 号機使用済燃料プールは、使用済燃料プール循環冷却系により平成 23 年 5 月 31 日以降順次冷却されており、平成 24 年 11 月 25 日時点でおおよそ 13～24[°C]となっている。しかしながら、使用済燃料プール保有水の自然蒸発に伴い、使用済燃料プール水中の放射性物質も空気中に拡散していると考えられる。

そこで、実験により得られた放射性物質の移行率（添付資料－4）より、使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度（蒸発した空気中に含まれる放射性物質濃度）を推定及び評価した。

1. 評価条件

使用済燃料プールから大気への移行の程度を推定するための条件を以下に示す。

(1) 放射性物質濃度

1 ～ 4 号機使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度を表 1 に示す。

表 1 使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度

放射性物質	使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度			
	1 号機[Bq/cm ³] ※1	2 号機[Bq/cm ³] ※2	3 号機[Bq/cm ³] ※3	4 号機[Bq/cm ³] ※4
Cs134	7.7×10^3	4.2×10^4	2.1×10^3	2.6×10^4
Cs137	1.5×10^4	8.5×10^4	3.6×10^3	5.7×10^4

※ 1 平成 24 年 11 月 21 日に 1 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

※ 2 平成 24 年 10 月 24 日に 2 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

※ 3 平成 24 年 11 月 12 日に 3 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

※ 4 平成 24 年 10 月 10 日に 4 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

(2) 使用済燃料プール水温

平成 24 年 11 月 25 日時点における 1 ～ 4 号機使用済燃料プール保有水の水温を以下に示す。

- 1 号機：16.0°C
- 2 号機：13.9°C
- 3 号機：14.2°C
- 4 号機：24.0°C

(3) 放射性物質移行率

添付資料 4 の「セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験」の測定結果及び上記 (2) の使用済燃料プール水温より、各号機のセシウムの大気への移行率を以下のように仮定する。

○ 1～4号機： 1.0×10^{-4} [%]

2. 使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度の推定及び評価

以上の条件から、使用済燃料プールから大気への移行の程度（蒸発した空気中に含まれる放射性物質濃度）を推定したものを表2に示す。

表2より、現状の各号機から放出される放射性物質濃度の推定合計量はCs134が 7.9×10^{-6} [Bq/cm³]、Cs137が 1.5×10^{-5} [Bq/cm³]であり、現状の敷地境界（発電所西門）での空気中の放射性物質濃度は検出限界以下と十分低い値となっている。なお、参考として、炉規則告示限度濃度（敷地境界での空気中の許容濃度）は、Cs134が 2×10^{-3} [Bq/cm³]、Cs137が 3×10^{-3} [Bq/cm³]である。浄化設備により2～4号機使用済燃料プール保有水の浄化を実施していること、また3／4号機に燃料取り出し用カバーを設置し、封じ込め機能を追加することから、大気への移行量はより小さい値となっていくと考えられる。

表2 使用済燃料プールから大気への移行の程度の推定値
及び敷地境界での大気中の放射性物質濃度

放射性物質	使用済燃料プールから大気への移行の程度※5					敷地境界における空気中の放射性物質濃度※6 [Bq/cm ³]	炉規則告示限度濃度（敷地境界での空気中の許容濃度） [Bq/cm ³]
	1号機 [Bq/cm ³]	2号機 [Bq/cm ³]	3号機 [Bq/cm ³]	4号機 [Bq/cm ³]	合計 [Bq/cm ³]		
Cs134	6.2×10^{-6}	3.4×10^{-8}	1.7×10^{-6}	2.1×10^{-10}	7.9×10^{-6}	ND※7	2×10^{-3}
Cs137	1.2×10^{-5}	6.8×10^{-8}	2.9×10^{-6}	4.6×10^{-10}	1.5×10^{-5}	ND※7	3×10^{-3}

※5 1～4号機の分析した使用済燃料プール保有水の放射性物質濃度及び平成24年11月25日時点での水温より評価。同温度における水から水蒸気への膨張は約1244倍。

※6 平成24年11月25日に発電所西門にて採取した揮発性または粒子状のCs134及びCs137の合計放射性物質濃度を示す。

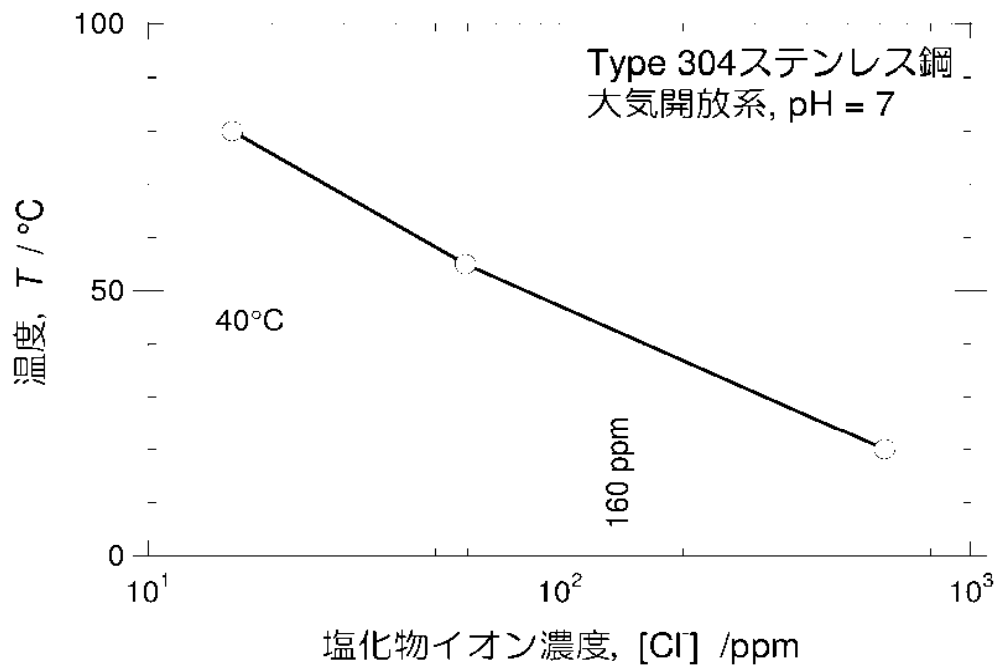
※7 NDとは検出限界値以下を示す。揮発性Cs134及びCs137の検出限界値は 2×10^{-7} [Bq/cm³]、粒子状Cs134及びCs137の検出限界値は 3×10^{-7} [Bq/cm³]である。

使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値について

1. 使用済燃料プールライナーには塩化物イオンによる腐食への影響が認められている SUS304 材を使用していることから、念のため塩化物イオン濃度の目標値を 100ppm 以下とする。
2. 使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度は、1回/3ヶ月の頻度で確認を行う。なお、通常は導電率 40mS/m 以下にて確認を行い、これを超える場合は、塩化物イオン濃度の測定を行う。

<100ppm の根拠>

- 塩化物イオンによる SUS304 の局部腐食発生限界を考慮。
 - ・ 図中曲線の下領域が腐食が発生しない環境。
 - ・ 使用済燃料プール水の温度は実績として 40℃以下で管理されていることから、40℃における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度を評価すると、図 1 より 160ppm となる。
 - ・ 以上から、使用済燃料プール水質の目標値を保守的に 100 ppm と設定。
 - ・ なお、プール水温度が長期間 40℃を上回る場合には目標値を見直すこととする。

図 1 大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ^{1), 2)}

1) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).

2) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS'91, ANS, p. 201 (1991).

使用済燃料プールの構造強度及び耐震性に関する説明書

(1) 1号機使用済燃料プール

1号機の原子炉建屋については、5階より上部が破損しており、これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると、使用済燃料プールを含んでいる3階と4階のせん断ひずみの最大値は 0.06×10^{-3} (Ss-1H, EW 方向, 3階)であり、耐震安全性は確保されるものと評価している。

(2) 2号機使用済燃料プール

2号機の原子炉建屋については、ブローアウトパネルが落下している以外は日立った損傷がないので、これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると、使用済燃料プールを含んでいる3階と4階のせん断ひずみの最大値は 0.09×10^{-3} (Ss-1H, EW 方向, 3階)であり、耐震安全性は確保されるものと評価している。なお、炉心損傷の段階で格納容器内部が 300°C 程度の状態が長時間継続した影響により、その外側のシェル壁の剛性が低下した可能性等が考えられるが、そのような条件を想定したパラメータスタディを行った結果においても解析結果に大きな差異は生じておらず、耐震安全性は確保されることを確認している。

(3) 3号機使用済燃料プール

3号機の原子炉建屋については、5階以上の損傷が著しく、さらにその損傷は4階にも及んでおり、これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると、使用済燃料プールを含んでいる3階と4階のせん断ひずみの最大値は 0.12×10^{-3} (Ss-2H, EW 方向, 3階)であり、耐震安全性は確保されるものと評価している。さらに、5階から下部の損傷が不規則であることから、使用済燃料プールを含めた範囲をFEM解析モデルに置換して、温度荷重などと地震荷重を組み合わせた応力解析を行った結果、使用済燃料プールの耐震安全性は確保されるものと評価している。

(4) 4号機使用済燃料プール

4号機の原子炉建屋については反映した時刻歴応答解析結果によると、使用済燃料プールを含んでいる3階と4階のせん断ひずみの最大値は 0.12×10^{-3} (Ss-1H, EW 方向, 3F)であり、耐震安全性は確保されることを評価している。さらに、5階から下部の損傷が不規則であることから、使用済燃料プールを含めた範囲をFEM解析モデルに置換して、温度荷重などと地震荷重を組み合わせた応力解析を行った結果、使用済燃料プールの耐震安全性は確保されるものと評価している。

使用済燃料プール循環冷却系の新設設備の構造強度及び耐震性に係る説明書

1. ポンプ

1.1 1号機二次系ポンプ

(1) 構造強度

1号機二次系ポンプについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.14MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.68～0.7MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、1号機二次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

1号機二次系ポンプについては、サージタンクや配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）し、ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、二次系ユニットについては、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及び二次系ユニットが転倒しないことの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C₂における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	作用しない	145
		せん断	2	112

b. 二次系ユニットの転倒評価

「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、敷鉄板との溶接等を考慮しない状態で、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに、 F_H ：設計水平地震力 ($K_H \cdot W$)

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
1号機二次系ユニット	1938	転倒しない

1.2 2号機一次系ポンプ

(1) 構造強度

2号機一次系ポンプについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.9MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、2号機一次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機一次系ポンプについては、熱交換器、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_sにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	作用しない	145
		せん断	3	112

b. 熱交換器ユニットの転倒評価

熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価は、後述の「3.2 2号機熱交換器ユニット (1) 耐震性」において、熱交換器ユニットは転倒しない及び固定しているアンカボルトの強度が確保されている評価となっている。

1.3 2号機二次系ポンプ

(1) 構造強度

2号機二次系ポンプについては、系統最高使用圧力 0.5MPa に対し、工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.35MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから、2号機二次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機二次系ポンプについては、屋外にハウスを設置し、ハウス内にボルトで固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_sにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	2	145
		せん断	3	112

1.4 3号機一次系ポンプ

(1) 構造強度

3号機一次系ポンプについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.9MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから、3号機一次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機一次系ポンプについては、熱交換器、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_sにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	作用しない	145
		せん断	3	112

b. 熱交換器ユニットの転倒評価

熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価は、後述の「3.4 3号機熱交換器ユニット (1) 耐震性」において、熱交換器ユニットは転倒しない及び固定しているアンカボルトの強度が確保されている評価となっている。

1.5 3号機二次系ポンプ

(1) 構造強度

3号機二次系ポンプについては、系統最高使用圧力 0.5MPa に対し、工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.353～0.355MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから、3号機二次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機二次系ポンプについては、屋外にハウスを設置し、ハウス内にボルトで固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 C_sにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	2	145
		せん断	3	112

1.6 4号機一次系ポンプ

(1) 構造強度

4号機一次系ポンプについては、系統最高使用圧力1.0MPaに対し、工場にて2.15MPaの水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に0.95MPaで漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、4号機一次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

4号機一次系ポンプについては、熱交換器、弁等と共に架台に組み込み、架台含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等に固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態C_sにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0 相当	引張	作用しない	145
		せん断	5	112

b. 熱交換器ユニットの転倒評価

熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価は、後述の「3.6 4号機熱交換器ユニット (1) 耐震性」において、熱交換器ユニットは転倒しない及び固定しているアンカボルトの強度が確保されている評価となっている。

1.7 4号機二次系ポンプ

(1) 構造強度

4号機二次系ポンプについては、系統最高使用圧力1.0MPaに対し、工場にて1.11MPaの水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に0.62MPaで漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、4号機二次系ポンプについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

4号機二次系ポンプについては、サージタンクや配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）し、ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、二次系ユニットについては、敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及び二次系ユニットが転倒しないことの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

a. ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて、ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については、供用状態C_sにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とみなして、許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0 相当	引張	作用しない	145
		せん断	2	112

b. 二次系ユニットの転倒評価

「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、敷鉄板と溶接等を考慮しない状態で機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに、 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
4号機 二次系ポンプ	-1938	転倒しない

2. タンク

2.1 1号機サージタンク

(1) 構造強度

1号機サージタンクについては、タンク最高使用圧力 0.78MPa に対し、工場にて 1.17MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統試運転時に静水頭にて水張りを行い、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、1号機サージタンクについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

1号機サージタンクについては、二次系ポンプや配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）とすることで、耐震性を向上させている。また、二次系ユニットについては、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価は前述の 1.1 の 1号機二次系ポンプと併せて評価した。

1.1 の評価結果「b. 二次系ユニットの転倒評価」より、二次系ユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため、本条件における転倒は発生しないといえる。

2.2 2号機サージタンク

(1) 構造強度

2号機サージタンクについては、系統最高使用圧力が静水頭に対し、系統試運転時に静水頭にて水張りを行い、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、2号機サージタンクについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機サージタンクについては、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、サージタンクに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに、 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
2号機サージタンク	293	転倒する

なお、耐震Bクラス相当の評価（静的震度0.36G）では転倒の恐れがあることから、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。

2.3 3号機サージタンク

(1) 構造強度

3号機サージタンクについては、系統最高使用圧力が静水頭に対し、系統試運転時に静水頭にて水張りを行い、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、3号機サージタンクについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機サージタンクについては、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、サージタンクに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとし、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに、 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
3号機サージタンク	293	転倒する

なお、耐震Bクラス相当の評価（静的震度0.36G）では転倒の恐れがあることから、杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。

2.4 4号機サージタンク

(1) 構造強度

4号機サージタンクについては、タンク最高使用圧力 0.78MPa に対し、工場にて 1.17MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の以上がないことを確認している。また、系統試運転時に静水頭にて水張りを行い、漏えい等の以上がないことを確認している。以上のことから、4号機サージタンクについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

4号機サージタンクについては、二次系ポンプや配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）とすることで、耐震性を向上させている。また、二次系ユニットについては、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価は前述の 1.7 の 4号機 二次系ポンプと併せて評価した。

1.7 の評価結果「b. 二次系ユニットの転倒評価」より、二次系ユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため、本条件における転倒は発生しないといえる。

3. 熱交換器

3.1 2号機熱交換器

(1) 構造強度

2号機プレート式熱交換器については、系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側）、0.5MPa（二次側）に対し、工場にてそれぞれ 1.10MPa（一次側）、0.55MPa（二次側）の水圧試験を実施し、漏えい等の以上がないことを確認している。また、また、系統機能試験時に 0.9MPa（一次側）、0.35MPa（二次側）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、2号機プレート式熱交換器については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機プレート式熱交換器については、一次系ポンプ、配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止を講じている。また、熱交換器ユニットについては、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止対策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G、耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカ基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また、許容応力については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

a. ボルトの強度評価

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力、せん断応力は、基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	47	176
		せん断	11	101

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

「3.2 2号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

3.2 2号機熱交換器ユニット

(1) 耐震性

2号機熱交換器ユニットは、熱交換器、一次系ポンプ、配管及び弁等をトレーラ上に組み込んだものであり、トレーラ含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。また、ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし、ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、熱交換器ユニットにたいして転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに、アンカボルトの評価を行った。

なお、アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

a. 転倒評価

熱交換器ユニット固定部に、転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果、転倒しない水平力は、水平震度 0.71G の地震時であり、耐震 B クラス相当の水平方向震度 0.36G に対して余裕があることを確認した。

b. アンカボルト評価

a. 転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。アンカボルトに発生する荷重は、許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

評価結果

部位	材料	荷重	算出荷重[N]	許容荷重[N]
アンカボルト	S U S 3 0 4	引張	作用しない	41000
		せん断	30114	58000

遮へい板は、熱交換器ユニットの側壁に設置しており、熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

3.3 3号機熱交換器

(1) 構造強度

3号機プレート式熱交換器については、系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側）、0.5MPa（二次側）に対し、工場にてそれぞれ 1.10MPa（一次側）、0.55MPa（二次側）の水圧試験を実施し、漏えい等の以上がないことを確認している。また、また、系統機能試験時に 0.9MPa（一次側）、0.353～0.355MPa（二次側）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、3号機プレート式熱交換器については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機プレート式熱交換器については、一次系ポンプ、配管、弁等と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止を講じている。また、熱交換器ユニットについては、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止対策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G、耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカー基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また、許容応力については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

a. ボルトの強度評価

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力、せん断応力は、基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	47	176
		せん断	11	101

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.4 3号機熱交換器ユニット(1)耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

3.4 3号機熱交換器ユニット

(1) 耐震性

3号機熱交換器ユニットは、熱交換器、一次系ポンプ、配管及び弁等をトレーラ上に組み込んだものであり、トレーラ含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。また、ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし、ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、熱交換器ユニットにたいして転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに、アンカボルトの評価を行った。

なお、アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

a. 転倒評価

熱交換器ユニット固定部に、転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果、転倒しない水平力は、水平震度 1.0G の地震時であり、耐震 B クラス相当の水平方向震度 0.36G に対して余裕があることを確認した。

b. アンカボルト評価

a. 転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。アンカボルトに発生する荷重は、許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

評価結果

部位	材料	荷重	算出荷重 [N]	許容荷重[N]
アンカボルト	S U S 3 0 4	引張	作用しない	41000
		せん断	23782	58000

遮へい板は、熱交換器ユニットの側壁に設置しており、熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

3.5 4号機熱交換器

(1) 構造強度

4号機プレート式熱交換器については、系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側）、1.0MPa（二次側）に対し、工場にてそれぞれ 1.5MPa（一次側）、1.5MPa（二次側）の水圧試験を実施し、漏えい等の以上がないことを確認している。また、また、系統機能試験時に 0.95MPa（一次側）、0.62MPa（二次側）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、4号機プレート式熱交換器については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

4号機プレート式熱交換器については、一次系ポンプや配管、弁等と共に架台に組み込み、架台含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また、熱交換器ユニットについては、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G、耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカー基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また、許容応力については、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

a. ボルトの強度評価

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力、せん断応力は、基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	S S 4 0 0	引張	55	176
		せん断	13	101

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.6 4号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

3.6 4号機熱交換器ユニット

(1) 耐震性

4号機熱交換器ユニットは、熱交換器、一次系ポンプ、配管及び弁等を架台に組み込んだものであり、架台含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは、床面での転倒及び滑り防止のため、建屋の床面にアンカボルトにより固定することで、転倒防止策を講じている。また、ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし、ユニット内における転倒防止策を講じている。

これを踏まえ、耐震性の評価として地震の水平荷重による転倒モーメントよりも自重による安定モーメントが大きいことを確認し、アンカボルトの評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

a. 転倒評価

水平震度 0.36G に対し熱交換器ユニットが十分な強度を有し、転倒しないことを確認した。

b. アンカボルト評価

アンカボルトの評価結果を以下に示す。水平震度 0.36G によりアンカボルトに発生する荷重は、許容荷重を下回っており、十分な強度を有している。

評価結果

部位	材料	荷重種類	算出荷重[N]	許容荷重[N]
アンカボルト	S S 4 0 0 相当	引張	作用しない	381000
		せん断	28224	286000

4. 配管

4.1 1号機配管

(1) 構造強度

1号機二次系鋼管については、「設計・建設規格（2007年追補版）」に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また、系統機能試験時に0.68～0.7MPaで漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (4.1)$$

t：管の計算上必要な厚さ[mm]

P：最高使用圧力[MPa]

D₀：管の外径[mm]

S：最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表5」に規定する材料の許容引張応力[MPa]

η：長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

1号機二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
1号機 二次系ライン	5.5	2.4
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	7.1	3.8
	5.5	2.4
	7.1	3.8

(2) 耐震性

二次系設備のうち、新設配管の耐震性についての評価結果を示す。

a. 評価条件

配管は、基本的に、配管軸直角2方向拘束サポートを用いた、両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸方向については、サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数0.52⁽ⁱ⁾よりも小さいものとし、地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は、耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとする。

b. 評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく、地震により管軸方向は動かないと考えられることから、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.2)式で表すことができる。

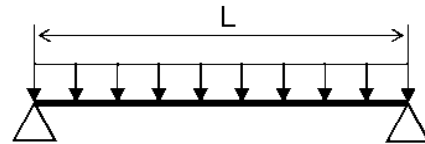
$$\bullet S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

S_w : 自重による応力[MPa]

L : サポート支持間隔[mm]

Z : 断面係数[mm³]

w : 等分布荷重[N/mm]



両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

$$\bullet S_s = \alpha S_w \quad (4.2)$$

S_w : 自重による応力[MPa]

S_s : 地震による応力[MPa]

α : 水平方向震度

注) 日本機械学会編 機械工学便覧 α : 基礎編 表 4-1, α 2-27

また、崩壊制限に「JEAG4601 (1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態 D_s の場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(4.3)式で表すことができる。

$$\bullet S = S_p + S_w + S_s = S_p - S_w + \alpha S_w = S_p + (1 - \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (4.3)$$

S_p : 内圧による応力[MPa]

S_w : 自重による応力[MPa]

S_s : 地震による応力[MPa]

S : 内圧, 自重, 地震による応力[MPa]

α : 水平方向震度

従って、上記(4.3)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管は十分な強度を有していると考えられることができる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 $S_w=40$ [MPa]の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の 0.36G, 内圧による応力 $S_p=10$ [MPa], 自重に

よる応力 $S_w=40[\text{MPa}]$ ，許容応力を STPT370[100℃]の $0.9S_u=315[\text{MPa}]$ とし，(4.3)に代入すると以下となる。

$$\bullet S=S_p+(1+\alpha)S_w = 10+(1+0.36)\times 40= 64.4[\text{MPa}] \leq 0.9S_u = 315[\text{MPa}] \quad (4.4)$$

また，継手がある場合には，応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし，(4.4)式の自重による応力 S_w に 3 を乗じ， $S_w=120[\text{MPa}]$ とすると以下となる。

$$\bullet S=S_p+(1+\alpha)S_w\times 3= 10+(1+0.36)\times 120= 173.2[\text{MPa}] \leq 0.9S_u = 315[\text{MPa}] \quad (4.5)$$

以上のことから，両端単純支持はりで自重による応力 S_w を $40[\text{MPa}]$ 程度の配管サポート配置とした場合，発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

4.2 2号機配管

(1) 構造強度

2号機一次系／二次系鋼管については、「設計・建設規格（2007年追補版）」に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また、系統機能試験時に0.9MPa（一次系）、0.35MPa（二次系）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

2号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
2号機 一次系ライン	6.0	3.4
	7.1	3.8
	8.2	3.8
2号機 二次系ライン	6.6	3.8
	7.1	3.8
	8.2	3.8

(2) 耐震性

一次系設備のうち、既設取合～熱交換器ユニット間の新設配管についての耐震性の評価結果を示す。

a. 解析条件

・解析モデル：

既設 FG69A～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設 FE52A：KFPC-902

- ・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とした場合の新設配管の発生応力を確認する。

b. 評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

	一次応力[MPa]	許容応力[MPa]
既設 FG69A ～熱交換器ユニット	77	189
熱交換器ユニット ～既設 FE52A	46	189

4.3 3号機配管

(1) 構造強度

3号機一次系／二次系鋼管については、「設計・建設規格(2007年追補版)」に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している(下表参照)。また、系統機能試験時に0.9MPa(一次系)、0.353～0.355MPa(二次系)で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

3号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
3号機 一次系ライン	6.0	3.4
	7.1	3.8
	8.2	3.8
3号機 二次系ライン	6.6	3.8
	7.1	3.8
	8.2	3.8

(2) 耐震性

一次系設備のうち、既設取合～熱交換器ユニット間の新設配管についての耐震性の評価結果を示す。

a. 解析条件

・解析モデル：

既設 FG101B～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設ストレーナ 29B：KFPC-902

- ・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とした場合の新設配管の発生応力を確認する。

b. 評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

	一次応力[MPa]	許容応力[MPa]
既設 FG101B ～熱交換器ユニット	83	173
熱交換器ユニット ～既設ストレーナ 29B	53	173

4.4 4号機配管

(1) 構造強度

4号機一次系／二次系鋼管については、「設計・建設規格（2007年追補版）」に基づき、系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また、系統機能試験時に0.95MPa（一次系）、0.62MPa（二次系）で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

4号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
4号機 一次系ライン	6.0	3.4
	7.1	3.8
	6.0	3.4
	7.1	3.8
	6.0	0.47
4号機 二次系ライン	6.0	3.4
	6.6	3.8
	7.1	3.8
	8.2	3.8
	6.0	3.4
	8.2	3.8

(2) 耐震性

使用済燃料プール循環冷却システムの新設設備のうち、配管の耐震性についての評価結果を示す。

a. 評価条件

配管は、基本的に、配管軸直角2方向拘束サポートを用いた、両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸方向については、サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数0.52⁽¹⁾よりも小さいものとし、地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は、耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとする。

b. 評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく、地震により管軸方向は動かないと考えられることから、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.6)式で表すことができる。

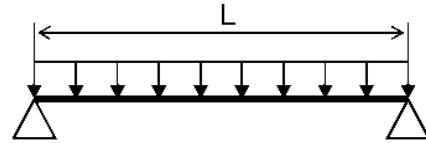
$$\bullet \quad S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

S_w : 自重による応力[MPa]

L : サポート支持間隔[mm]

Z : 断面係数[mm³]

w : 等分布荷重[N/mm]



両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

$$\bullet \quad S_s = \alpha S_w \quad (4.6)$$

S_w : 自重による応力[MPa]

S_s : 地震による応力[MPa]

α : 水平方向震度

注) 日本機械学会編 機械工学便覧 α : 基礎編 表 4-1, $\alpha 2-27$

また、崩壊制限に「JEAG4601 (1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態 D_s の場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(4.7)式で表すことができる。

$$\bullet \quad S = S_p + S_w + S_s = S_p - S_w + \alpha S_w = S_p + (1 - \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (4.7)$$

S_p : 内圧による応力[MPa]

S_w : 自重による応力[MPa]

S_s : 地震による応力[MPa]

S : 内圧, 自重, 地震による応力[MPa]

α : 水平方向震度

従って、上記(4.7)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管の崩壊は抑制できる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 $S_w=40$ [MPa]の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の 0.36G、内圧による応力 $S_p=10[\text{MPa}]$ 、自重による応力 $S_w=40[\text{MPa}]$ 、許容応力を STPT370[100℃]の $0.9S_u=315[\text{MPa}]$ とし、(4.7)に代入すると以下となる。

$$\bullet S=S_p+(1+\alpha)S_w = 10+(1+0.36)\times 40= 64.4[\text{MPa}] \leq 0.9S_u = 315[\text{MPa}] \quad (4.8)$$

また、継手がある場合には、応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし、(4.8)式の自重による応力 S_w に 3 を乗じ、 $S_w=120[\text{MPa}]$ とすると以下となる。

$$\bullet S=S_p+(1+\alpha)S_w\times 3= 10+(1+0.36)\times 120= 173.2[\text{MPa}] \leq 0.9S_u = 315[\text{MPa}] \quad (4.9)$$

以上のことから、両端単純支持はりで自重による応力 S_w を $40[\text{MPa}]$ 程度の配管サポート配置とした場合、発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

4.5 1～4号機フレキシブルチューブ

(1) 構造強度

1～4号機フレキシブルチューブは、設計・建設規格に記載がない機器であるが、系統最高使用圧力 0.5MPa（2号機／3号機 二次系）、1.0MPa（1号機／4号機 二次系）、1.0MPa（4号機 一次系）に対し、工場にて 0.5MPa（2号機／3号機 二次系）の気圧試験、1.25MPa（1号機／4号機 二次系、4号機 一次系）の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。

また、系統機能試験時に下表の圧力で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

各号機における系統機能試験圧力

号機	一次系 系統機能試験圧力[MPa]	二次系 系統機能試験圧力[MPa]
1号機		0.68～0.7
2号機	0.9	0.35
3号機	0.9	0.353～0.355
4号機	0.95	0.62

(2) 耐震性

1～4号機フレキシブルチューブは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

4.6 1号機／4号機ポリエチレン管

(1) 構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材料であるため、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」による規定はなく、ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定、分類される。ポリエチレン管の性能（引張降伏強さや引張による破断時の伸び等）や寸法については、日本水道協会規格（JWWA K 144 等）及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC K 03 等）に規定されている。

内圧に対する強度設計としては、設計内圧による発生応力が、材料（PE100）の50年後クリープ強度 σ_{50} に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを、JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において、設計内圧は 1.0MPa であり、二次系ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで 1.0MPa 以下）を上回っていることから、ポリエチレン管の規格品は、使用済燃料プール循環冷却設備二次系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。

また、ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが、50℃の温度条件においても、使用済燃料プール循環冷却設備二次系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には、①ポリエチレン管に加わる内圧による応力、②使用環境温度、及び③破壊時間に関する関係式を用いて、環境温度が 20℃～50℃のときに、1MPa の内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ、破壊時間が最も短くなる 50℃の場合でも、10年以上の寿命が確保できることを確認した。

以上のことから、ポリエチレン管は使用済燃料プール循環冷却設備二次系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

σ_{50}	PE100 の 50 年後クリープ強度(MPa)
S_f	安全率
P	設計内圧(MPa)
D	管外径(mm)
t	管厚(mm)

(2) 耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については、土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり、福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら、ポリエチレン管は、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

5. エアフィンクーラ，冷却塔

5.1 1号機エアフィンクーラ

(1) 構造強度

1号機エアフィンクーラについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.47MPa の気圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.68～0.7MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，1号エアフィンクーラについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

1号機エアフィンクーラについては，弁，配管と共にトレーラに搭載し，トレーラ含めてユニット化（エアフィンクーラユニット）することで，耐震性を向上させている。また，エアフィンクーラユニットについては，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，敷鉄板との溶接を考慮しない状態で，エアフィンクーラユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに， F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
1号機エアフィンクーラユニット	－2248	転倒しない

5.2 2号機冷却塔

(1) 構造強度

2号機冷却塔については、系統最高使用圧力 0.5MPa に対し、工場にて 0.75MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統機能試験時に 0.35MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、2号冷却塔については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

2号機冷却塔は、杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、冷却塔に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに、 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）

K_H ：設計用水平震度

W ：機器重量

h_G ：据付面より機器重心までの高さ

F_V ：設計用鉛直地震力

ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t ：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
2号機冷却塔	－680	転倒しない

5.3 3号機冷却塔

(1) 構造強度

3号機冷却塔については、系統最高使用圧力 0.5MPa に対し、工場にて 0.75MPa の水圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統試機能試験時 0.353～0.355MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、3号冷却塔については、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

3号機冷却塔は、杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが、これら転倒防止策を考慮せず、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し、冷却塔に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに、
F_H：設計水平地震力（K_H・W）
K_H：設計用水平震度
W：機器重量
h_G：据付面より機器重心までの高さ
F_V：設計用鉛直地震力
ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離
ℓ：検討する方向から見た評価点スパン
n_t：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
3号機冷却塔	－3587	転倒しない

5.4 4号機エアフィンクーラ

(1) 構造強度

4号機エアフィンクーラについては、系統最高使用圧力 1.0MPa に対し、工場にて 1.47MPa の気圧試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。また、系統試運転圧 0.62MPa で漏えい確認を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、4号機エアフィンクーラについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(2) 耐震性

エアフィンクーラについては、弁、配管と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（エアフィンクーラユニット）することで耐震性を向上させている。また、エアフィンクーラユニットについては、敷鉄板と溶接等を行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し、敷鉄板との溶接を考慮しない状態で、エアフィンクーラユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお、評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに、
 F_H ：設計水平地震力（ $K_H \cdot W$ ）
 K_H ：設計用水平震度
 W ：機器重量
 h_G ：据付面より機器重心までの高さ
 F_V ：設計用鉛直地震力
 ℓ_G ：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離
 ℓ ：検討する方向から見た評価点スパン
 n_t ：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
4号機エアフィンクーラユニット	-2248	転倒しない

使用済燃料プール冷却系機能喪失評価

(1) 原因

使用済燃料プール冷却中に、ポンプ故障や地震・津波等の原因により使用済燃料プール冷却系が機能喪失し、使用済燃料プールの冷却が停止し、使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下する。

(2) 対策及び保護機能

- a. 一次系又は二次系ポンプが故障した場合は、現場に移動し、待機号機の起動を行い、使用済燃料プールの循環冷却を再開する。
(冷却再開の所要時間 (H安) : 約 1 時間程度) ※
- b. 使用済燃料プール循環冷却系の電源喪失時において、外部電源および所内電源の切替に長時間を要する場合 (H安時間 : 約 2 日以上) は、非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより、使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間 (H安) : 約 3 時間程度) ※
- c. 使用済燃料プール循環冷却系の一次系循環ラインが損傷した場合は、循環ライン内の一次系系統水が系外へ漏えいすることが考えられることから、系外へ漏えいした一次系系統水を建屋内に設置した堰により滞留させた後、漏えい水を建屋地下 (2 ～ 3 号機は原子炉建屋地下、4 号機は廃棄物処理建屋地下又は原子炉建屋地下) に移送する。移送後、一次系循環ラインの復旧に長時間を要する場合は、非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより、使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間 (日安) : 約 6 時間程度) ※
- d. 地震・津波等により使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、現場状況に応じて、予め免震重要棟西側 (OP.36,900) に待機している消防車等の配備を行い、使用済燃料プールの冷却を再開する。
(冷却再開の所要時間 (日安) : 約 3 時間程度) ※
- e. 地震・津波等により、非常用注水設備による使用済燃料プールの冷却が困難な場合は、ろ過水タンク西側 (OP.40,800) に待機しているコンクリートポンプ車により使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間 (日安) : 約 6 時間程度) ※

※ : 所要時間 (H安) とは復旧作業の着手から完了までの時間 (H安) である。

(3) 評価条件及び評価結果

a. 評価条件

- (a) 保守的に使用済燃料から発生する崩壊熱は全て使用済燃料プール水の温度上昇に寄与するものとし、外部への放熱は考慮しないものとする。

(b) 使用済燃料から発生する崩壊熱は、次に示す値とする。

1 号機：0.09MW 2 号機：0.28MW 3 号機：0.25MW 4 号機：0.66MW
(H24 年 12 月 7 日時点の ORIGEN 評価値)

なお、平成 24 年 12 月 7 日時点及び 1～3 年後の各号機における使用済燃料プールから発生する崩壊熱は以下のとおりである。

号機	使用済燃料崩壊熱 [MW] ※			
	H24 年 12 月 7 日 時点	H25 年 12 月 7 日 時点(1 年後)	H26 年 12 月 7 日 時点(2 年後)	H27 年 12 月 7 日 時点(3 年後)
1 号	0.09	0.08	0.07	0.07
2 号	0.28	0.23	0.20	0.18
3 号	0.25	0.21	0.18	0.16
4 号	0.66	0.50	0.42	0.37

※各燃料について、プラント停止時（平成 23 年 3 月 11 日時点）の各燃料の燃焼度（運転データ）を入力し、計算コード ORIGEN を用いて計算

(c) 保守的に使用済燃料プール水の初期温度は 65℃とする。

b. 評価結果

使用済燃料プール冷却系が機能喪失している間、使用済燃料プール水位が水遮へい
が有効とされる有効燃料頂部－2 mに至るまでの期間は以下の通りとなる。

1 号機：約 138 日、 2 号機：約 63 日、 3 号機：約 72 日、 4 号機：約 27 日

(4) 判断基準への適合性の検討

本事象に対する判断基準は、「使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去できること」である。

使用済燃料プール循環冷却系の機能喪失後、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部－2 mに至るまでには、最短で 4 号機において約 27 日程度の時間的余裕がある。このことから、他に緊急度の高い復旧作業がある場合は、そちらを優先して実施することになるが、使用済燃料プールの冷却再開に関する復旧作業は事前の準備が整い次第、速やかに実施することで使用済燃料プールの冷却を再開する。なお、有効燃料頂部＋2 mでの使用済燃料プール近くのオペフロや原子炉建屋周辺における線量率は十分低いと評価しており、使用済燃料プールの冷却再開に関する復旧作業は十分可能と考えられる。

以上により、使用済燃料プール冷却系の機能が喪失した場合でも、燃料の冠水は確保され、使用済燃料から発生する崩壊熱が確実に除去されることから、判断基準は満足される。

(5) 非常用注水設備の代替注水手段

地震・津波等により、非常用注水設備の使用が困難な場合、ろ過水タンク西側（OP.40,800）に待機しているコンクリートポンプ車等を用いて使用済燃料プールを冷却する。また、コンクリートポンプ車の使用が困難な2号機においては、消防ホースを使用済燃料プールまで敷設し、消防車による直接注水を行うことで、使用済燃料プールを冷却する。コンクリートポンプ車の仕様を以下に示す。

コンクリートポンプ車

台 数	1
アーム長さ	62m 以上
容 量	160m ³ /h 以上
燃料タンク容量, 消費量	約 500 l (参考値), 約 20 l/h (参考値)

使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

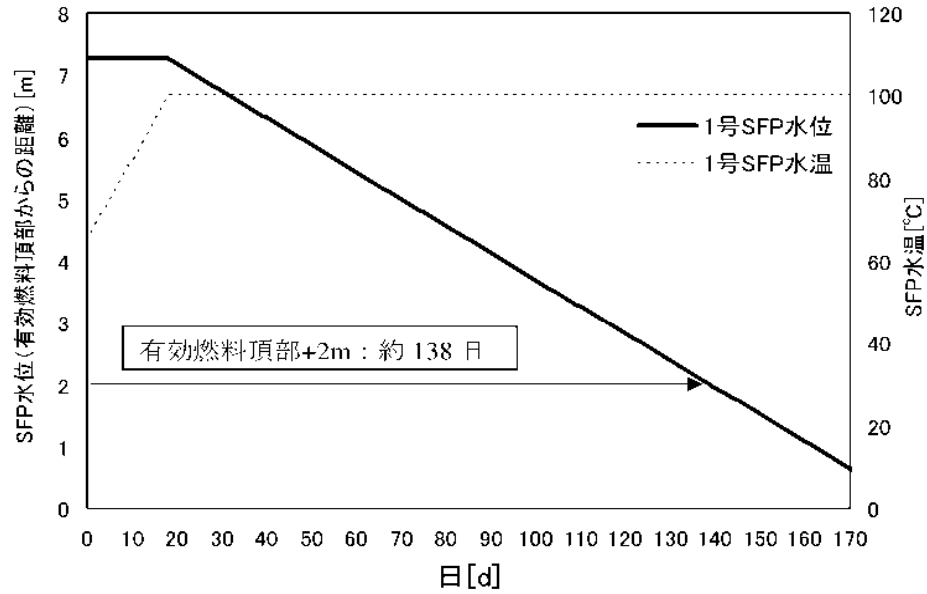


図１ １号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

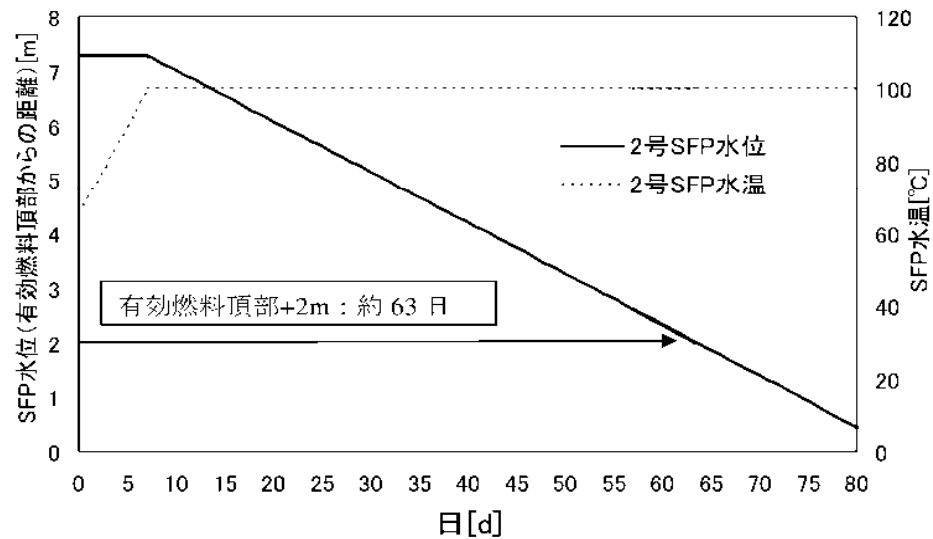


図２ ２号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

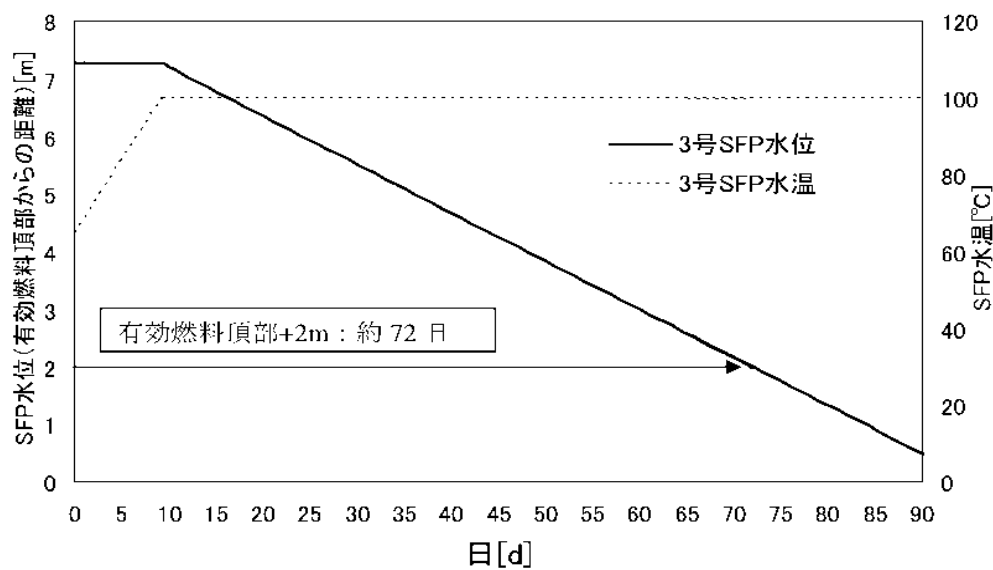


図3 3号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

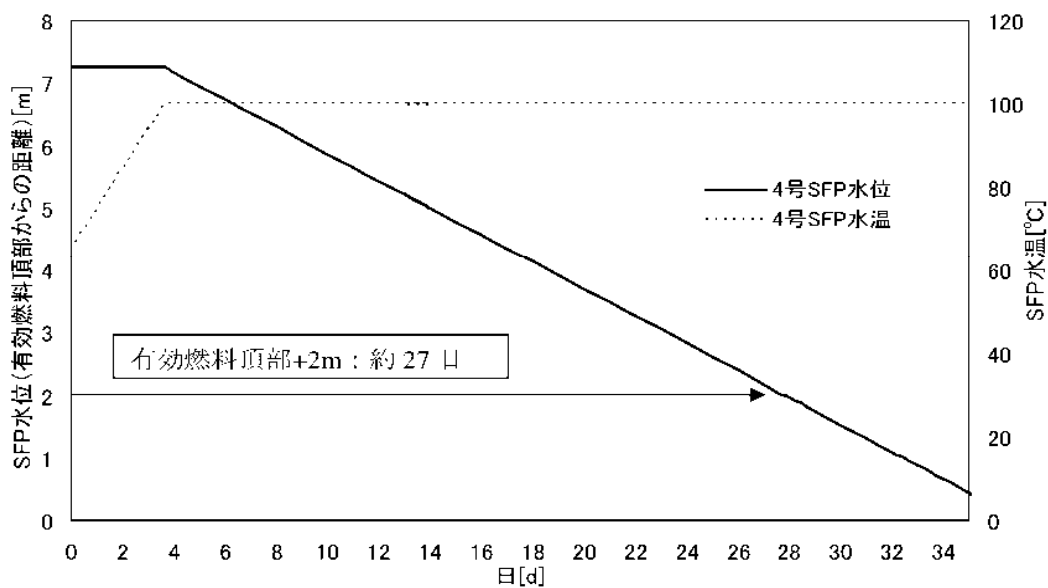


図4 4号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

有効燃料頂部＋2 mにおける線量評価

使用済燃料プール循環冷却設備の機能が喪失した場合、非常用注水設備等を用いて使用済燃料プールの冷却を再開する必要がある。冷却再開にあたり、有効燃料頂部＋2 mにおいても、使用済燃料プール近くのオペフロ及び原子炉建屋周辺での作業が可能な線量かどうかの評価を行った。

1. 評価条件

評価条件は以下の通りである。

- (1) 冷却期間の短い使用済燃料体数が多い4号機使用済燃料プールについて評価。
(使用済燃料の照射期間及び冷却期間は燃料毎に考慮、評価日は H23.4.22 時点)
- (2) ORIGEN2 により使用済燃料の線源強度を計算し、この線源強度を用い MCNP により線量率を計算。
- (3) 線量率の評価位置は、使用済燃料プール真上「オペフロ・5 m 高さ」。

2. 評価結果

評価結果を下記表に示す。

有効燃料頂部からの水位 (m)	線量率 (mSv/h)
0	3×10^{-4}
1	8×10^{-4}
2	3×10^{-4}

評価位置は使用済燃料プール真上「オペフロ＋5 m」であるが、而線源であることを考慮するとオペフロ高さにおいても同程度の評価結果になると考える。

以上の結果より、使用済燃料プール水位が有効燃料頂部から水深 2 m 確保されていれば、使用済燃料による線量率は十分低いことから、コンクリートポンプ車を使用できない場合の使用済燃料プール近くのオペフロ作業や非常用注水設備等を用いた冷却作業は十分可能と考える。

なお、現在及び今後は、さらに使用済燃料の冷却期間が経過しており、線量率はより小さくなる。

2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

2.4.1 基本設計

2.4.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（以下、ホウ酸水注入系という）は、原子炉圧力容器（以下、R P Vという）内あるいは原子炉格納容器（以下、P C Vという）内に存在する核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合、または臨界の可能性がある場合において、未臨界にするまたは臨界を防止するためにホウ酸水をR P V・P C Vに注入することで、放射性物質の外部への大量放出を防ぐことを目的とする。

2.4.1.2 要求される機能

(1) 原子炉圧力容器・格納容器内での臨界を防止できること。

2.4.1.3 設計方針

2.4.1.3.1 構造強度及び機能の維持

- (1) ホウ酸水注入系は、核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合、または臨界の可能性が認められた場合にホウ酸水を注入することにより核燃料物質を含むデブリを未臨界にできる、または臨界を防止する機能を有する設計とする。
- (2) ホウ酸水注入系の動的機器及び駆動電源は、多重性または多様性及び独立性を備えた設計とする。
- (3) ホウ酸水注入系は、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準によるものとする。
- (4) ホウ酸水注入系は、漏えいしがたい設計とする。
- (5) ホウ酸水注入系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

2.4.1.3.2 ホウ酸水注入系の監視

ホウ酸水タンクに貯蔵されたホウ酸量は、タンク水位、温度を定期的に確認することにより監視する。

2.4.1.3.3 異常時への対応機能

- (1) ホウ酸水注入系は、外部電源が利用できない場合でも、臨界に至った場合、または臨界の可能性がある場合に、その状況に必要なホウ酸水を注入できる設計とする。
- (2) ホウ酸水注入系は、全母線電源喪失に対して、ホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。
- (3) 地震、津波等の発生を考慮してもホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。

2.4.1.3.4 火災防護

消火設備を設けることで、初期消火を行い、火災により、安全性を損なうことのないようにする。

2.4.1.4 供用期間中に確認する項目

臨界を防止するためのホウ酸水が確保されていること。なお、ホウ酸水が注水されることについては、設備が共通の原子炉圧力容器・格納容器注水設備にて確認される。

2.4.1.5 主要な機器

(1) 設備概要（添付資料 1 参照）

ホウ酸水注入系は原子炉注水系の水源をホウ酸水タンクに切り替えることにより原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。設備の大部分は原子炉注水系と共用であるため、ここではホウ酸水タンク、及びホウ酸水タンクと原子炉注水系を繋ぐラインを主要な機器とする。

また、ホウ酸水は、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の水溶液として注入する。注入量は、RPV内の保有水量を前提とし、臨界防止、または未臨界維持の観点から必要な量とする。RPVに注入したホウ酸水はPCVへも漏えいするため、PCV内の臨界防止または未臨界維持にも効果が期待できる（添付資料 3、4 参照）。

(2) ホウ酸水タンク

ホウ酸水タンクは2基設置し、2基の内1基について空運用とすることで、地震時における影響を低減する。なお、万が一タンクが2基同時に損傷してしまう場合に備え、仮設プールを配備する。

また、ホウ酸水タンクにヒータ及び攪拌機を設置することにより、冬場の温度低下によるホウ酸水タンク内保有水の凍結を防止する。

(3) ホウ酸水注入ライン

ホウ酸水注入系は、原子炉注水系の常用高台炉注水ポンプの吸込み側に繋がれており、ホウ酸水は常用高台炉注水ポンプによって注入される。また、常用高台炉注水ポンプが使用不可能になった場合は、非常用高台炉注水ポンプの吸込み側のラインを用いて、非常用高台炉注水ポンプでも注入可能な構成となっている。この他、常用、非常用高台炉注水ポンプの注入ラインが破損した場合などに備え、消防車を用いることで純水タンク脇炉注水ポンプのラインも利用可能となっている。

これらの系を構成するラインは、原子炉注水系と同様にポリエチレン管、一部に鋼管及びフレキシブルチューブを採用している。

2.4.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波が発生した場合、原子炉までの注水ラインが損傷する可能性があるが、その際は、速やかに事務本館海側駐車場に移動し、消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注水を再開する。

(2) 火災

凍結防止用のヒータが存在するため、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

2.4.1.7 構造強度及び耐震性（添付資料－２参照）

(1) 構造強度

ホウ酸水注入系は、技術基準上原子炉停止設備に相当するクラス２機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を規定したものであり、耐圧ホース等の非金属材料についての基準がない。したがって、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス２機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際、当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や試験等を実施した場合は、それを考慮できるものとして、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

(2) 耐震性

ホウ酸水注入系は耐震設計審査指針上のＳクラス相当の設備と位置づけられるが、仮設設備については、短期間での設計、調達及び設置を行う必要があることから、耐震Ｓクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの、今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から、耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。また、基準地震動 S_s 相当の地震により複数の仮設設備が同時に機能喪失した場合においても、消防車や仮設ブールの配備により、ホウ酸水を注入できるようにする。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、フレキシビリティを有する材料を使用するなどして、可能な限り耐震性を確保する。

2.4.1.8 機器の故障への対応

2.4.1.8.1 機器の単一故障

(1) タンク損傷

ホウ酸水タンクは2基あるため、同時に使用不能になる可能性は低いが、地震の影響等により同時に損傷しないよう、1基はホウ酸水を入れず、耐震性を確保して管理する。なお、この際に、空のホウ酸水タンクの水張りから注入までの所要時間は、タンク水張り、タンクの切替、ホウ酸の注入までで約8時間を要し、臨界検知、判断等の時間を約2時間、また注入完了までの約4時間を加え、約14時間を想定している。

(2) 原子炉注水系機器の単一故障

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入するため、原子炉注水系の単一故障がホウ酸水注入機能に影響を及ぼすため、その影響について評価した。

ホウ酸注入系のポンプ故障、外部電源喪失や全母線電源喪失による電源喪失については故障時の措置及びその復旧時間は原子炉注水系の異常時の措置と同様であり、非常用高台炉注水ポンプの起動のため30分程度要することになる。また、原子炉注水系の注入ラインの損傷については以下のとおり対応する。

(3) 原子炉注水系の注入ラインの損傷

ホウ酸水注入時に高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷した場合は、消防車により純水タンク脇が注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する（注入再開の所要時間：60分程度）。

2.4.1.8.2 ホウ酸水注入系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

(1) ホウ酸水タンクの2基機能喪失

ホウ酸水タンクが2基同時に機能喪失した場合は、仮設ブールを設置し、ホウ酸水注入を行う。この場合の所要時間は、タンク1基の単一故障の場合の14時間に加え、組立て式の仮設ブールの設置時間約8時間（ホース敷設含む）が加わるため、約22時間を想定している。

ここで、高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷している場合は、II.2.4.1.8.1 (3)と同様に、消防車により純水タンク脇が注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を行うが、この場合でも仮設ブールの設置時間約8時間に包絡される。

(2) 原子炉注水系の複数設備の機能喪失

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。原子炉注水系の複数設備が機能喪失した場合は、II.2.1.1.8.2の通り、注水再開までの時間は、現場状況等により変動するものの、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業

開始から3時間程度と想定している。従って、(1)ホウ酸水タンクの2基機能喪失時の所要時間約22時間に包絡される。

なお、さらに長時間原子炉注水系の機能が喪失する場合については、炉水温度は上昇し、ボイドが発生することにより負の反応度が印加されることから、この間のホウ酸水注入は不要である。

2.4.1.8.3 臨界時の評価

(1) 概要

福島第一原子力発電所第1号機から第3号機のように事故の進展により損傷、溶融した炉心では、臨界になるための体系から離れていると一般に考えられており、また、これまで臨界の兆候は確認されていないことから、今後も臨界の可能性は工学的には極めて小さいと考えられる。

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し、仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ここでは、現状において仮に臨界が発生した場合の周辺の公衆に対する被ばく線量を評価し、臨界検知からホウ酸水注入までの対応を実施することにより、臨界によ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ことを確認する。

(2) 評価結果（添付資料－5 参照）

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準としてXe-135放射能濃度1Bq/cm³を設定している。ここでは、保守的にその100倍の100Bq/cm³相当のXe-135が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して1日間臨界が継続した場合の、敷地境界における被ばく線量を評価する。その結果、敷地境界での被ばく量は約 2.4×10^{-3} mSvとなり、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考えられる。

2.4.2 基本仕様

2.4.2.1 主要仕様

(1) ホウ酸水タンク（完成品）

基 数	2
容 量	20 m ³ （1基あたり）
材 料	SUS329J4L および SUS444
型 式	パネルタンク
寸 法	2m×5m×高さ 2.5m

(2) 仮設プール（完成品）

基 数	1
容 量	10 m ³

表2. 4－1 主要配管仕様

名 称	仕 様	
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで (フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 SUS304 1.0MPa 50℃
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65 A 80A 150A SGP 1.0MPa 50℃
ホウ酸水タンク出口ヘッダから 原子炉注水系まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.4.3 添付資料

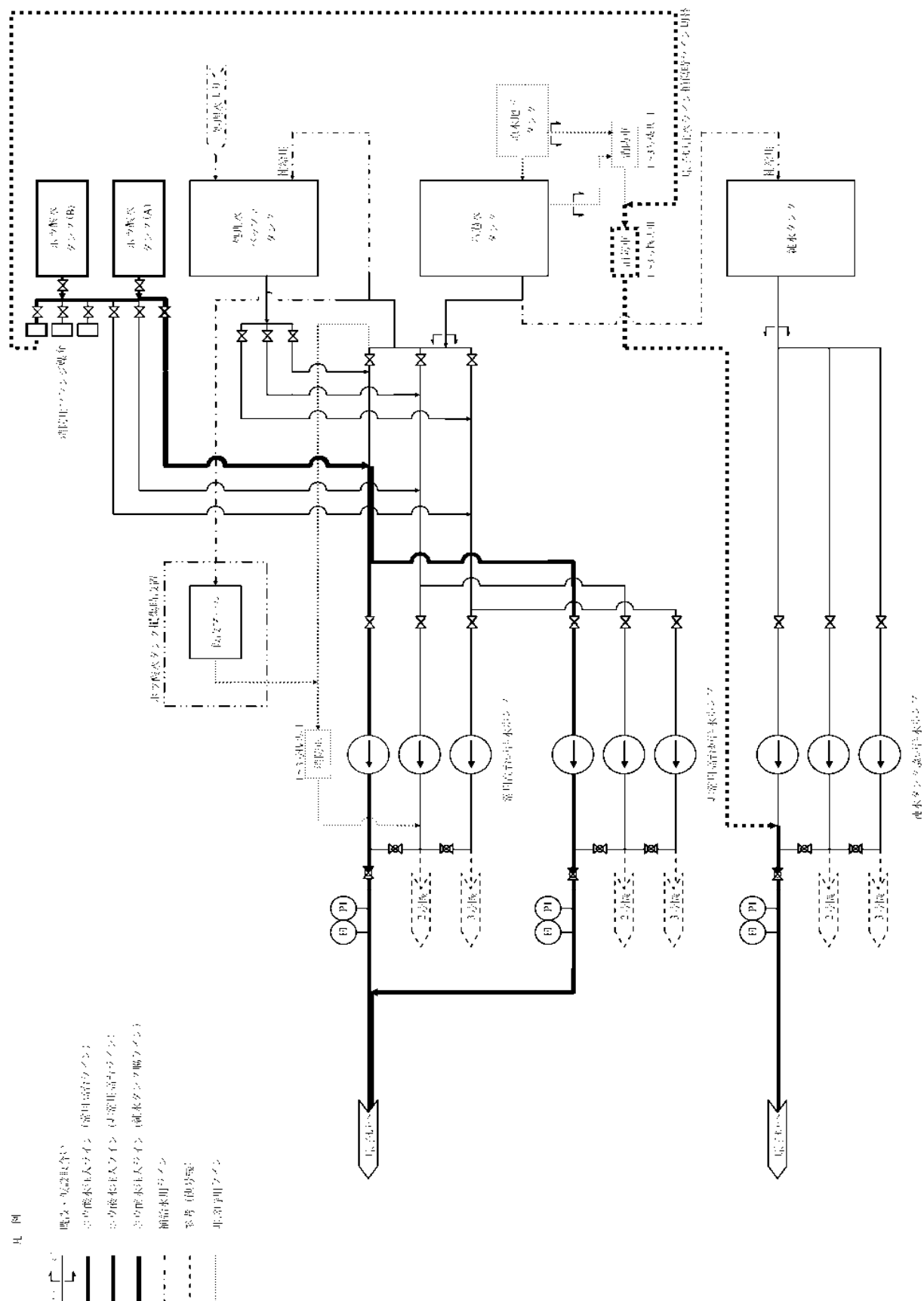
添付資料－1 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

添付資料－2 構造強度及び耐震性

添付資料－3 五ホウ酸ナトリウムの必要量

添付資料－4 未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

添付資料－5 臨界評価の説明資料



図一 1 原子炉压力容器・格納容器への酸水注入設備系統概略図

構造強度及び耐震性

1 タンクの構造強度及び耐震性

1.1 ホウ酸水タンク

(1) 構造強度

ホウ酸水タンクについては、定格容量 20m³（水位 2m）における静水圧に対し、実験により確認した側板及び底板の許容水圧が大きいことを確認しており、ホウ酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している。

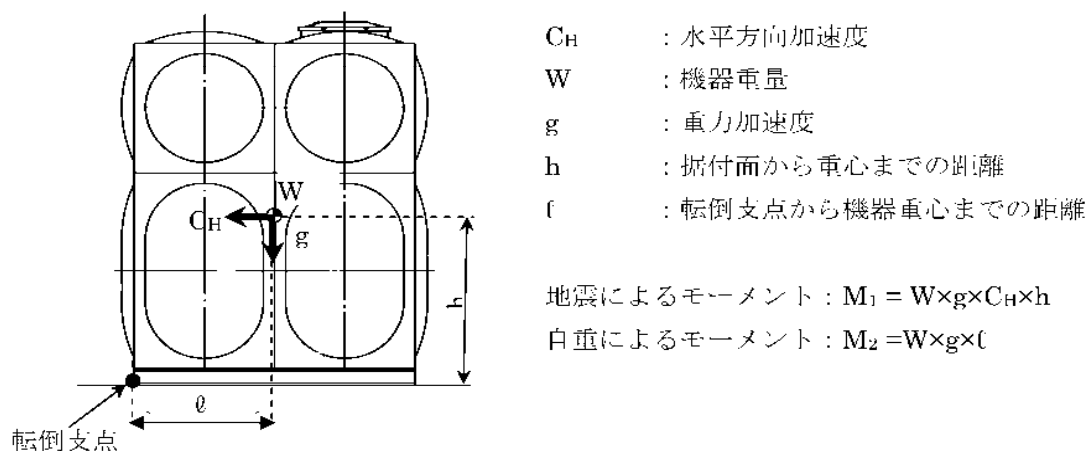
(2) 耐震性

ホウ酸水タンクは、事務本館脇海側駐車場に設置されており、ボルトにより固定されていないことを踏まえ、耐震性の評価として、タンクが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ホウ酸水タンクの転倒評価

タンクについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った（図 1 参照）。タンクが転倒するのは、地震によるモーメント > 自重によるモーメントの場合であるが、評価の結果、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力によるモーメント < 自重によるモーメントであり、タンクが転倒しないことを確認した。

なお、評価の結果、耐震 S クラス相当の静的地震力に対してもタンクが転倒しないことを確認した。



図－ 1 タンクの転倒評価モデル

1.2 管の構造強度及び耐震性

1.2.1 鋼管

(1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」におけるクラス2配管の規定に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、ホウ酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（表 1 参照）。

表 1 ホウ酸水注入系における鋼管の構造強度評価結果

	公称肉厚 [mm]	必要最小厚さ [mm]
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口 ヘッダまで	4.2	2.7
	4.2	3.0
	5.0	3.8

■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値及び表 2 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t：管の計算上必要な厚さ（mm）

P：最高使用圧力（MPa）

D₀：管の外径（mm）

S：最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図 表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力（MPa）

η：長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表-2 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

(2) 耐震性

鋼管は分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが、その前後はフレキシビリティを有したポリエチレン管等と接続されており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.2.2 フレキシブルチューブ

(1) 構造強度

フレキシブルチューブは設計・建設規格に記載がない機器であるが、タンクヘッド圧 (0.02MPa) における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2) 耐震性

フレキシブルチューブは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.2.3 ポリエチレン配管

(1) 構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材料であるため、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」による規定はなく、ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定、分類される。ポリエチレン管の性能 (引張降伏強さや引張による破断時の伸び等) や寸法については、日本水道協会規格 (JWWA K 144 等) 及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格 (PTC K 03 等) に詳しく規定されている。

内圧に対する強度設計としては、設計内圧による発生応力が、材料（PE100）の50年後クリープ強度 σ_{50} に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを、JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において、設計内圧は1.0MPa であり、常用高台炉注水ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで1.0MPa 以下）を上回っていることから、ポリエチレン管の規格品は、原子炉注水系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。

また、ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが、50℃の温度条件においても、原子炉注水系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には、①ポリエチレン管に加わる内圧による応力、②使用環境温度、及び③破壊時間に関する関係式を用いて、環境温度が20℃～50℃のときに、1MPa の内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ、破壊時間が最も短くなる50℃の場合でも、10年以上の寿命が確保できることを確認した。

さらに、通常運転状態における漏えい確認を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認している。以上のことから、ポリエチレン管はホウ酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

σ_{50}	PE100 の 50 年後クリープ強度(MPa)
S_f	安全率
P	設計内圧(MPa)
D	管外径(mm)
t	管厚(mm)

(2) 耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については、土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり、福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら、ポリエチレン管は、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

五ホウ酸ナトリウムの必要量

1 五ホウ酸ナトリウムの必要量の考え方

R P V内でホウ素濃度 510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）にするために五ホウ酸ナトリウムの必要量を定める。P C V内のデブリに対する五ホウ酸ナトリウム必要量に関しては、R P VからP C Vへ五ホウ酸ナトリウムが流入することから、R P V内へ五ホウ酸ナトリウム必要量で連続注入を行う。連続で五ホウ酸ナトリウムを注入するとP C Vの五ホウ酸ナトリウム濃度は徐々に上昇し、P C V内の未臨界に寄与する。このため、五ホウ酸ナトリウム注入後も引き続き、臨界が継続したと判断された場合、連続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。なお、五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合は、海水を注入する。

2 五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出

五ホウ酸ナトリウムはR P V内保有水で希釈されることから、その必要量はR P V保有水量と五ホウ酸ナトリウム中のホウ素成分比率を用いて次式で計算できる。

$$\text{五ホウ酸ナトリウム}[\text{kg}] = \frac{\text{RPV保有水量}[\text{kg}] \times \text{ホウ素濃度}[\text{ppm}] \times 10^{-6}}{\text{ホウ素の成分比率}}$$

現在、水位計がダウンスケールしているため、正確なR P V保有水量は不明である。一方、希釈を考えると保有水量が多い方が必要量を多く見積もり保守的となる。そこで、五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出に当たっては、保守的に通常水位を用い、さらに各号機の中で最大の保有水量を採用した。表-1 に各号機の保有水量を示す。

表-1 各号機の通常保有水量

	保有水量
1号機	$194 \times 10^3 \text{ kg}$
2号機	$340 \times 10^3 \text{ kg}$
3号機	$340 \times 10^3 \text{ kg}$

3 評価条件

- ホウ素濃度：510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）
- ✓ 反応度 5%Δk 相当の ^{10}B 同位体天然組成ホウ素濃度として算出

- 五ホウ酸ナトリウム ($\text{Na}_2\text{B}_{10}\text{O}_{16} \cdot 10\text{H}_2\text{O}$) 中のホウ素成分比率：下式のとおりである。

$$\text{ホウ素の成分比率} = \frac{B \times 10}{Na \times 2 + B \times 10 + O \times 16 + (H \times 2 + O \times 1) \times 10} = 0.183$$

ただし、各核種の原子量は下表を用いた（出典 理科年表）

核種	H	B	O	Na
原子量	1.008	10.811	15.999	22.990

4 評価式

- 1～3号機の五ホウ酸ナトリウムの必要量

R P V保有水量 340t を用いると

$$\text{五ホウ酸ナトリウム} = \frac{340 \times 1000 \times 510 \times 10^{-6}}{0.183} = 948 \text{ kg}$$

5 評価結果

	1～3号機
五ホウ酸ナトリウムの必要量	948 kg

五ホウ酸ナトリウムは保守的に 948kg を 960kg とし、全号機に同量 960kg を注入する。臨界継続が確認された場合、連続して五ホウ酸ナトリウムを注入し、五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合、海水を注入する。表 2 に各号機毎に注入する保有水量に対する五ホウ酸ナトリウム濃度の対応表を示す。また、図-1 に温度とホウ酸溶解度曲線を示す。

表2 五ホウ酸ナトリウム960kgに対する有効保有水量と五ホウ酸ナトリウム濃度 (wt%)

ホウ酸水タンク水位 (m)	吸込み残り高さ (m)	有効水位 (m)	保有水量 (t)	有効保有水量 (t)	五ホウ酸ナトリウム濃度 (wt%)
1.0	0.5	0.5	10.0	5.0	17.7
1.1	0.5	0.6	11.0	6.0	14.9
1.2	0.5	0.7	12.0	7.0	12.9
1.3	0.5	0.8	13.0	8.0	11.4
1.4	0.5	0.9	14.0	9.0	10.2
1.5	0.5	1.0	15.0	10.0	9.2
1.6	0.5	1.1	16.0	11.0	8.4
1.7	0.5	1.2	17.0	12.0	7.7
1.8	0.5	1.3	18.0	13.0	7.1
1.9	0.5	1.4	19.0	14.0	6.7
2.0	0.5	1.5	20.0	15.0	6.2

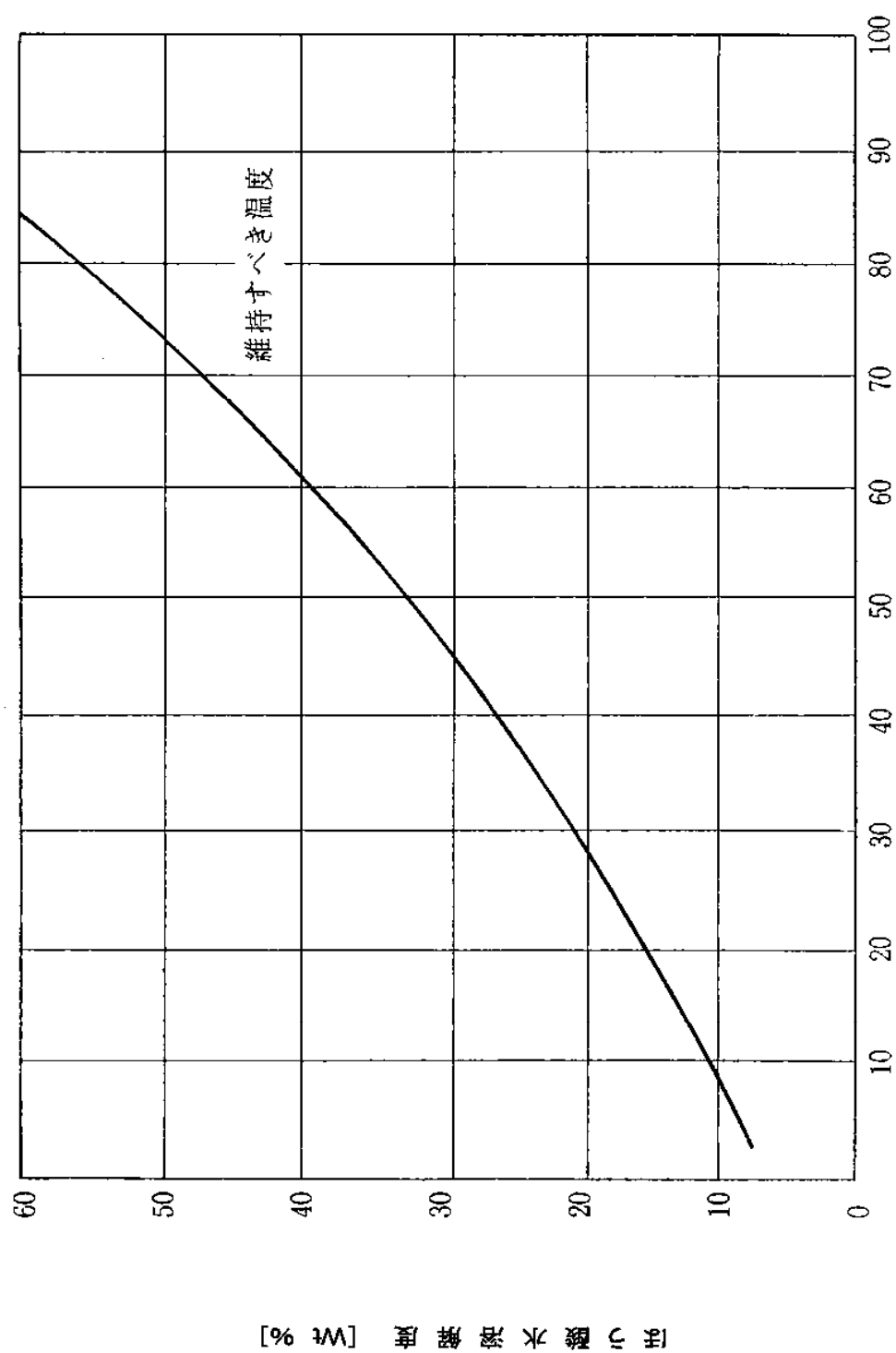


図 1 ホウ酸溶解度曲線

未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

1 概要

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガス（Xe-135）の放射能濃度を連続的に測定しているが、これまで臨界の兆候は確認されていない。

仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器内でホウ素濃度 510ppm となる量の五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしているが、ここでは、未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度を評価する。

2 解析条件

2.1 解析における不確かさの考え方、及び条件

現時点では炉内状況の多くが不確かであり、評価条件を1つに特定することはできない。そこで、本評価では、現実的に起こりうる炉内状態の範囲を考え、感度解析を行う。臨界評価にあたっては、不確定要素として、デブリの組成、デブリの形状、堆積状態、構造材の組成及び混合量がある。

以下に各々の不確定要素における考え方、及び条件を示す。

(1) デブリの組成

運転中の原子炉内には、さまざまな燃焼度の燃料が存在する。運転中に燃料の健全性を担保する為に、実炉心配置では、どの号機も出力分布が平坦になる様に、燃料の燃焼度の低いものと燃焼度の高いものが偏らないように配置されている。このため、複数の燃料が溶融する場合、特定の燃焼度の燃料領域のみが溶融することはない。また、溶融燃料の領域が形成されると、溶融の過程で溶融物は混在状態となる。したがって、溶融燃料の組成は溶融領域の大きさや量にあまり依存しないと考えられる。

燃焼が進んだ燃料中に含まれるウラン以上の質量数を持つ核種（以下重核という）の組成は、炉心平均燃焼度が低いと炉心中のウラン 235 が多いため、デブリの臨界性を保守的に（体系の固有値を高く）評価できることから、震災時（平成 23 年 3 月 11 日）において 1 号機～3 号機の中で最も炉心平均燃焼度が低い 3 号機を代表組成とした。さらに、燃焼度が低い方が、反応度が高く、保守的な評価になる為、上記の代表組成を 2 月上旬の組成を用いた。（表－1 参照）。

また、溶融前の燃料には、重核の他に核分裂生成物（以下 F P という）やガドリニアが含まれており、デブリにもこれらが存在する。臨界評価にあたっては、F P については JAERI-Tech2001-055「燃焼度クレジット導入ガイド原案」にて臨界評価において考慮を認めている核種（Rh103, Nd143, Sm149, Cs133, Tc99, Sm151, Sm152, Nd145, Eu153, Sm150, Mo95, Sm147）のみ存在するとした。また、中性子吸収体であるガド

リニアは、初期の反応度を抑制する為に新燃料に多く存在する。ガドリニアは燃焼が進むに従い減少する。ガドリニアは残存量が小さい方が臨界性を保守的に評価できる。実際は、1サイクル照射後でも、燃料にガドリニアは存在する。ここでは、保守的に当該サイクルに装荷された新燃料にのみ残存していると考え、さらに、ガドリニア濃度は燃料の軸方向で異なるが、ガドリニア濃度が少ない燃料上部のみを対象にした。この考えに基づき、1～3号機で新燃料体数割合が一番小さい1号機のガドリニア量のみがデブリに存在するとし、平成23年3月11日時点のサイクル燃焼度を仮定してガドリニア残存量を算出した。残存ガドリニア量の推定値を表2に示す。ここでも、保守的に1号機の0.004(wt%)より少ない0.003(wt%)を使用した。

現実には、減速材温度係数は負になると考えられるため、減速材温度20℃を基準ケースとした。

表 1 燃料の組成に影響する炉心平均燃焼度

	1号機	2号機	3号機	組成データに用いた 燃焼度
炉心平均 燃焼度 [GWd/t]	25.8	22.9	21.7	20.8 (3号機 平成23年2月上旬)

表 2 1～3号機の残存ガドリニア推定値と評価に用いた値

	1号機	2号機	3号機	評価に 用いた値
Gd量(wt%)	0.004	0.016	0.012	0.003

(2) デブリの形状

デブリが溶岩状になっていると、デブリ中に空孔があっても減速材量（水）が少なく、最適な減速状態にはならず、未臨界となる。このため、臨界評価においては、デブリ形状を保守的に球形として評価した。

現実的なデブリは、粒径はさまざまで、小さいデブリが大きいデブリの隙間を埋めて密に詰まっていると考えられる。デブリが密に埋まっていると、溶岩状の場合と同じく減速材量が少ないため臨界にはなりにくいですが、減速材が流入できる隙間がある方が臨界となり易い。そこで、臨界評価では粒径を一定値とし評価した。デブリの粒径を一定とすることで、デブリ間に減速材が流入でき、臨界となりやすい状態となる。

同一粒径の球の配置では、立方体の中心に1つ入ったものがなる場合に減速材領域が一番大きくなり（減速材体積割合 0.48）、体心立方格子（減速材体積割合 0.32）、面心立方格子（減速材体積割合 0.28）となるに従い減速材体積割合も小さくなるが、現実的には、部分でこれらの配置となっていると考えられる。

そこで、臨界評価では、図 1 に示すように保守的に減速材領域の少ない面心立方

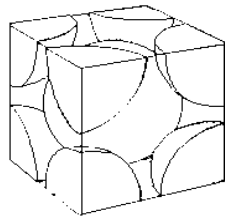
格子を除外した立方体に 1 つの場合と体心立方格子の場合を評価する。

さらに、TMI-2 のデブリ (NUREG/CR-6195 Examination of Relocated Fuel Debris Adjacent to the Lower Head of the TMI-2 Reactor Vessel) にはデブリ中に空孔 (空孔率平均 0.2) があることから、デブリ中に同等の空孔が存在するケースも評価する。

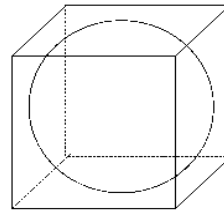
以上の条件下で、粒径を変化させて、最大の粒径半径を求めた。

以上より、臨界評価ケースとして、次の 4 ケースを設定した。

- ・体系① (減速材体積割合 32%) : デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中実
- ・体系② (減速材体積割合 46%) : デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中空
- ・体系③ (減速材体積割合 48%) : デブリが立方体中に 1 つ存在し、デブリ中実
- ・体系④ (減速材体積割合 58%) : デブリが立方体中に 1 つ存在し、デブリ中空



体心立方格子状に配列



立方体の中心に球 1 つ配列

図 1 体心立方格子、立方体における配列体系

(3) デブリの堆積形状

デブリの堆積形状は、堆積場所の構造物の形状により、円錐、円柱、半球など様々な形状が考えられる。

様々な堆積形状の可能性があるが、特定の形状で代表させることは難しい。また、有限体系の場合、様々な中性子の漏えいが考えられる。そこで、臨界評価上は保守的に無限体系で評価をする。

(4) 構造材の組成及び混合量

構造材のうち、被覆管やチャンネルボックスはジルカロイ、炉心部の制御棒の構造材や炉心支持板、支持金具及び下部タイプレートなどはステンレス鋼でできおり、燃料が溶融・移行する過程で、これらがデブリに混合すると考えられる。

臨界評価時のデブリ中の構造材の混合量としては、保守的に炉心外の構造材 (制御棒案内管や原子炉圧力容器) は考慮せず、炉心域 (炉心支持板下の構造物は考慮しない) に存在する構造材のみ混合を考慮する。燃料 1 体あたりの構成重量比は同じであることから、溶融燃料の割合によらず構造材の混合割合も一定とする。

震災直後にスクラムし全制御棒挿入が確認されていることから、燃料溶融時には炉心部には制御棒の構造材と中性子吸収体（B4C）が存在した。制御棒は燃料4体に囲まれる形で配置されており、燃料が溶融すれば、制御棒も溶融し、制御棒中の中性子吸収体（B4C）もデブリに混合すると考えられる。図 2に示すように、4×4燃料体系を考える。これらの燃料に隣接している制御棒は合計9体ある。燃料が溶融した場合、燃料に隣接している複数の制御棒の溶融が想定される。ここでは、制御棒溶融の割合は、16体の燃料体に囲まれる最低1体の制御棒のみが溶融している状態が、他の制御棒が溶融していない分、現実上厳しい体系となる。実際はこの割合（制御棒1体／燃料集合体16体）以上の制御棒が溶融していると考えられる。さらに保守的に全ての制御棒が溶融しない場合も想定した。

以上より、デブリ中の制御棒の混合量として次の3ケースを設定した。

デブリ組成(A) 燃料・構造材＋制御棒一部（制御棒1体／燃料集合体16体）

デブリ組成(B) 燃料＋構造材（制御棒なし）

デブリ組成(C) 燃料・構造材＋全制御棒

デブリに対する臨界評価において、想定した条件と考え方の記載箇所を表 3にまとめる。

表ー3 原子炉格納容器における燃料デブリに関する不確かさに対する考え方

項目	想定した条件	考え方の記載箇所
デブリ組成		
燃料	重核，F P，残存 Gd がデブリに混合	1)
構造材	被覆管，集合体壁，炉心支持板，支持金具，下部タイプレートがデブリに混合	4)
制御棒	炉心有効長部分の制御棒がデブリ混合	4)
形状		
デブリ（粒子）形状	球形（中実及び中空） 粒半径： ～10[cm]	2)
堆積（体系）形状	体心立方，立方体中央に1つの場合	2)，3)
（水領域の割合）	水：デブリ 体積比 ＝ 3.3：6.7～5.8：4.2	2)

冷却材条件は 20℃とする。

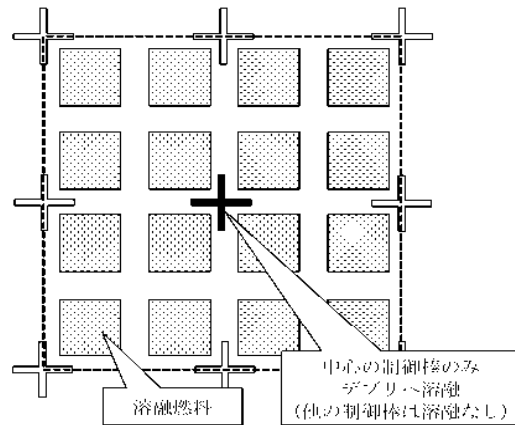


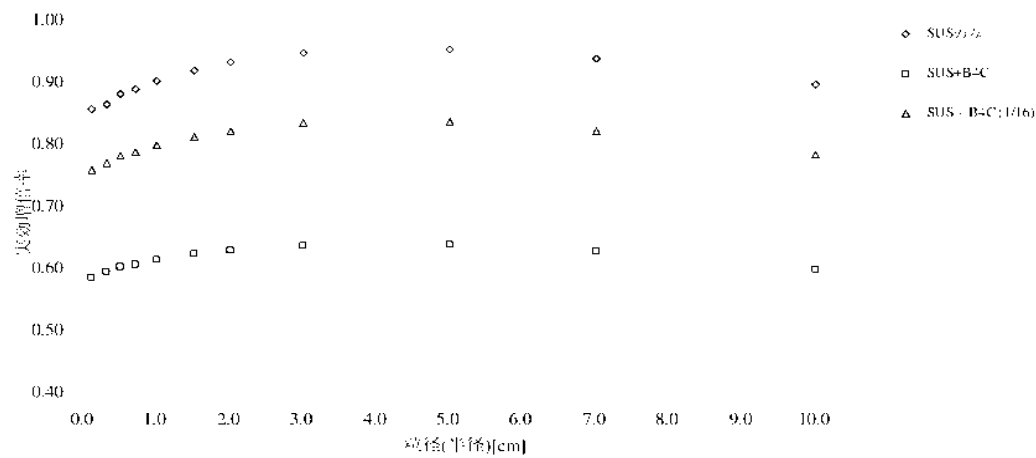
図 2 溶融燃料に対する制御棒の溶融割合に対する考え方

3 評価結果

評価結果として、デブリの未臨界性評価、ホウ素濃度 510ppm のホウ素価値、海水注入時の海水の負の反応度ならびに考えられる評価誤差を示す。

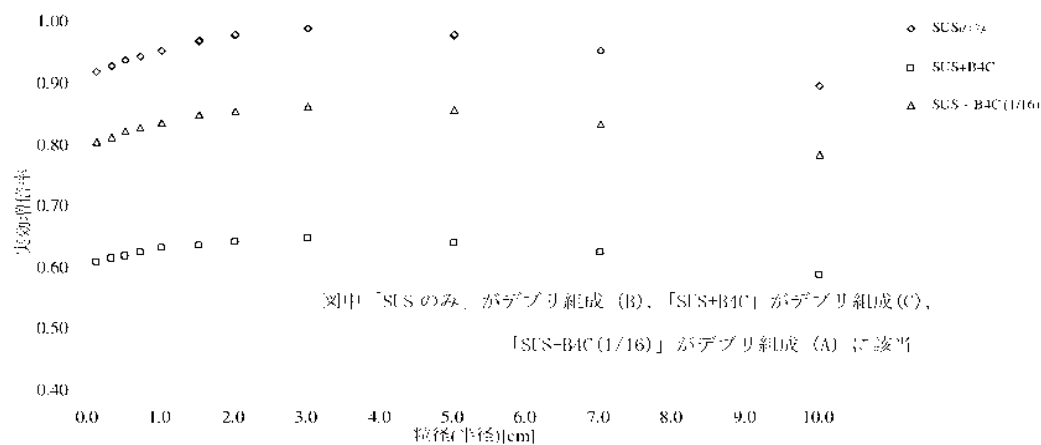
3.1 デブリの未臨界性評価

解析条件の整理に基づき、臨界計算のパラメータサーベイをモンテカルロコード MVP (JAERI-1348 MVP/GMVP II; General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods) で行った。結果は次のとおりとなる。①から④における体系で粒径の大きさによるサーベイの結果を以下に示す。



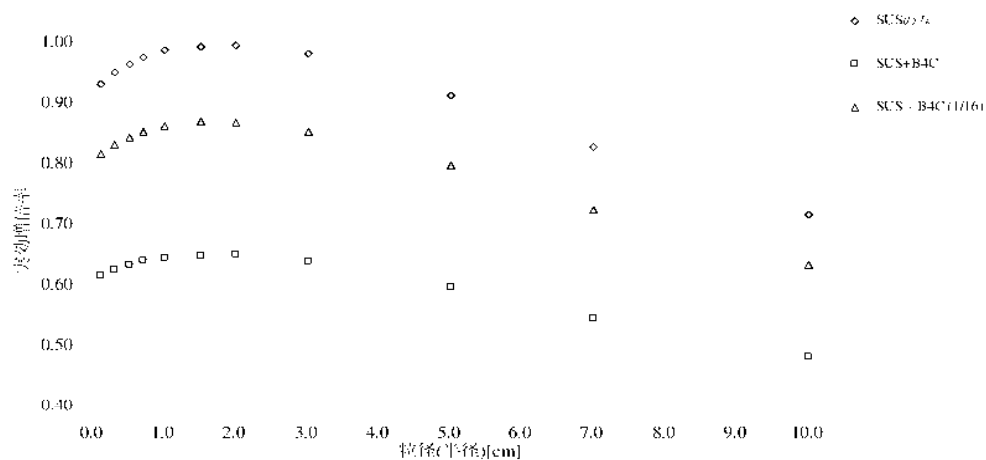
図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B)、「SUS+B4C」がデブリ組成 (C)、
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

図 3 体系①（減速材体積割合 32%）における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B)、「SUS+B4C」がデブリ組成 (C)、
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

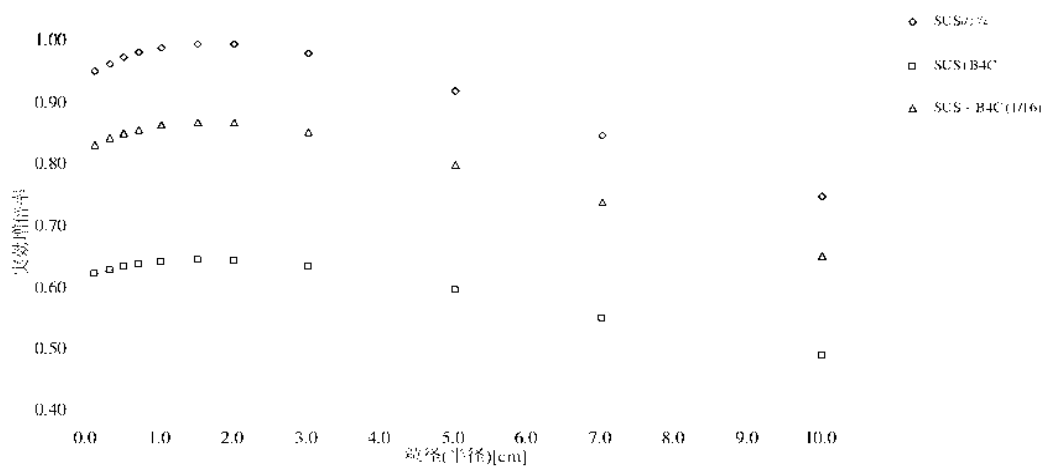
図 4 体系②（減速材体積割合 46%）における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B)、「SUS+B4C」がデブリ組成 (C)。

「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

図ー 5 体系③（減速材体積割合 48%）における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B)、「SUS+B4C」がデブリ組成 (C)。

「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

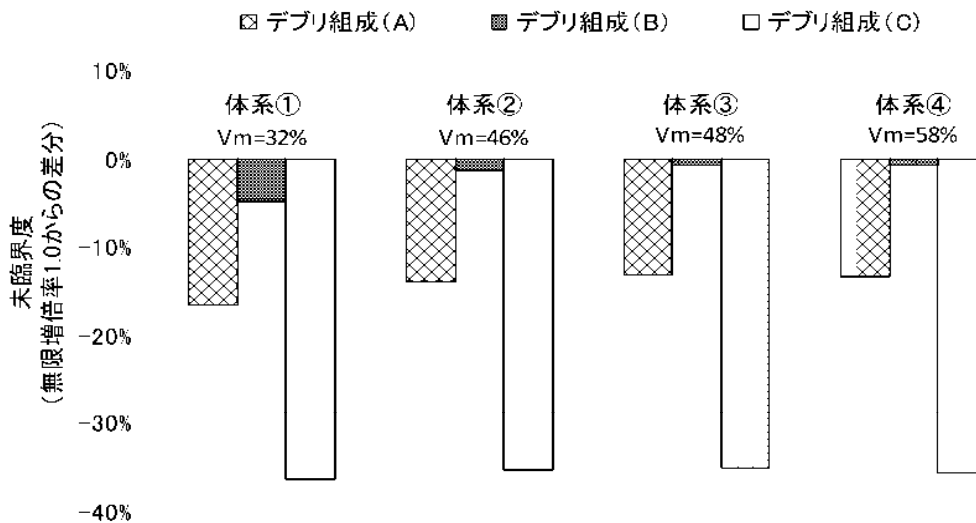
図 6 体系④（減速材体積割合 58%）における粒径変化における実効増倍率の変化

最大反応度を与える粒半径の最大値は以下のとおりとなった。

- ・体系①デブリが体心立法格子状に存在し、デブリ中実：粒半径 5cm
- ・体系②デブリが体心立法格子状に存在し、デブリ中空：粒半径 3cm

- ・体系③デブリが立方体中に1つ存在し、デブリ中実：粒半径 2cm
- ・体系④デブリが立方体中に1つ存在し、デブリ中空：粒半径 1.5cm

各々の最大反応度粒半径に対してのデブリ組成別(A)～(C)における解析結果を以下に示す。ケース別の無限増倍率の評価結果を図 7 に示す。デブリ組成 (C) は全制御棒が混入している為、十分な未臨界状態となる。デブリ組成 (A) (燃料+構造材+制御棒一部 (制御棒 1 体/燃料集合体 1 6 体)) であれば十分に未臨界であることが確認できた。制御棒成分を含まない保守的なデブリ組成 (B) (燃料+構造材 (制御棒なし)) でも、炉心内の一部の構造材がデブリ中にあれば評価上は未臨界の結果となった。現実的には、デブリ中に制御棒成分が全く含まれないとは考えにくく、現状のデブリの状態は、保守的に考えてもデブリ組成 (A) (燃料+構造材+制御棒一部 (制御棒 1 体/燃料集合体 1 6 体)) とデブリ組成 (B) (燃料+構造材 (制御棒なし)) の間に存在していると考えられる。以上より、デブリの状態で存在する場合、工学的には臨界になることは極めて低いと推測される。体系・デブリ組成などの不確かさを鑑み、注入するホウ素濃度は、保守的なデブリ組成 (B) において 5% Δk の負の反応度を投入できる量とする。次節で必要量の評価結果を示す。



図ー 7 デブリ体系・組成における臨界評価

3.2 510ppm のホウ素価値

ホウ酸水注入方針では、臨界が継続された状態では、継続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。臨界事象は緩やかな反応度変化のため、臨界が検知後に速やかに五ホウ酸ナトリウムを注入すると未臨界状態になると考えられる。未臨界達成後も反応度印

加が続くなどの理由で再び臨界となった場合や、臨界が継続する場合は、五ホウ酸ナトリウムを連続して注入する。

注入時に想定しているホウ素濃度を 510ppm における反応度低下量を図－8 に示す。図 8 からホウ酸濃度 510ppm によりで 5% Δk 以上の反応度低下を見込む。JAERI-1340 臨界安全ハンドブック第 2 版から、負の反応度 5% Δk は臨界管理としては妥当な値であるとされている。なお、この評価結果はデブリ組成に適用できる為、RPV、PCV 双方のデブリを未臨界にするホウ素濃度となる。

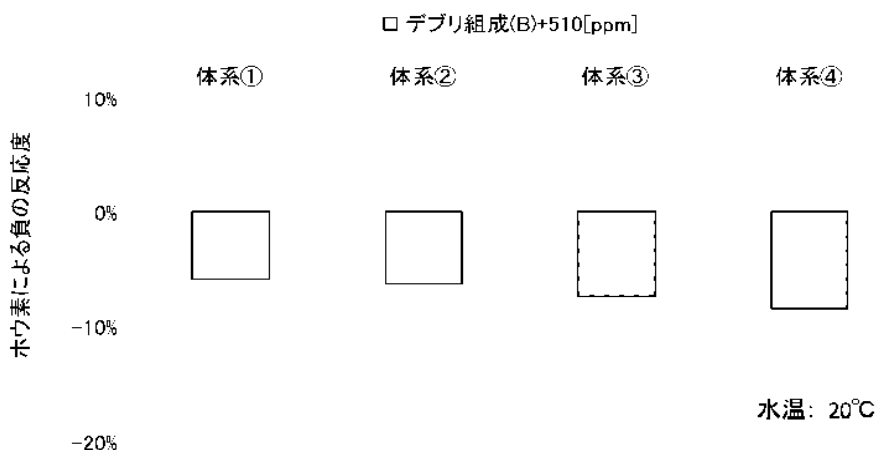


図 8 各体系におけるホウ素濃度 510ppm に対する結果

3.3 海水注入による反応度低下量

RPV、PCV に注入するホウ酸水が枯渇した場合、さらに、海水を注入する運用となっている。ホウ酸水の代わりに海水（塩分濃度 3.2wt%）を注入した時の解析結果を示す。海水は塩素を含んでおり、塩素が中性子吸収材になる為、ホウ酸水の代替となる。表

4 にデブリ組成 (B) での各体系における海水を注入したときの反応度低下量を示す。塩分濃度 3.2wt% で約 3% Δk の反応度低下が見込める。ホウ酸水が枯渇した場合でも、海水を注入することによって、対応が可能である。

表 4 各体系における海水注入時におけるによる増倍率低下量

	水温20℃	水温40℃	水温55℃	水温80℃	水温100℃
体系①	-3.29%	-3.21%	-3.18%	-3.05%	-2.88%
体系②	-3.65%	-3.49%	-3.41%	-3.27%	-3.14%
体系③	-4.16%	-4.03%	-4.02%	-3.97%	-3.90%
体系④	-4.86%	-4.73%	-4.73%	-4.70%	-4.53%

デブリ組成 (B) (燃料+構造材 (制御棒なし))

以上

臨界評価の説明資料

1. 臨界時の線量評価

1.1 評価前提

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 1Bq/cm^3 としている。（「別紙 1 臨界判定基準について」参照）ここでは、保守的にその 100 倍の 100Bq/cm^3 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の、敷地境界における被ばく線量を評価する。

1.2 核分裂生成物の放出量の評価方法

核分裂生成物の生成量と移行、放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- (1) 臨界が発生した場合でも、デブリ周辺には水が存在しており（臨界発生には水が必要）、冷温状態と考えられることから、評価対象核種は揮発性の高い核分裂生成物として希ガスとよう素とする。
- (2) 臨界による核分裂生成物の生成量は、ガス放射線モニタで 100Bq/cm^3 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し、各核種の核分裂収率を用いて評価する。臨界時の出力レベルは、平均出力約 1kW 相当とする（「別紙 2 ガス放射線モニタによる臨界検知評価」参照）。
- (3) 生成された核分裂生成物が格納容器内気相部へ移行する割合は、希ガスについては 100%、よう素については 10%とする。臨界が発生した場合でもデブリ周辺には水が存在しており、よう素については大部分が液相へ移行すると考えられるが、ここでは保守的な条件を設定する。
- (4) 大気への放出量については、臨界で発生した核分裂生成物が直接格納容器に放出され、さらに飽和蒸気も含めて格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考え、以下のよう求める。

格納容器内で瞬間的に発生した放射性物質 i が、格納容器から時定数 λ_{PCV} で漏えいする場合の格納容器内の物質収支は、核種の崩壊を考慮して以下の式で表される。

$$dQ_i / dt = -\lambda_i Q_i - \lambda_{PCV} Q_i$$

ここで、放射性物質 i の崩壊定数を λ_i とする。よって初期の発生量を Q_{i0} とすると、

$$Q_i = Q_{i0} \exp(-(\lambda_i + \lambda_{PCV})t)$$

一方、格納容器からの漏えい量は $\lambda_{PCV}Q_i$ であるから、無限時間までの積算漏えい量は、

$$\int_0^{\infty} \lambda_{PCV} Q_i dt = Q_{i0} \lambda_{PCV} / (\lambda_i + \lambda_{PCV})$$

となり、臨界で発生した放射性物質が、格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考えた場合、格納容器から漏えいする量は発生量に $\lambda_{PCV} / (\lambda_i + \lambda_{PCV})$ を乗じた値となる。

ここで、時定数 λ_{PCV} は、格納容器からの気体の漏えい量を窒素封入量と放出蒸気量の和として、以下の式により求める。ここで、放出蒸気量は保守的に冷温停止状態での温度として80℃相当の飽和蒸気圧分の蒸気が窒素とともに放出されるものとする。

$$\lambda_{PCV} = (F_{N_2} + F_{H_2O}) / V_{PCV}$$

F_{N_2} : 単位時間あたりの窒素封入量

F_{H_2O} : 単位時間あたりの放出蒸気量 (80℃相当の飽和蒸気圧分)

V_{PCV} : 格納容器気相部体積

また、格納容器気相部体積については、放出量の観点からは小さい方が保守的であるため、格納容器球部の赤道面に水位が形成されている場合の自由空間体積として1号機で1900m³、2／3号機で2600m³と設定する。単位時間当たりの窒素封入量については、放出量の観点からは大きい方が保守的であるため、運転実績から保守的に50m³/hと設定する。

1.3 核分裂生成物の放出量の評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 1 の通りである。

表－1 核分裂生成物放出量

核分裂生成物	放出量 (Bq)	
	1号機	2／3号機
希ガス (γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)	3.6×10^{13}	2.7×10^{13}
よう素 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	5.0×10^{10}	4.4×10^{10}

1.4 線量の評価方法

敷地周辺における実効線量は、希ガスの γ 線外部被ばくとよう素の内部被ばくによる実効線量の和として計算する。よう素の呼吸摂取による内部被ばく線量は、感受性の高い小児を対象に行う。また、相対線量、相対濃度については、地上放散を想定していることから、福島第一原子力発電所設置許可申請書添付六に記載の主蒸気管破断事故における値を用いる。ただし、2/3号機については、値の大きい3号機のものを用いる。

(1) 放射性雲からの希ガスの γ 線による外部被ばく

$$H_y = K \cdot E_y / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q$$

H_y : 希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1.0Sv/Gy)

E_y : γ 線の実効エネルギー (MeV)

D/Q : 相対線量 (1号機: 2.5×10^{-10} Sv/Bq, 3号機: 3.0×10^{-10} Sv/Bq)

Q : 核分裂生成希ガスの大気放出量 (Bq)

(2) 放射性雲からのよう素の吸入摂取による内部被ばく

$$H_i = K_{in} \cdot R \cdot \chi/Q \cdot Q_i$$

H_i : よう素の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

K_{in} : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (1.6×10^{-7} Sv/Bq)

R : 小児の呼吸率 (活動時: 8.61×10^{-5} m³/s)

χ/Q : 相対濃度 (1号機: 1.9×10^{-5} s/m³, 3号機: 2.6×10^{-5} s/m³)

Q_i : よう素の大気放出量 (I-131 等価量) (Bq)

1.5 線量の評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界の実効線量を評価した結果は、1号機で約 2.2×10^{-3} mSv, 2/3号機で約 2.4×10^{-3} mSv 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考えられる。

また、放出量が多い1号機についての、特定原子力施設からの距離が5km及び10kmにおける評価結果は、それぞれ約 6.2×10^{-3} mSv, 約 2.4×10^{-3} mSv となる。

2. 別紙

別紙 1 臨界判定基準について

別紙-2 ガス放射線モニタによる臨界検知評価

以上

臨界判定基準について

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し、仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ガス放射線モニタによる未臨界監視において指標とする短半減期希ガス核種は、仮に臨界になった場合の生成量とモニタ到達までの減衰を考慮し、検知しやすい代表核種としてXe-135を選定している。

ここで、以下の点を考慮し、臨界判定基準としてXe-135放射能濃度1Bq/cm³を設定している。

- (a) 周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは、十分小さいものであること。
- (b) 放射線検出器の検出限界値の実績を考慮すること。
- (c) 自発核分裂により常時放出されるXe-135と識別できること。

(a) に関して、「Ⅱ.2.4.1.8.3 臨界時の評価」の通り、100Bq/cm³相当のXe-135が測定される出力レベルの臨界を想定した被ばく線量評価を実施している。これを検知する判定基準1Bq/cm³は臨界検知から五ホウ酸水注入までの対応時間を確保でき、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは十分小さいものであると言える。

(b) に関して、ガス放射線モニタでは原子炉格納容器ガス管理設備にて抽気されたガスのガンマ線を連続的に計測し、マルチチャンネルアナライザにて得られたガンマ線スペクトルからXe-135の放射能濃度を算出しているが、現状の1～3号機の検出限界濃度は高々0.4Bq/cm³であり、抽気ガス中のXe-135放射能濃度として1Bq/cm³を検出することが可能である。

(c) に関して、「福島第一原子力発電所2号機の格納容器からのXe-135の検出について」(平成23年11月4日、東京電力株式会社)では、自発核分裂により常時放出されるXe-135として約10⁻³Bq/cm³と評価している。この値は、自発核分裂核種の存在量や実効増倍率、測定までの時遅れによって変わりうるものであることから、自発核分裂により常時放出されるレベルから確実に識別できる基準として1Bq/cm³は妥当であると考えられる。

なお、ガス放射線モニタが全て故障した場合、代替措置として原子炉圧力容器底部温度計、モニタリングポストにより、未臨界状態の監視を行う。原子炉圧力容器底部温度計は臨界後の出力上昇に伴う温度上昇を検知することにより、モニタリングポストは臨界後に放出される希ガスによる線量上昇を検知することにより、未臨界状態の監視を行うものである。ここでの監視の判定基準は、指示値の異常な上昇を判別する基準として、過去の実

績から設定する。

以上

ガス放射線モニタによる臨界検知評価

1. 評価方法

(1) 格納容器内短半減期希ガス濃度

原子炉圧力容器と格納容器を考慮した簡易的な体系を考え、臨界による原子炉圧力容器内での希ガス発生と、窒素封入、排気（置換）による以下のマスバランス計算から格納容器内濃度を求める。なお、臨界により生成された希ガスは発生源からは直ちに放出されると仮定する。

$$(RPV \text{ 内}) \quad \frac{dC_{RPV}}{dt} = -\lambda C_{RPV} - \frac{F_{RPV}}{V_{RPV}} C_{RPV} + \frac{P}{V_{RPV}} \quad \text{①}$$

$$(PCV \text{ 内}) \quad \frac{dC_{PCV}}{dt} = -\lambda C_{PCV} - \frac{F_{PCV}}{V_{PCV}} C_{PCV} + \frac{C_{RPV} F_{RPV}}{V_{PCV}} \quad \text{②}$$

ここで、

C_{RPV} : RPV 気相部内放射能濃度

C_{PCV} : PCV 気相部内放射能濃度

V_{RPV} : RPV 気相部体積

V_{PCV} : PCV 気相部体積

F_{RPV} : RPV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV}

F_{PCV} : PCV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV} ・PCV 窒素封入量 N_{PCV}

λ : 核種の崩壊定数

P : 臨界による単位時間あたりの核種生成量

式①、②を初期条件 $C_{RPV}(t=0)=0$ 、 $C_{PCV}(t=0)=0$ で解く。また、 P については、ある平均出力が一定時間継続するものとして、核分裂収率を用いて以下の式にて求める。ここで、1回の核分裂で約 200MeV のエネルギーが発生することから、出力 1kW は毎秒 3.1×10^{13} の核分裂に相当するものとする。

$$P = 3.1 \times 10^{13} \times P_c \times Y \times \lambda$$

ここで、

P_c : 平均出力

Y : 核種の収率

また、原子炉圧力容器気相部体積、格納容器気相部体積については、臨界検知の観点からは大きい方が保守的であるため、2/3号機の保有水を考慮しない空間体積を入力条件

として、それぞれ 520m³、3770m³と設定する。原子炉圧力容器及び格納容器への単位時間当たりの窒素封入量については、臨界検知の観点からは小さい方が保守的であるため、至近の運転実績から保守的にそれぞれ、10m³/h、0m³/h と設定する。

(2) 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

原子炉格納容器ガス管理設備のガス放射線モニタは、排気の再循環ラインに設置されたフィルタユニットの下流側から抽気したガスを測定している。

格納容器内濃度がステップ状に変化した場合の、ガス放射線モニタ内濃度の時間応答については、吸込配管部の通過にかかる時間と再循環容積部の置換にかかる時間を考慮し、1 時間程度の時間遅れを見込むこととする。

すなわち、(1) で求めた格納容器内希ガス濃度に、測定までの時遅れによる減衰を考慮したガス放射線モニタ内放射能濃度を、以下の式で求める。

$$(\text{ガス放射線モニタ内}) \quad C_{\text{Monitor}}(t + \Delta t) = C_{\text{PCV}}(t) \exp(-\lambda \Delta t) \quad \text{③}$$

ここで、

C_{Monitor} : ガス放射線モニタ内放射能濃度

Δt : 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

2. 評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した、ガス放射線モニタで平衡濃度 100Bq/cm³ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界は、平均出力約 1.0kW 相当となる。

また、この時のガス放射線モニタ内 Xe-135 濃度の時間変化を図-1 に示す。

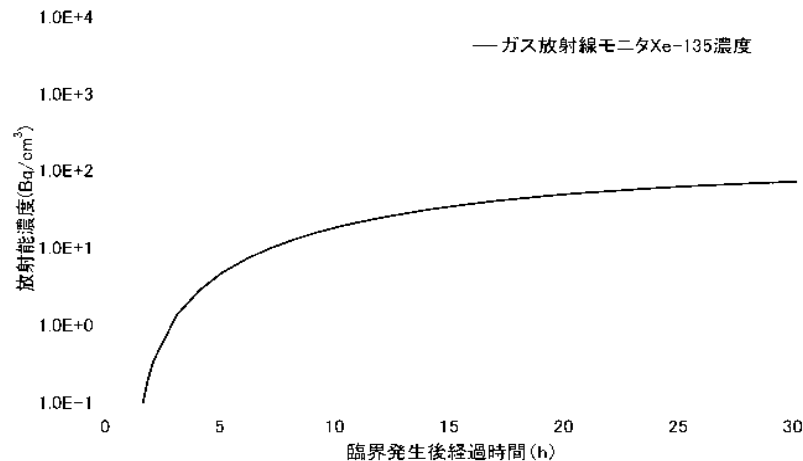


図-1 臨界発生後の Xe-135 濃度の時間変化

以上

2.5 汚染水処理設備等

2.5.1 基本設計

2.5.1.1 設置の目的

タービン建屋等には、東北地方太平洋沖地震による津波、炉心冷却水の流入、雨水の浸入、地下水の浸透等により海水成分を含んだ高レベルの放射性汚染水が滞留している（以下、「滞留水」という）。

このため、汚染水処理設備等では、滞留水を安全な箇所に移送すること、滞留水に含まれる主要な放射性物質を除去し環境中に移行し難い性状とすること、除去した放射性物質を一時的に貯蔵すること、滞留水の発生量を抑制するため塩分を除去し原子炉への注水に再利用する循環冷却を構築することを目的とする。

2.5.1.2 要求される機能

- (1) 発生する高レベル放射性汚染水量（地下水及び雨水の流入による増量分を含む）を上回る処理能力を有すること
- (2) 高レベル放射性汚染水中の放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること
- (3) 汚染水処理設備が停止した場合に備え、複数系統及び十分な貯留設備を有すること
- (4) 汚染水処理設備等は漏えいを防止できること
- (5) 万一、高レベル放射性汚染水の漏えいがあった場合、高レベル放射性汚染水の散逸を抑制する機能を有すること
- (6) 高レベル放射性汚染水を処理する過程で発生する気体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有すること

2.5.1.3 設計方針

2.5.1.3.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）の設計方針

- (1) 処理能力
 - a. 汚染水処理設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、原子炉への注水、雨水の浸入、地下水の浸透等により 1 号～4 号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処できる処理容量とする。
 - b. 汚染水処理設備の除染能力及び塩素除去能力は、処理済水の発電所内再使用を可能とするのに十分な性能を有するものとする。
- (2) 汚染水処理設備等の長期停止に対する考慮
 - a. 主要核種の除去を行う処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）は、単独もしくは組み合わせでの運転が可能な設計とする。また、第二セシウム

吸着装置の所内電源系統は、セシウム吸着装置、除染装置と分離する。

- b. 汚染水処理設備及び関連設備（移送ポンプ等）の動的機器は、その故障により滞留水の移送・処理が長期間停止することがないように原則として多重化する。
- c. 汚染水処理設備が長期間停止した場合を想定し、滞留水がタービン建屋等から系外に漏れ出ないように、タービン建屋等の水位を管理するとともに、貯留用のタンクを設ける。
- d. 汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は、所内高圧母線から受電できる設計とする。
- e. 汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は、外部電源喪失の場合においても、非常用所内電源から必要に応じて受電できる設計とする。

(3) 規格・基準等

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）の機器等は、設計、材料の選定、製作及び検査について、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には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とともに、タンク水位の検出器等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えいを停止するのに適切な措置をとれるようにする。また、汚染水処理設備、貯留設備においては漏えい水の拡大を抑制するための堰等を設ける。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、シールド中央制御室（シールド中操）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。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、放射線業務従事者等の線量を低減する観点から、放射線を適切に遮へいする設計とする。

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

汚染水処理設備は、放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し、必要に応じて崩壊熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

汚染水処理設備は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

汚染水処理設備は、放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質が含まれる可能性がある場合には、排気設備にフィルタ等を設け捕獲する設計とする。

(9) 健全性に対する考慮

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備は、機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

2.5.1.3.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設の設計方針

(1) 貯蔵能力

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設は、汚染水処理設備、多核種除去設備で発生する放射性廃棄物を貯蔵できる容量とする。また、必要に応じて増設する。

(2) 多重性等

廃スラッジ貯蔵施設の動的機器は、故障により設備が長期間停止することがないように、原則として多重化する。

(3) 規格・基準等

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の機器等は、設計、材料の選定、製作及び検査について、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

廃スラッジ貯蔵施設の機器等は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には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とともに、タンク水位の検出器等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えい液体の除去・回収を行えるようにする。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、シールド中央制御室（シールド中操）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。

なお、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔、多核種除去設備

の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び処理カラムは、内部の水を抜いた状態で貯蔵するため、漏えいの可能性はない。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設は、放射線業務従事者の線量を低減する観点から、放射線を適切に遮へいする設計とする。

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

- a. 吸着塔、高性能容器及び処理カラムは、崩壊熱を大気へ逃す設計とする。
- b. 廃スラッジ貯蔵施設は、放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し、必要に応じて熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

吸着塔、高性能容器、処理カラム及び廃スラッジ貯蔵施設は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止でき、必要に応じて適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

廃スラッジ貯蔵施設は、放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質を含む可能性がある場合は、排気設備にフィルタ等を設け捕獲収集する設計とする。また、気体廃棄物の放出を監視するためのモニタ等を設ける。

(9) 健全性に対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設は、機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

2.5.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 汚染水処理設備は、滞留水の放射性物質の濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。
- (2) 汚染水処理設備は、滞留水の塩化物イオン濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。

2.5.1.5 主要な機器

2.5.1.5.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、滞留水移送装置、油水分離装置、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）、淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）、高濃度滞留水受タンク、中低濃

度タンク、地下貯水槽等で構成する。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設及び関連施設（移送配管、移送ポンプ等）は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設、造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設等で構成する。

1号～4号機のタービン建屋等の滞留水は、滞留水移送装置によりプロセス主建屋、高温焼却炉建屋へ移送した後、必要に応じて油分を除去し、処理装置、淡水化装置により主要核種や塩分を除去する。また、各装置間には処理済水、廃水を保管するための中低濃度タンク、地下貯水槽を設置する。

二次廃棄物となる使用済みの吸着材を収容したセシウム吸着塔、多核種除去設備の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び処理カラムは使用済セシウム吸着塔仮保管施設、もしくは使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に貯蔵する。また、二次廃棄物の廃スラッジは造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設で一時的に貯蔵する。

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備の主要な機器は、シールド中央制御室（シールド中操）から遠隔操作及び運転状況の監視を行う。

(1) 滞留水移送装置

滞留水移送装置は、タービン建屋等にある滞留水を汚染水処理設備のあるプロセス主建屋、高温焼却炉建屋へ移送することを目的に、移送ポンプ、移送ライン等で構成する。

移送ポンプは、1号機タービン建屋に4台、2号機タービン建屋に3台、3号機のタービン建屋に3台、4号機タービン建屋に4台設置し、原子炉への注水、雨水の浸入、地下水の浸透等により1号～4号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は、移送元のタービン建屋等の水位や移送先となるプロセス主建屋、高温焼却炉建屋の水位の状況に応じて、ポンプの起動台数、移送元、移送先を適宜選定して実施する。

移送ラインは、設備故障及び損傷を考慮し複数の移送ラインを準備する。また、使用環境を考慮した材料を選定し、必要に応じて遮へい、保温材等を設置するとともに、屋外敷設箇所は移送ラインの線量当量率等を監視し漏えいの有無を確認する。

(2) 油分分離装置

油分分離装置は、油分がセシウム吸着装置の吸着性能を低下させるため、その上流側に設置し、滞留水に含まれる油分を自然浮上分離により除去する。油分分離装置は、プロセス主建屋内に3台設置する。

(3) 処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）

セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置は、吸着塔内部に充填された吸着材のイオン交換作用により、滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。除染装置は、滞留水に

セシウム等の核種を吸着する薬品を注入し凝集・沈殿させ、上澄液とスラッジに分離することで、滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。また、各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

処理装置は、複数の装置により多様性を確保するとともに、各装置の組み合わせもしくは単独により運転が可能な系統構成とする。

a. セシウム吸着装置

セシウム吸着装置は、焼却工建屋内に 4 系列配置しており、各系列で多段の吸着塔によりセシウム等の核種を除去する。吸着塔は、二重の円筒形容器で、内側は内部に吸着材を充填したステンレス製の容器、外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。

使用済みの吸着塔は一月あたり 6 本程度発生し、使用済セシウム吸着塔仮保管施設にて内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

b. 第二セシウム吸着装置

第二セシウム吸着装置は、高温焼却工建屋内に 2 系列配置し、各系列で多段の吸着塔によりセシウム等の核種を除去する。吸着塔は、二重の円筒形容器で、内側は内部にゼオライトを充填したステンレス製の容器、外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。また、遮へい容器は、二重管構造とし、内部に鉛等を装填する。

使用済みの吸着塔は一月あたり 4 本程度発生し、本装置において内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

c. 除染装置

除染装置は、プロセス主建屋に 1 系列設置し、滞留水に含まれる懸濁物質や浮遊物質を除去する加圧浮上分離装置、薬液注入装置から吸着剤を注入し放射性物質の吸着を促す反応槽、薬液注入装置から凝集剤を注入し放射性物質を凝集・沈殿させ上澄液とスラッジに分離する凝集沈殿装置、懸濁物質の流出を防止するディスクフィルター、吸着材を注入する薬品注入装置で構成する。反応槽及び凝集沈殿装置は、1 組の装置を 2 段設置することにより放射能除去性能を高める設計とするが、1 段のみでも運転可能な設計とする。スラッジは造粒固化体貯槽(D)に排出する。

(4) 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）

淡水化装置は、滞留水を原子炉注水に再使用するため、滞留水に含まれる塩分を除去することを目的に、逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置で構成する。

逆浸透膜装置は、3 系列 4 台で構成し、水を通しイオンや塩類などの不純物は透過しない逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる塩分を除去し、処理済水と塩分が濃縮された廃水に分離する。蒸発濃縮装置は 3 系列 8 台で構成し、逆浸透膜装置により塩分が濃縮された廃水を蒸気により蒸発濃縮（蒸留）する。また、各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

淡水化装置は、複数の装置及び系統により多重性及び多様性を確保する。

(5) 高濃度滞留水受タンク

高濃度滞留水受タンクは、万一タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに達した場合に、プロセス主建屋に貯留している滞留水の一部を受け入れ、タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために設置する。また高濃度滞留水受タンクは、貯留する滞留水が高線量であるため、遮へいのために屋外の地中に埋設する。なお、所外放出のリスクが低下した場合には、高濃度滞留水受タンクの滞留水をプロセス主建屋に移送する。

(6) 中低濃度タンク

中低濃度タンクは、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）により主要核種が除去された水等を貯留する目的で主に屋外に設置する。

中低濃度タンクは、貯留する水の性状により分類し、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）により主要核種を除去された水等を貯留するサブプレッション・プール水サージタンク及び廃液 RO 供給タンク、逆浸透膜装置の廃水を貯留する RO 後濃縮塩水受タンク※¹、蒸発濃縮装置の廃水を貯留する濃縮廃液貯槽、逆浸透膜装置の処理済水及び蒸発濃縮装置の処理済水を貯留する RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク※²、多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水タンク※³で構成する。多核種処理水タンクは、主に多核種除去設備の処理済水を貯留するが、タンクの運用状況に応じては淡水化装置の処理済水や逆浸透膜装置の廃水を貯留する。

サブプレッション・プール水サージタンクは、液体廃棄物処理系の設備として既に設置されていた設備を使用し、工事計画認可申請書（57 資字第 2974 号 昭和 57 年 4 月 20 日認可）において確認を実施している。RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクの貯留水は、処理済水として原子力への注水に再利用する。

なお、各タンクは定期的に必要量を確認し※⁴、必要に応じて増設する。

※¹：RO 濃縮水貯槽、濃縮水受タンク、地下貯水槽（RO 後濃縮塩水用分）にて構成。

※²：RO 処理水一時貯槽、RO 処理水貯槽、濃縮処理水タンク、蒸発濃縮処理水貯槽、中低濃度滞留水受タンクにて構成。

※³：多核種処理水貯槽で構成。

※⁴：「福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について」及び「福島第一原子力発電所 1～4 号機における滞留水貯留タンク増設計画について」にて確認を実施。

(7) 地下貯水槽

地下貯水槽は、発電所構内の敷地を有効活用する観点で地面を掘削して地中に設置する。また、止水のための3重シート(2重の遮水シート及びベントナイトシート)、その内部に地面からの荷重を受けるためのプラスチック製砕材を配置した構造とする。

地下貯水槽には、逆浸透膜装置の廃水等を貯留する。

なお、地下貯水槽からの漏えいが認められたことから、別のタンクへの貯留水の移送が完了次第、使用しないこととする。

(8) ろ過水タンク

ろ過水タンクは、既に屋外に設置されていたもので、放射性物質を含まない水を貯留するタンクであるが、地下貯水槽に貯留した逆浸透膜装置の廃水の貯留用として一時的に使用する。ろ過水タンクは、放射性流体を貯留するための設備ではないため、逆浸透膜装置の廃水を貯留する場合の適合性評価を行う。また、ろ過水タンク周囲に設置した線量計で雰囲気線量を確認する等により漏えいの有無を確認する。なお、貯留期間は貯留開始後1年以内を日途とし、ろ過水タンクに貯留した逆浸透膜装置の廃水を別のタンクに移送する。

(9) 電源設備

電源は、所内高圧母線から受電でき、非常用所内電源とも接続できる構成とする。セシウム吸着装置及び除染装置と第二セシウム吸着装置は、それぞれ異なる系統の所内高圧母線から受電する構成とし、所内高圧母線の点検等による電源停止においても、何れかの処理装置により、滞留水の処理が可能な設計とする。また、汚染水処理設備等は、外部電源喪失の場合は、タービン建屋等の水位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

(10) モバイル式処理設備

モバイル式処理設備は、2号機及び3号機の海水配管トレンチに滞留している高濃度の汚染水に含まれる放射性物質濃度を低減する。早期にこれらトレンチ内の汚染水を処理するため、モバイル式の処理装置及び汚染水処理設備へ汚染水を移送する配管を設置する。なお、モバイル式処理装置は使用済燃料プールの浄化に使用していたものと、さらに新たに1基を導入し、海水配管トレンチ水の処理期間を考慮した設計とする。

2.5.1.5.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

使用済セシウム吸着塔保管施設は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設で構成する。廃スラッジ貯蔵施設は造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設で構成する。

廃スラッジ貯蔵施設の主要な機器は、シールド中央制御室(シールド中操)から遠隔操

作及び運転状況の監視を行う。

(1) 使用済セシウム吸着塔保管施設

a. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

使用済セシウム吸着塔仮保管施設は、セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置で発生する吸着塔を使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送するまでの間貯蔵するために設けた施設であり、吸着塔を取り扱うための門型クレーン、セシウム吸着装置吸着塔のろ過水による洗浄・水抜きを実施する装置、遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等にて構成する。

b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設は、セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置にて発生する吸着塔、多核種除去設備にて発生する二次廃棄物を収容する高性能容器及び処理カラムの処理施設等が設置されるまでの間一時的に貯蔵を行う施設であり、吸着塔、高性能容器及び処理カラムを取り扱うための門型クレーン、遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等により構成する。

なお、使用済セシウム吸着塔一時保管施設は必要に応じて増設する。

(2) 廃スラッジ貯蔵施設

a. 造粒固化体貯槽(D)

造粒固化体貯槽(D)は、除染装置の凝集沈殿装置で発生したスラッジを廃スラッジ一時保管施設へ移送するまでの間、貯蔵する設備であり、固体廃棄物処理系の設備として既にプロセス主建屋に設置していた設備を改造して使用する。なお、造粒固化体貯槽(D)はプロセス主建屋と一体構造であるため、「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」において確認している。

b. 廃スラッジ一時保管施設

廃スラッジ一時保管施設は、廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する設備として設置する。廃スラッジ一時保管施設は、スラッジ貯槽、セル及びオフガス処理系等を収容するスラッジ棟、圧縮空気系の機器等を収容する設備棟で構成する。

廃スラッジ一時保管施設の動的機器は、故障により設備が長期間停止することがないように、原則として多重化する。

また、廃スラッジ一時保管施設の電源は、所内高圧母線から受電でき、非常用所内電源とも接続できる構成とする。また、外部電源喪失の場合は、タービン建屋等の水

位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

2.5.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

滞留水移送装置、処理装置等一部の設備を除き、アウターライズ津波が到達しないと考えられる O.P. 30m 以上の場所に設置する。

滞留水移送装置、処理装置等、津波が到達した O.P. 10m のエリアに設置する設備については、アウターライズ津波による浸水を防止するため仮設防潮堤内に設置する。また、アウターライズ津波を上回る津波の襲来に備え、大津波警報が出た際は滞留水移送装置、処理装置を停止し、処理装置については隔離弁を閉めることにより滞留水の流出を防止する。

(2) 台風（強風）

汚染水処理設備等のうち、処理装置は台風（強風）による設備損傷の可能性が低い鉄筋コンクリート造の建屋内に設置する。淡水化装置は、蛇腹ハウスやテントハウス内に設置しているため、台風（強風）によりハウスの一部が破損する可能性はあるが、ハウス破損に伴い、淡水化装置に損傷を与える可能性がある場合は、淡水化装置の停止等の操作を行い、装置損傷による汚染水の漏えい防止を図る。

(3) 火災

初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

2.5.1.7 構造強度及び耐震性

2.5.1.7.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

(1) 構造強度

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、ポリエチレン管等の非金属材料についての基準がない。

従って、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス 3 機器相当での評価を行い、非金属材料（耐圧ホース、ポリエチレン管等）については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際、JIS や日本水道協会規格、製品の試験データ等を活用できるものとし、評価を行う。また、溶接部については、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

なお、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試

験等を行うことで、経年劣化の影響についての評価を行う。なお、試験等の実施が困難な場合にあっては、巡視点検等による状態監視を行うことで、健全性を確保する。

(2) 耐震性

汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態にあわせたものを採用する。B クラス施設に要求される水平震度に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、可撓性を有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。

また、各機器は必要な耐震性を確保するために、原則として以下の方針に基づき設計する。

- ・倒れ難い構造（機器等の重心を低くする、基礎幅や支柱幅を大きくとる）
- ・動き難い構造、外れ難い構造（機器をアンカ、溶接等で固定する）
- ・座屈が起こり難い構造
- ・変位による破壊を防止する構造（定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定、配管等に可撓性のある材料を使用）

2.5.1.7.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 構造強度

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器のうち放射性物質を内包する機器は、「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」で定めるクラス 3 機器と位置づけられ、原則としてクラス 3 機器に要求される基準を満足するように設計する。万一適合しないものがある場合においても、温度、圧力、使用環境等を考慮し、一般民間規格に従う産業品を使用するとともに、機器の設計、製作、設置、検査等の各段階において、適切なものとなっていることを確認し、クラス 3 機器と同等以上の構造強度を持たせる。また、溶接部については、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

(2) 耐震性

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが、必要に応じて現実的な評価を行う。また、配管に関しては、変位による破壊を防止するため、定ピ

ツチスパン法による配管サポート間隔の設定や、可撓性のある材料を使用する。

2.5.1.8 機器の故障への対応

2.5.1.8.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連施設（移送配管、移送ポンプ等）

(1) 機器の単一故障

a. 動的機器の単一故障

汚染水処理設備は、機器の単一故障により滞留水の処理機能が喪失するのを防止するため動的機器や外部電源を多重化しているが、汚染水処理設備の動的機器が故障した場合は、待機設備へ切替を行い、滞留水の処理を再開する。

(2) 主要機器の複数同時故障

a. 処理装置の除染能力が目標性能以下

汚染水処理設備は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置による処理装置全体で多重化が確立されており、各装置の組み合わせもしくは単独による運転が可能である。そのため、一つの処理装置が故障しても性能回復は短時間で行えるが、万一、所定の除染能力が得られず下流側の逆浸透膜装置の受け入れ条件（ 10^2Bq/cm^3 オーダ）を満足しない場合は、以下の対応を行う。

逆浸透膜装置及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクでの希釈効果等を踏まえながら、必要に応じて処理装置出口の処理済水を再度セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置に水を戻す「再循環処理」を実施する（手動操作）。なお、再循環処理を実施する場合、稼働率が 50%以下となるため、タービン建屋等からの滞留水の移送量を調整し、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋の水位上昇を監視する。

b. 滞留水の処理機能喪失

汚染水処理設備は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置のそれぞれで単独運転が可能である。また、第二セシウム吸着装置はセシウム吸着装置、除染装置と異なる所内高圧母線から受電する構成としている。さらに、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置は、建屋により分離して設置している。以上のことから、共通要因によりすべての処理装置が機能喪失する可能性は十分低いと想定するが、全装置が長期間停止する場合は、以下の対応を行う。

- (a) 処理装置が長期間停止する場合、炉注水量を調整し、滞留水の発生量を抑制する。
- (b) セシウム吸着装置もしくは第二セシウム吸着装置の吸着塔の予備品を用意し、短期間（1ヶ月程度）で新たな処理が可能ないように準備する。
- (c) タービン建屋等の水位が所外放出レベル近くに達した場合、滞留水を高濃度滞留水受タンク（容量約 2,800 m^3 ）、タービン建屋の復水器に移送することで、放射

性物質の所外放出を防止する。

- (d) 滞留水の系外への漏えいを防止するために、集中廃棄物処理建屋のサイトバンカ建屋、焼却工作室建屋等への移送準備を行い、滞留水受け入れ容量を確保する。

(3) その他の事象

a. 降水量が多い場合の対応

降水量が多い場合には、滞留水の移送量、処理量を増加させる等の措置をとる。また、大量の降雨が予想される場合には、事前に滞留水をプロセス主建屋等へ移送し、タービン建屋等の水位を低下させる措置をとる。

さらに、タービン建屋の水位が上昇すれば、炉注水量の低下措置等の対応を図る。

(4) 異常時の評価

a. 滞留水の処理機能喪失時の評価

処理装置が長期に機能喪失した場合でも、タービン建屋等の水位は OP. 3, 000 程度で管理しているため所外放出レベルの OP. 4, 000 に達するまでの貯留容量として約 23, 000m³ を確保している。さらに高濃度滞留水受タンク（容量約 2, 800 m³）、タービン建屋の復水器等へ滞留水を移送することにより、これまでの運転実績から、原子炉への注水量を約 400m³/日、地下水の浸透、雨水の浸入により追加発生する滞留水量を約 400m³/日と想定した場合においても、1 ヶ月分（約 24, 000m³）以上の貯留が可能である。

b. 降水量が多い場合の評価

月降水量の最大値は、気象庁の観測データにおいて福島県浪江町で 634mm（2006 年 10 月）、富岡町で 615mm（1998 年 8 月）である。また、タービン建屋等の水位は、降水量に対し 85%の水位上昇を示したことがあるため 1 ヶ月あたりタービン建屋の水位を 540mm（634mm×0. 85%）上昇させる可能性がある。

その他、建屋水位を上昇させるものとして、①地下水流入と②原子炉への注水があり、各々約 400m³/日が想定される。1 号～4 号機の滞留水が存在している建屋面積の合計は約 23, 000m² となるため、降雨、地下水流入、及び原子炉への注水により 1 ヶ月に発生する滞留水量の合計は 36, 420m³ となる。そのため、各建屋の水位を維持するためには、約 1, 220m³/日の滞留水移送・処理が必要となる。一方、移送装置は移送ポンプが 1 台あたり 20m³/h の運転実績があるため 1, 920m³/日の滞留水移送が可能であり、処理装置も実績として 1, 680m³/日で処理を実施したことがある。

したがって、月降水量 1, 000mm 以上の場合でも、現状の移送装置、処理装置の能力でタービン建屋等の水位を維持することが可能である。

2.5.1.8.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 機器の単一故障

a. 動的機器の単一故障

廃スラッジ一時保管施設は、機器の単一故障により安全機能が喪失するのを防止するため、動的機器を多重化しているが、動的機器が故障した場合は、待機設備へ切替を行い、安全機能を回復する。

b. 外部電源喪失時

使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設は、使用済みのセシウム吸着塔等を静的に保管する施設であり、外部電源喪失した場合でも、安全機能に影響を及ぼすことはない。

造粒固化体貯槽(D)は排気用の仮設電源を設けており、外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となった場合は、必要に応じ電源切替を操作することで可燃性ガスを放出する。

廃スラッジ一時保管施設は、外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となるが、以下を考慮しており、短時間のうちに安全機能の回復が可能である。

- ・電源車の接続口を設置
- ・仮設送風機（エンジン付きコンプレッサ）の接続が可能なように取合口を設置
- ・窒素ポンペによる掃気が可能なようにポンペを設置
- ・手動弁を操作することで、可燃性ガスを放出（ベント）できるラインを設置

2.5.2 基本仕様

2.5.2.1 主要仕様

2.5.2.1.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

(1) 1号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m

(2) 2号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	3
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m

(3) 3号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	3
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m

(4) 4号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	3
容量	12m ³ /h（1台あたり）
揚程	30m

(5) サイトバンカ排水ポンプ（完成品）

台数	1
容量	12 m ³ /h
揚程	30 m

(6) プロセス主建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2（高濃度滞留水受タンク移送ポンプと共用）
容量	50 m ³ /h（1台あたり）
揚程	38.5～63m

(7) 高温焼却炉建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	38.5m

(8) 油分分離装置処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	65m

(9) ブースターポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	108m

(10) セシウム吸着処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	41m

(11) 除染装置処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	20m

(12) S P T廃液拔出ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	30m

(13) S P T受入水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(14) 廃液ＲＯ供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	70m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	30m

(15) ＲＯ処理水供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(16) ＲＯ処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	8
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(17) ＲＯ濃縮水供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(18) ＲＯ濃縮水貯槽移送ポンプ（完成品）

台 数	4
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(19) ＲＯ濃縮水移送ポンプ（完成品）

台 数	16
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50～75m

(20) 濃縮水供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50m

(21) 蒸留水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	40m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(22) 濃縮処理水供給ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	40m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50m

(23) 濃縮処理水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	50m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	75m

(24) 濃縮水移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	40m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	50m

(25) 高濃度滯留水受タンク移送ポンプ（完成品）

台 数	2
容 量	30m ³ /h（1 台あたり）
揚 程	65m

(26) 高濃度滯留水受タンク（完成品）※¹

合計容量（公称）	2,800 m ³
基 数	28 基
容量（単基）	100m ³ ／基

(27) 油分分離装置処理水タンク（完成品）※

合計容量（公称）	37.5 m ³
基 数	3 基
容量（単基）	12.5 m ³ ／基

※¹ 公称容量であり、運用上の容量は公称容量とは異なる。

(28) セシウム吸着処理水タンク（完成品）※¹

合計容量（公称）	37.5 m ³
基 数	3 基
容量（単基）	12.5 m ³ ／基

(29) 除染装置処理水タンク（完成品）※¹

合計容量（公称）	37.5 m ³
基 数	3 基
容量（単基）	12.5 m ³ ／基

(30) サプレッションプール水サージタンク（既設品）

基 数	2 基
容 量	3,500 m ³ ／基

(31) SPT 受入水タンク（完成品）※¹

基 数	1 基
容 量	85 m ³

(32) 廃液RO供給タンク（完成品）※¹

合計容量（公称）	1,200m ³
基 数	34 基
容量（単基）	35～110 m ³ ／基

(33) RO処理水受タンク（完成品）※¹

基 数	1 基
容 量	85 m ³

(34) RO処理水一時貯槽（完成品）※¹

合計容量（公称）	5,000m ³
基 数	139 基
容量（単基）	16～42 m ³ ／基

※¹ 公称容量であり、運用上の容量は公称容量とは異なる。

(35) RO処理水貯槽 ※¹

合計容量（公称）	13,750m ³
基 数	27 基
容量（単基）	300 m ³ 以上, 450 m ³ 以上, 1,000 m ³ 以上／基※ ²
材 料	SS400
板厚（側板）	9mm (300m ³), 9～12mm (450m ³), 12mm (1,000m ³)

(36) 中低濃度滯留水受タンク（完成品）※¹

合計容量（公称）	7,200 m ³
基 数	72 基
容量（単基）	100 m ³ ／基

(37) RO濃縮水受タンク（完成品）※¹

基 数	1 基
容 量	85 m ³

(38) RO濃縮水貯槽（完成品）※¹

合計容量（公称）	20,000m ³
基 数	170 基
容量（単基）	120 m ³ ／基

(39) RO濃縮水貯槽 ※¹

合計容量（公称）	268,000m ³
基 数	297 基
容量（単基）	500 m ³ 以上, 1,000 m ³ 以上／基※ ²
材 料	SS400
板厚（側板）	9～12mm (500m ³), 12mm (1,000m ³)

(40) 濃縮水受タンク（完成品）※¹

合計容量（公称）	800m ³
基 数	26 基
容量（単基）	40 m ³ ／基

※¹ 公称容量であり、運用上の容量は公称容量とは異なる。

※² 運用上の容量は、水位計 100%までの容量とする。

(41) 蒸留水タンク（完成品）※¹

合計容量（公称）	94m ³
基 数	3 基
容量（単基）	40 m ³ ／基

(42) 濃縮処理水タンク（完成品）※¹

合計容量（公称）	1,600m ³
基 数	52 基
容量（単基）	40m ³ ／基

(43) 蒸発濃縮処理水貯槽 ※¹

合計容量（公称）	5,000m ³
基 数	5 基
容量（単基）	1,000m ³ 以上／基※ ²
材 料	SS400
板厚（側板）	12mm

(44) 濃縮水タンク（完成品）※¹

合計容量（公称）	150m ³
基 数	5 基
容量（単基）	40m ³ ／基

(45) 濃縮廃液貯槽（完成品）※¹

合計容量（公称）	10,000m ³
基 数	100 基
容量（単基）	100m ³ ／基

(46) 多核種処理水貯槽 ※¹

合計容量（公称）	390,000m ³	（必要に応じ増設）
基 数	390 基	（必要に応じ増設）
容量（単基）	1,000m ³ 以上／基※ ²	
材 料	SS400	
板厚（側板）	12mm	

※¹ 公称容量であり、運用上の容量は公称容量とは異なる。

※² 運用上の容量は、水位計100%までの容量とする。

(47) 地下貯水槽 ※1

合計容量（公称）	58,000 m ³
基 数	7 基
容 量	2,000～14,000m ³
材 料	ポリエチレン，ベントナイト
厚 さ	1.5mm（ポリエチレン），6.4mm（ベントナイト）

(48) ろ過水タンク（既設品）

基 数	1 基
容 量	8,000 m ³

(49) 油分分離装置（完成品）

台 数	3
容 量	1,200 m ³ ／日（1 台で100%容量）
性 能	出口にて浮遊油 100ppm 以下（日標値）

(50) セシウム吸着装置

系 列 数	4
処 理 量	1,200 m ³ ／日
除染係数（設計日標値）	10 ³ ～10 ⁵ 程度

(51) 第二セシウム吸着装置

系 列 数	2
処 理 量	1,200 m ³ ／日
除染係数（設計日標値）	10 ¹ ～10 ⁶ 程度

(52) 除染装置（凝集沈殿法）

系 列 数	1
処 理 量	1,200 m ³ ／日
除染係数（設計日標値）	10 ³ 程度

※1 公称容量であり、運用上の容量は公称容量とは異なる

(53) 淡水化装置（逆浸透膜装置）（完成品）

(R0-1A)	処 理 量	270 m ³ /日
	淡水化率	約 40%
(R0-1B)	処 理 量	300 m ³ /日
	淡水化率	約 40%
(R0-2)	処 理 量	1,200 m ³ /日
	淡水化率	約 40%
(R0-3)	処 理 量	1,200 m ³ /日
	淡水化率	約 40%

(54) 淡水化装置（蒸発濃縮装置）（完成品）

(蒸発濃縮-1A)	処 理 量	12.7 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-1B)	処 理 量	27 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-1C)	処 理 量	52 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-2A/2B)	処 理 量	80 m ³ /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-3A/3B/3C)	処 理 量	250 m ³ /日
	淡水化率	約 70%

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (1/5)

名 称	仕 様	
1号機タービン建屋から 1号機廃棄物処理建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
2号機タービン建屋から 3号機タービン建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
2号機タービン建屋から 4号機弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
3号機タービン建屋から 4号機弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
3号機タービン建屋から 4号機タービン建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
4号機タービン建屋から 4号弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
4号弁ユニットから プロセス主建屋, 高温焼却炉建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
サイトバンカ建屋から プロセス主建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
プロセス主建屋3階取り合いから 油分離装置入口ヘッダーまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
油分離装置入口ヘッダーから 油分離装置処理水タンクまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (2/5)

名 称	仕 様	
油分分離装置処理水タンクから セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
油分分離装置処理水タンクから 第二セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
セシウム吸着装置入口から セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A／Sch. 40 SUS316L 0.97MPa 66℃
セシウム吸着装置出口から セシウム吸着処理水タンクまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
セシウム吸着処理水タンクから 除染装置入口まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
除染装置入口から 除染装置出口まで (鋼管)	呼び径 ／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A, 100A, 150A, 200A ／Sch. 20S SUS316L 0.3MPa 50℃
除染装置出口から 除染装置処理水タンクまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
セシウム吸着処理水タンクから SPT建屋取り合いまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
除染装置処理水タンクから SPT建屋取り合いまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
SPT建屋取り合いから SPT(B)まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (3/5)

名 称	仕 様	
高温焼却炉建屋1階ハッチから 高温焼却炉建屋1階取り合いまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
高温焼却炉建屋1階取り合いから 第二セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置入口から 第二セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径 /厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A, 100A, 150A/ Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置入口から 第二セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A/Sch. 40 SUS316L 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置出口から SPT (B) まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
SPT (B) から 淡水化装置 (RO) まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
淡水化装置 (RO) から RO処理水一時貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO処理水一時貯槽から 処理水バッファタンク及びCSTまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO処理水供給ポンプ配管分岐部から RO処理水貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO処理水貯槽から 蒸発濃縮処理水貯槽配管まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様（4/5）

名 称	仕 様	
淡水化装置（RO）から RO濃縮水貯槽まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 65A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO濃縮水貯槽から 蒸発濃縮装置まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO濃縮水貯槽移送ポンプ配管分岐部 から廃液RO供給タンクまで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
蒸発濃縮装置から 蒸留水タンクまで （耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 EPDM 合成ゴム 0.98MPa 74℃
蒸発濃縮装置から 濃縮水タンクまで （耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 EPDM 合成ゴム 0.98MPa 74℃
蒸留水タンクから 処理水バッファタンク及びCSTまで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
濃縮水タンクから 濃縮廃液貯槽まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
水中ポンプ出口 （耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃
プロセス主建屋内取り合いから プロセス主建屋出口取り合いまで （戻り系統含む） （鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A, 50A, 80A, 100A/ Sch80 STPG370 0.5MPa 66℃
プロセス主建屋出口取り合いから 高濃度滞留水受タンクエリア人口まで （戻り系統含む） （二重管ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 EPDM 0.5MPa 66℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (5/5)

名 称	仕 様	
高濃度滞留水受タンクエリア人口から 高濃度滞留水受タンク (戻り系統含む) (鋼管)	呼び径／厚さ	25A, 50A, 80A, 100A／ Sch80
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.5MPa
	最高使用温度	66℃

表 2. 5-2 放射線監視装置仕様

項目	仕様	
名称	放射線モニタ	エリア放射線モニタ
基数	5 基	3 基
種類	半導体検出器	半導体検出器
取付箇所	滞留水移送ライン 屋外敷設箇所	ろ過水タンク周辺
計測範囲	0.01mSv/h～100mSv/h	0.001mSv/h～99.99mSv/h

2.5.2.1.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

吸着塔保管体数 308 体 (セシウム吸着装置)
34 体 (第二セシウム吸着装置)

(2) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）

吸着塔保管体数 604 体（セシウム吸着装置）
142 体（第二セシウム吸着装置，処理カラム）
（吸着塔貯蔵体数は，「Ⅲ 第三編 2.2 線量評価」に基づき制限する。）

(3) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第二施設）

吸着塔保管体数 736 体 (セシウム吸着装置, 高性能容器)

(4) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）

吸着塔保管体数 約 2,000 体（高性能容器，今後増容量予定）
（貯蔵体数は現状の計画であり，今後の詳細設計により決定する。）

(5) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第四施設）

吸着塔保管体数

680 体 (セシウム吸着装置)

212 体 (第二セシウム吸着装置, 処理カラム)

(6) 造粒固化体貯槽(D) (既設品)

スラッジ保管容量

700m³

(7) 廃スラッジ一時保管施設

スラッジ保管容量

720m³ (予備機含む)

スラッジ貯層基数

8 基

スラッジ貯層容量

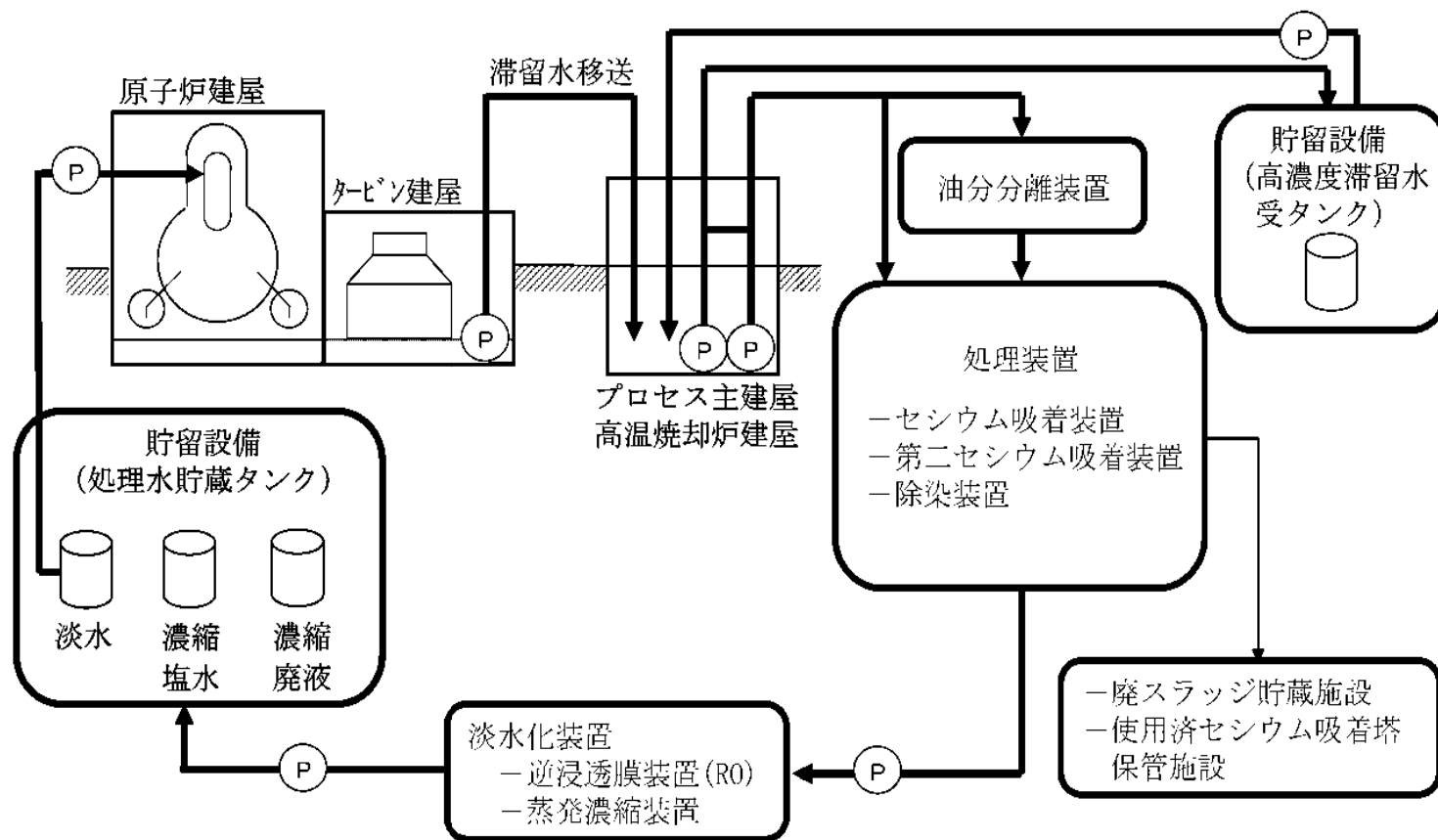
 $90\text{m}^3/\text{基}$

表2. 5-3 廃スラッジ貯蔵施設の主要配管仕様

名 称	仕 様	
除染装置から 造粒固化体貯槽 (D) (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A / Sch20S SUS316L 0.3MPa 50℃
造粒固化体貯槽 (D) から プロセス主建屋壁面取合まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A / Sch20S SUS316L 0.98MPa 50℃
プロセス主建屋壁面取合から 廃スラッジ一時保管施設取合まで (二重管ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 0.72MPa 82.2℃
廃スラッジ一時保管施設取合から スラッジ貯槽まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A, 50A / Sch40 SUS316L 0.98MPa 50℃
廃スラッジ一時保管施設内 上澄み移送ライン (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A, 100A, 80A / Sch40 SUS329J4L 0.98MPa 50℃
廃スラッジ一時保管施設内 スラッジ移送ライン (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A, 80A, 50A / Sch40 SUS316L 0.98MPa 50℃

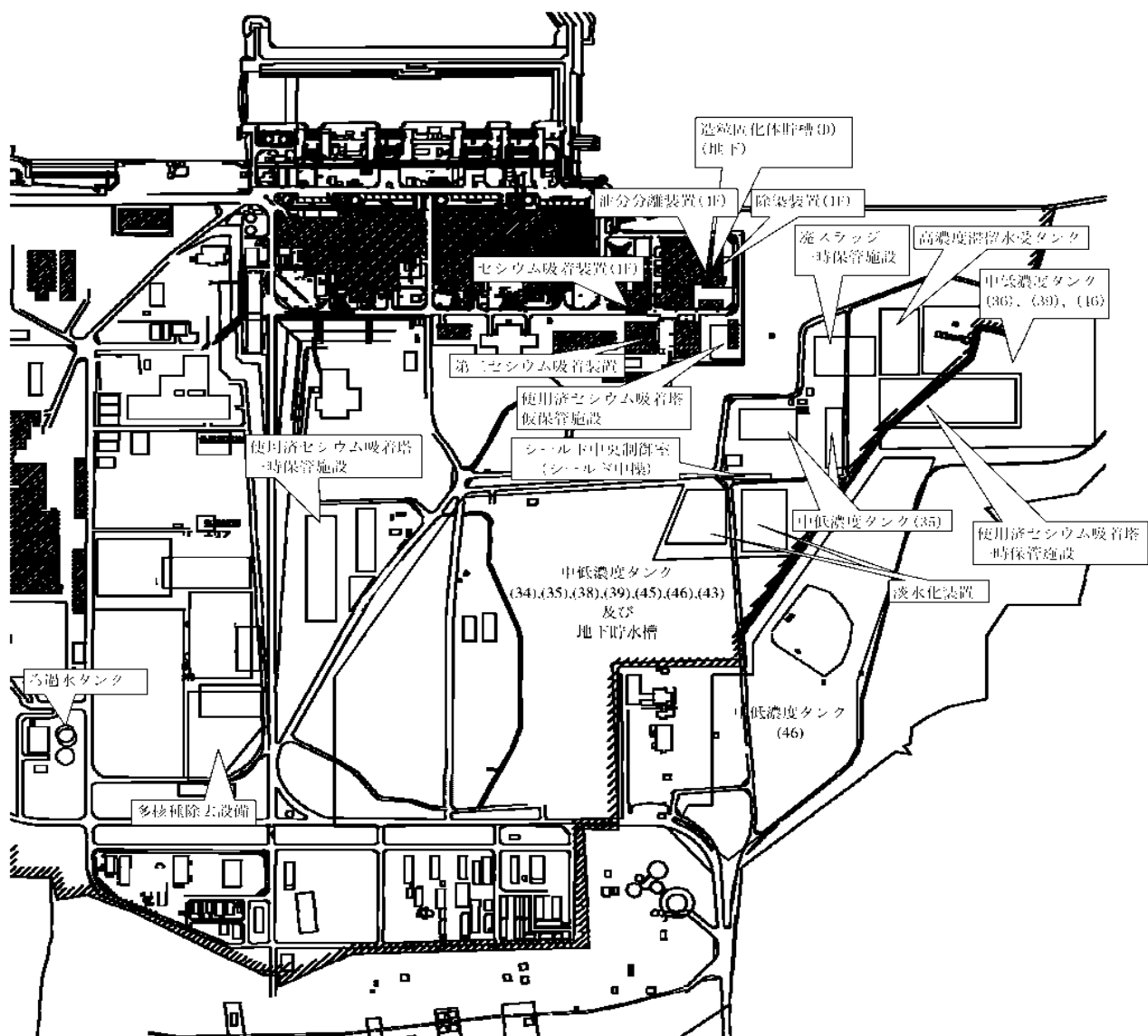
2.5.3 添付資料

添付資料 1	系統概要図
添付資料-2	主要設備概要図
添付資料 3	汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果
添付資料-4	廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果
添付資料 5	汚染水処理設備等の具体的な安全確保策について
添付資料-6	セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価
添付資料 7	廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価
添付資料-8	廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計
添付資料 9	汚染水処理設備等の工事計画及び工程について
添付資料-10	No.1 ろ過水タンクへの逆浸透膜装置廃水の貯留について
添付資料 11	2号機及び3号機の海水配管トレンチにおける高濃度汚染水の処理設備



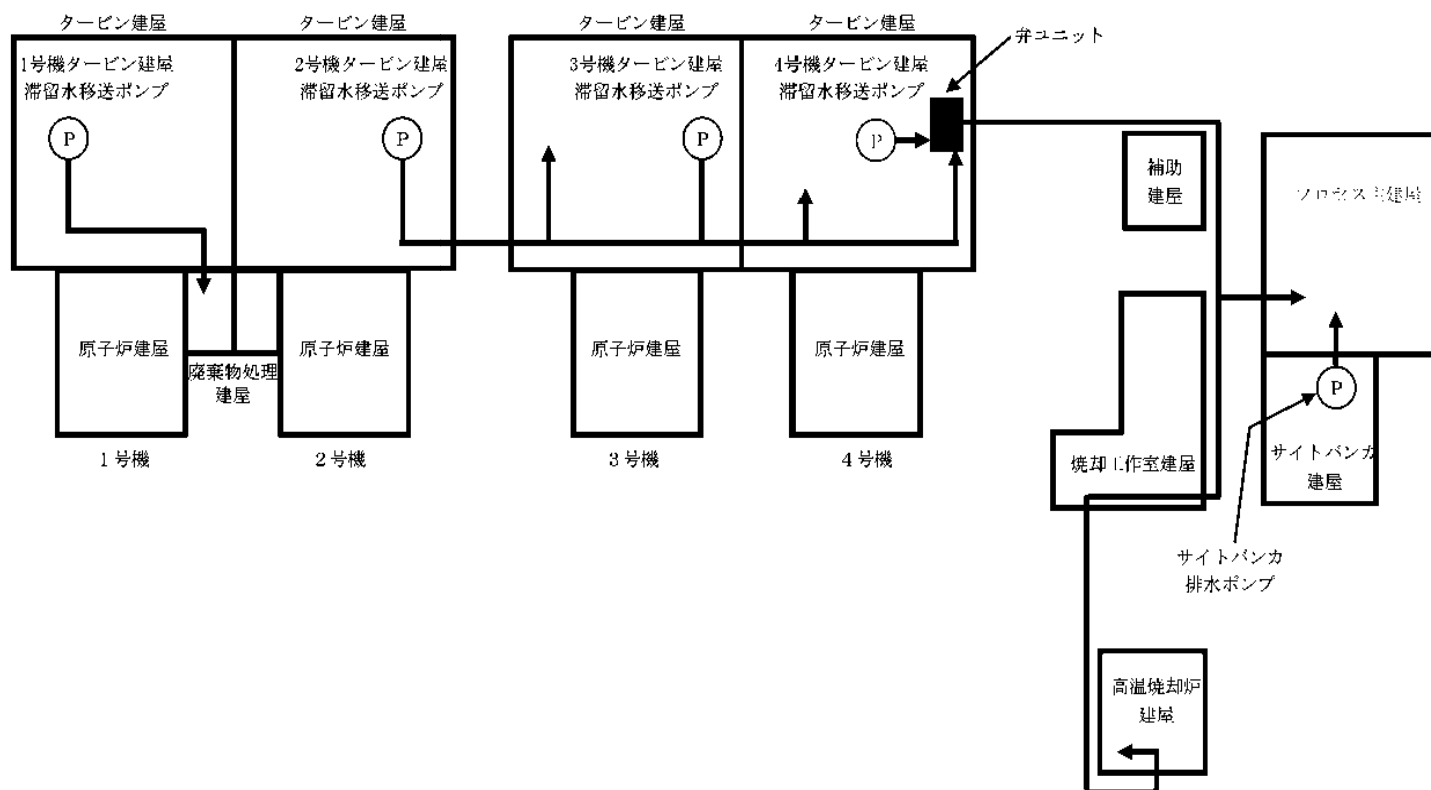
(a) 系統概要

図-1 汚染水処理設備等の全体概要図 (1/2)



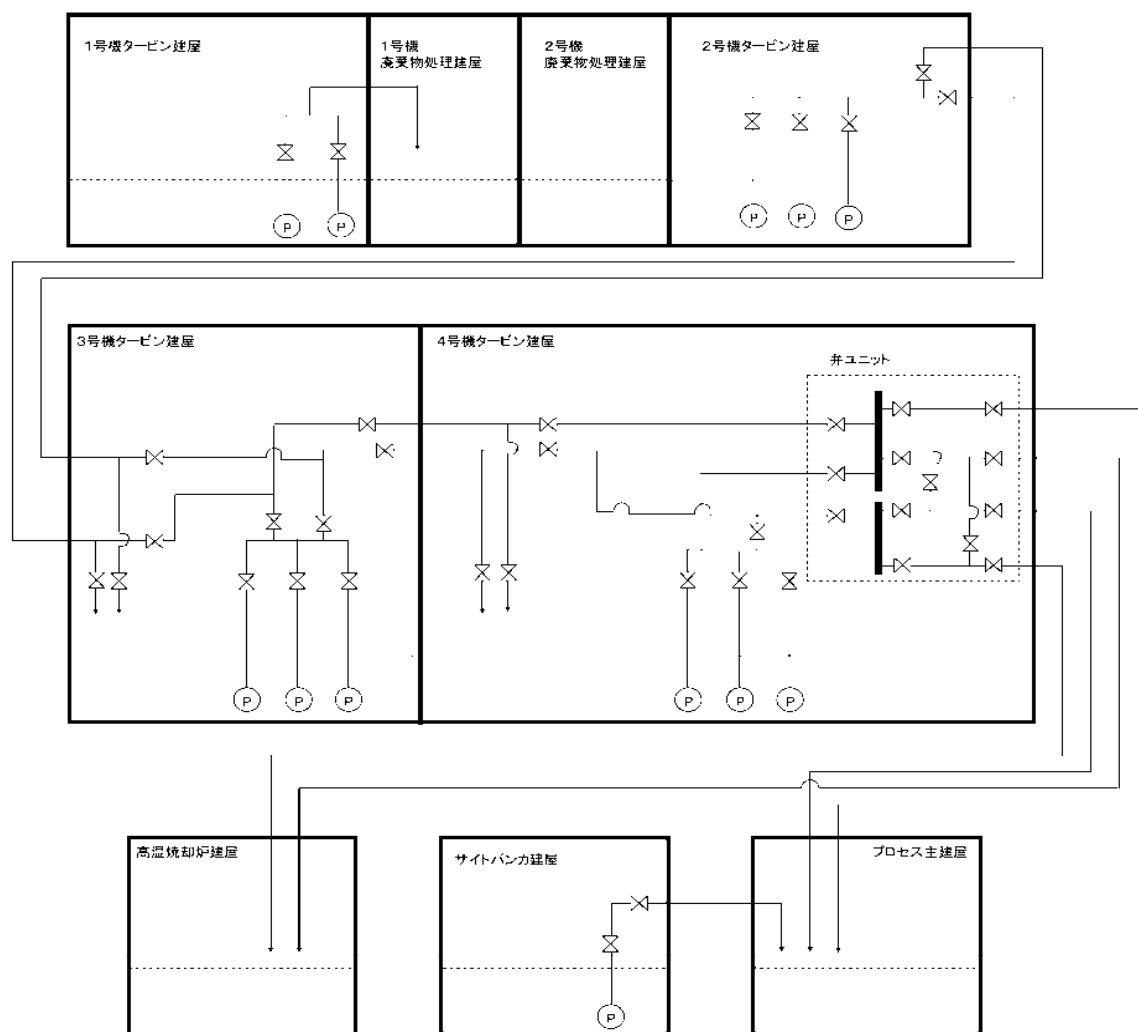
(b) 配置概要

図-1 汚染水処理設備等の全体概要図 (2/2)



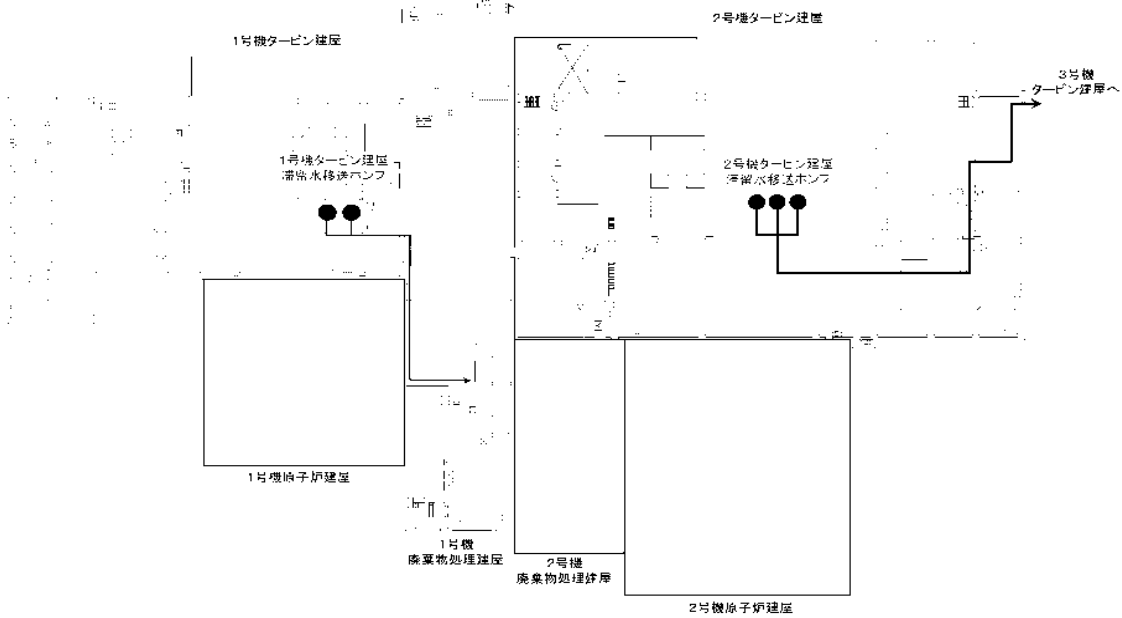
(a) 移送装置全体系統図

図 2 滞留水移送装置の系統構成図 (1 / 3)

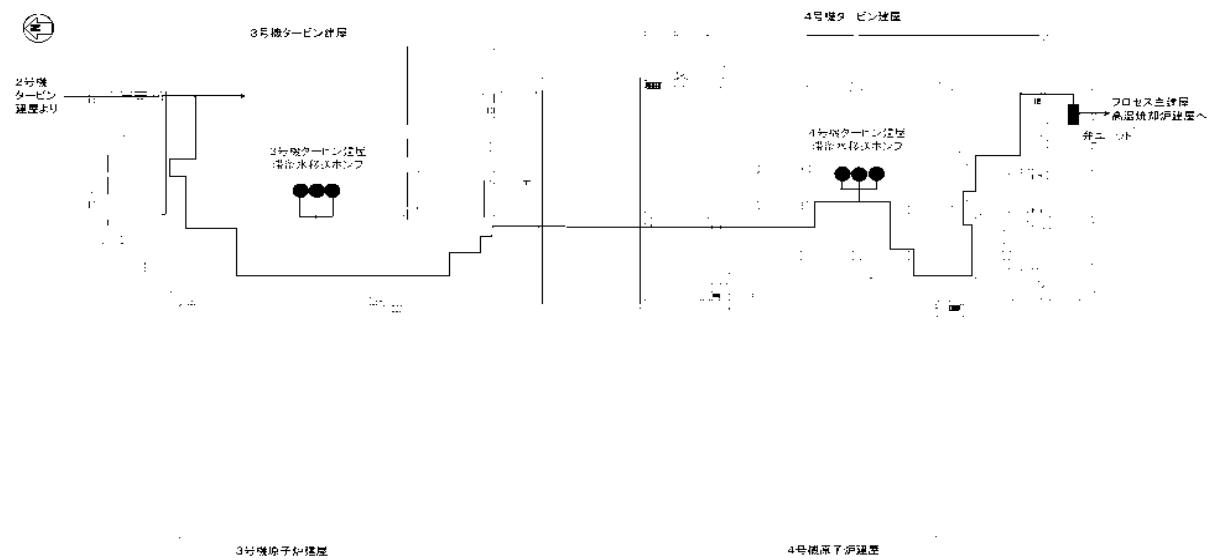


(b) 移送装置系統図概略図

図－2 滞留水移送装置の系統構成図（2／3）



1, 2号機滞留水移送系統（各建屋1階）



3, 4号機滞留水移送系統（各建屋1階）

(b) 移送装置 配管ルート図

図-2 滞留水移送装置の系統構成図（3／3）

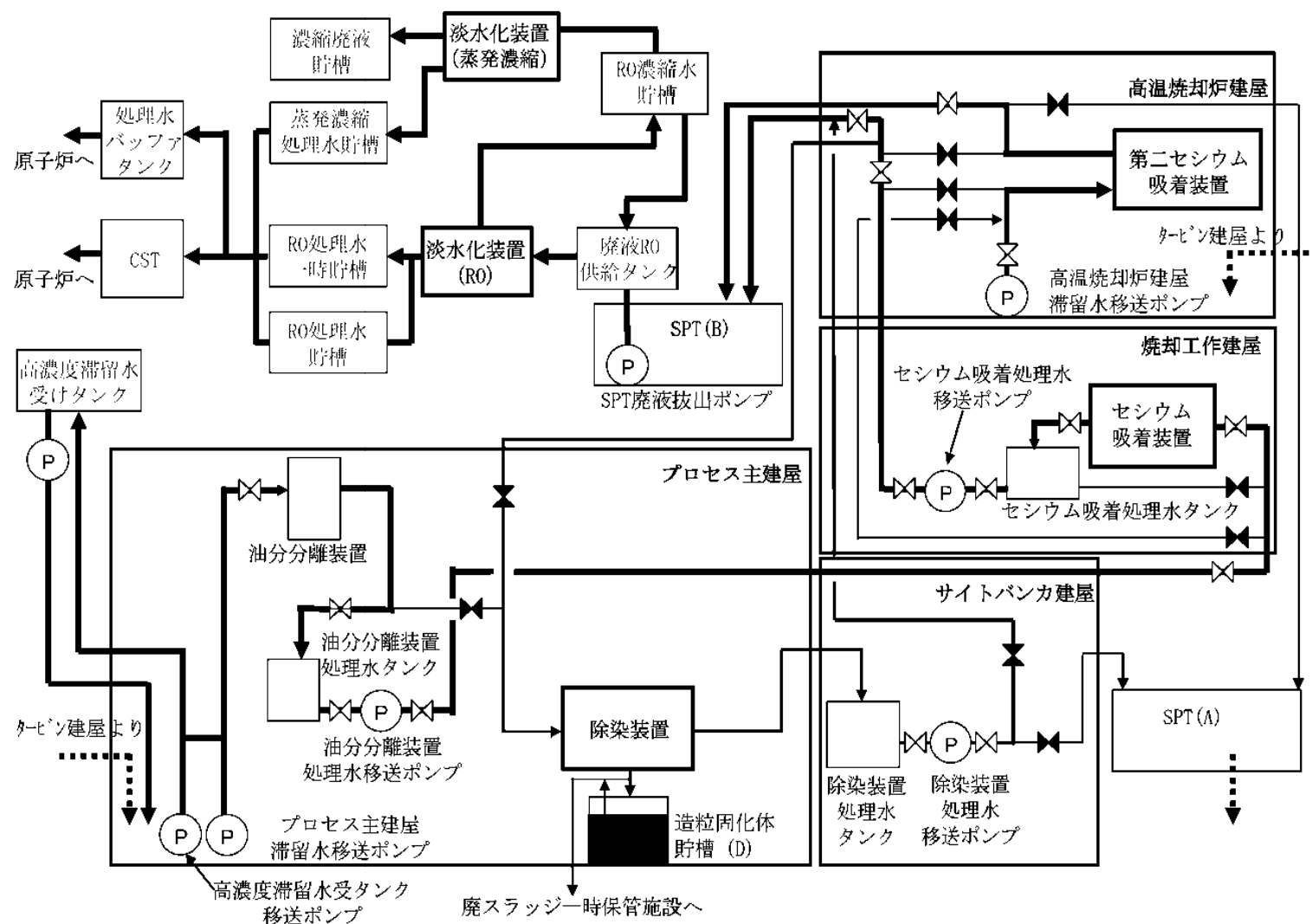


図 3 処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）の系統構成図

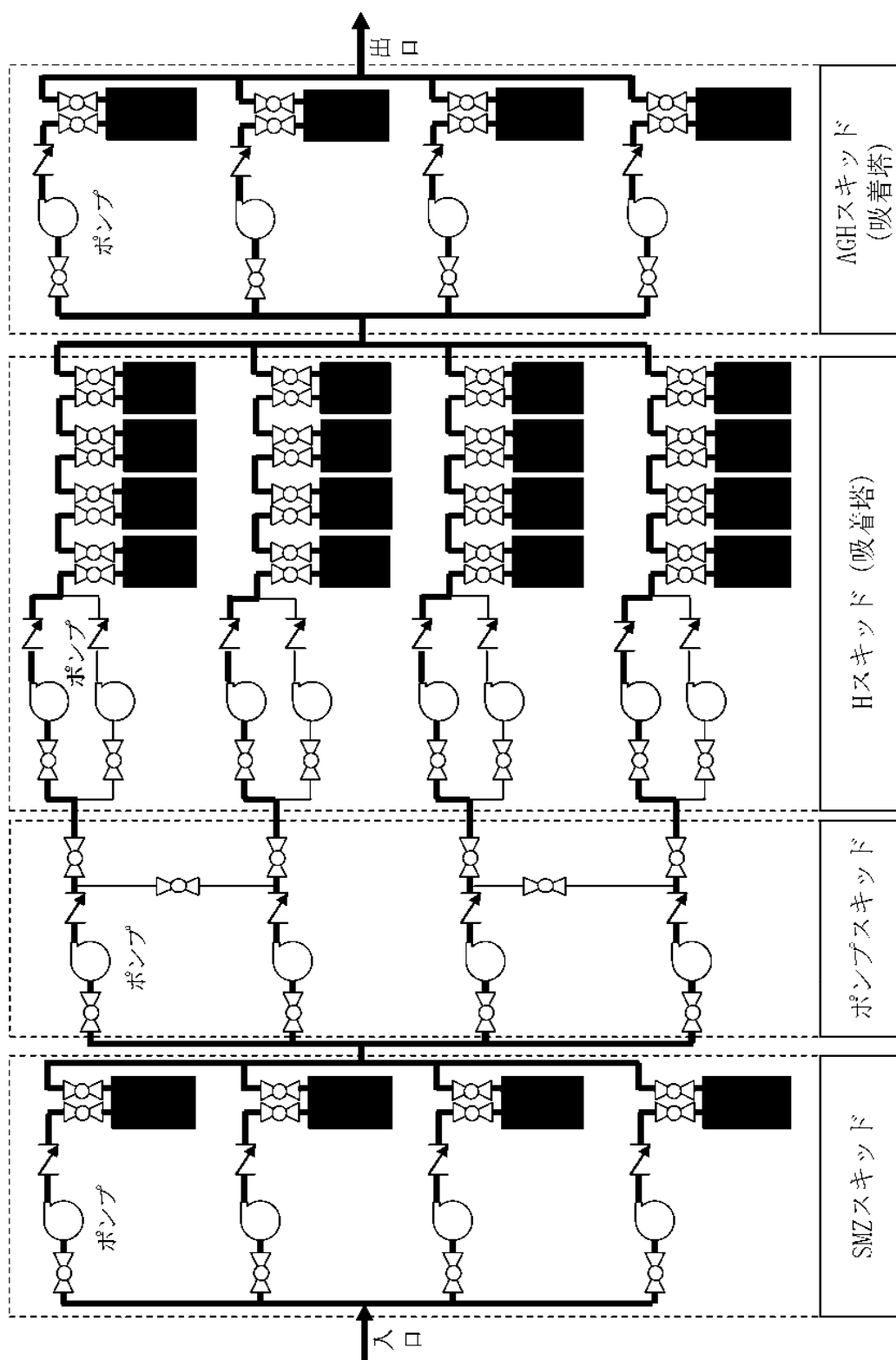


図 4 セシウム吸着装置の系統構成図

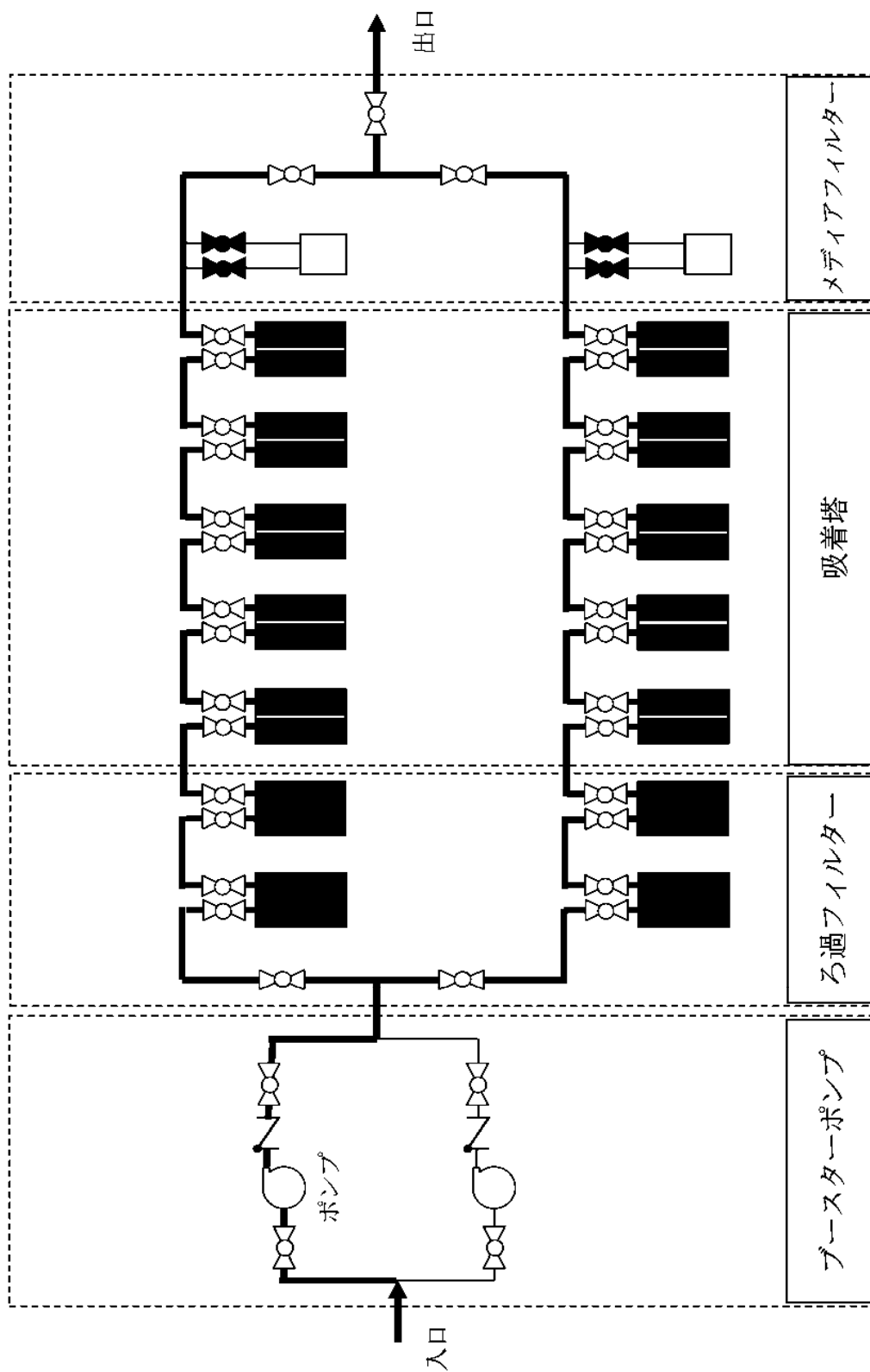


図 5 第三セシウム吸着装置の系統構成図

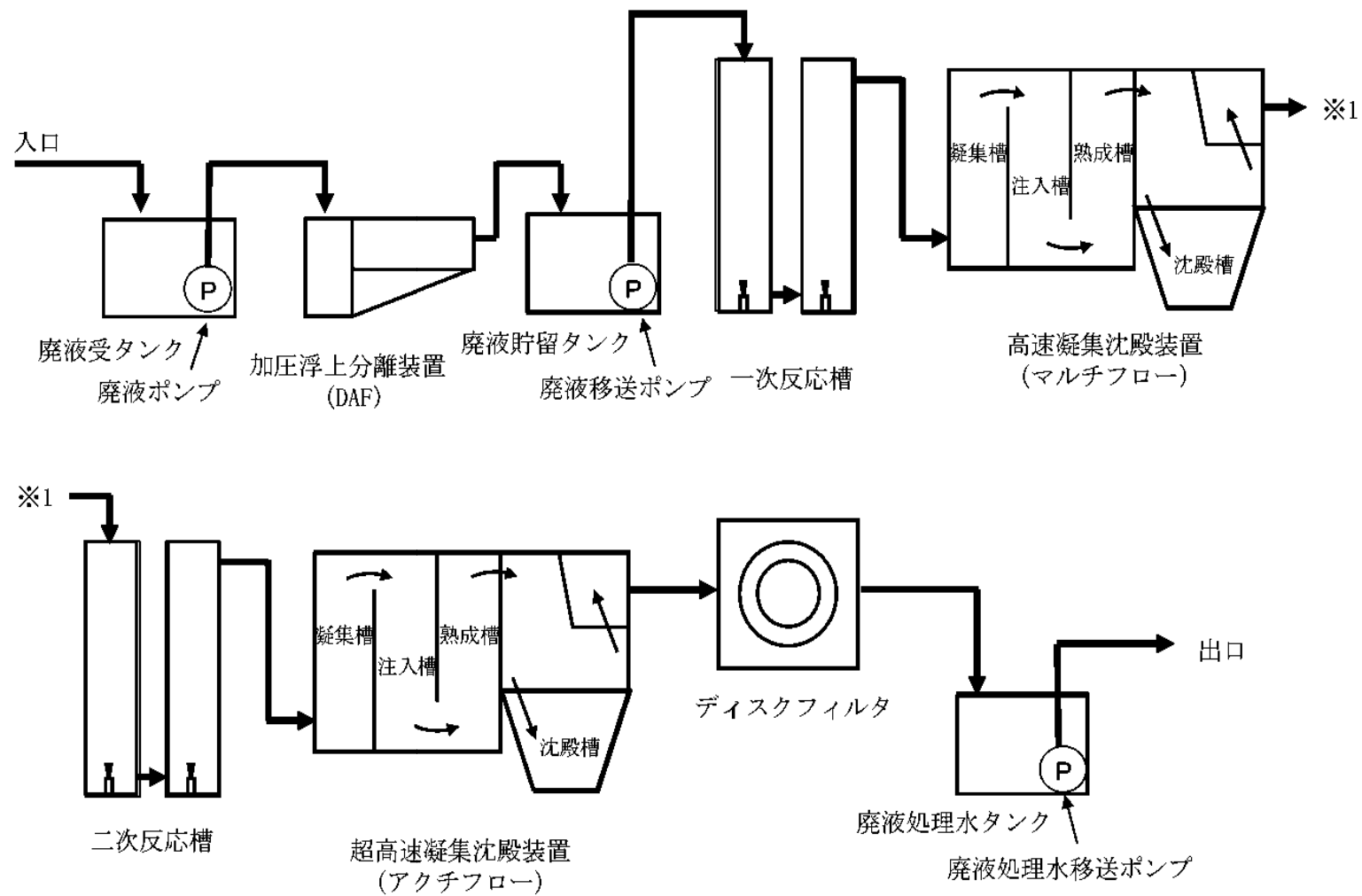


図 6 除染装置の系統構成図

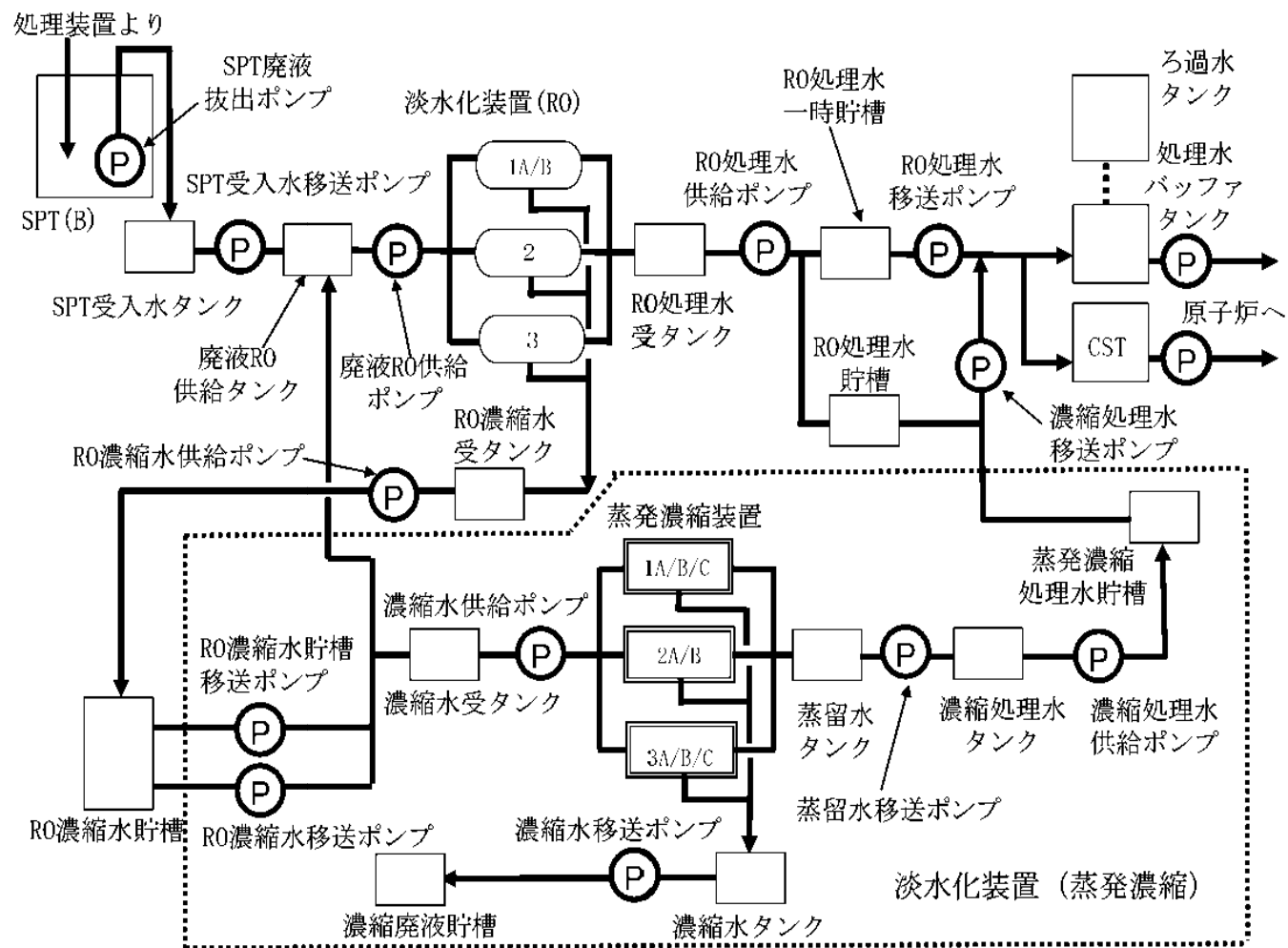
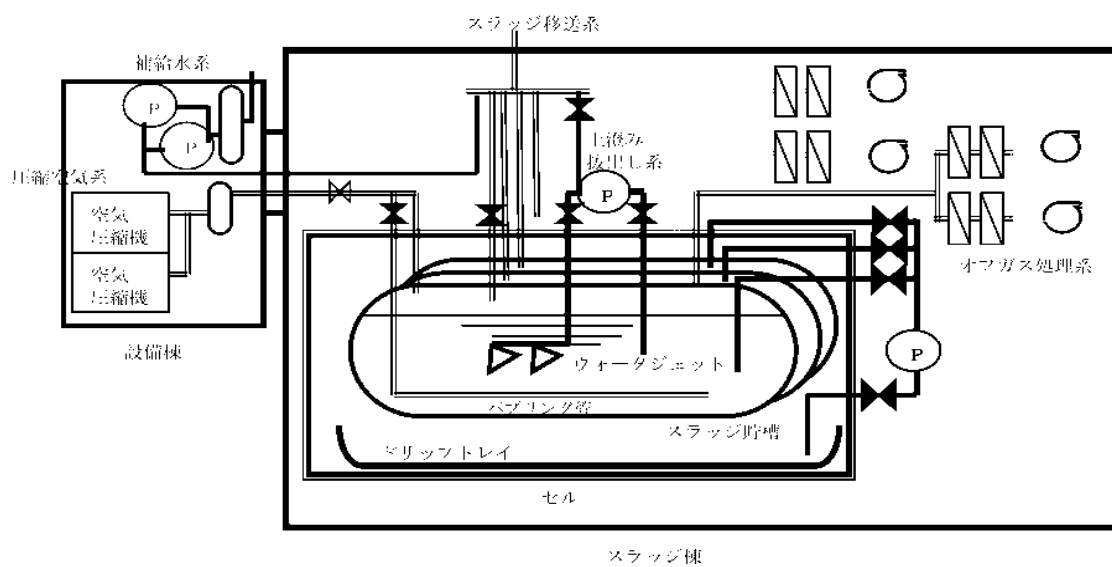


図 7 淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）の系統構成図



図ー8 廃スラッジ一時保管施設概要図

主要設備概要図

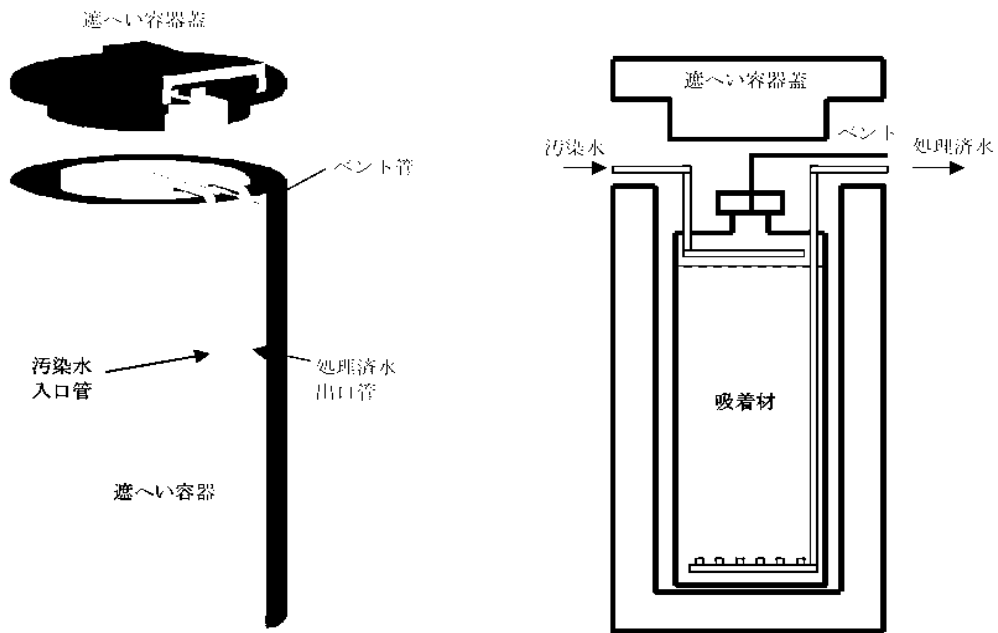
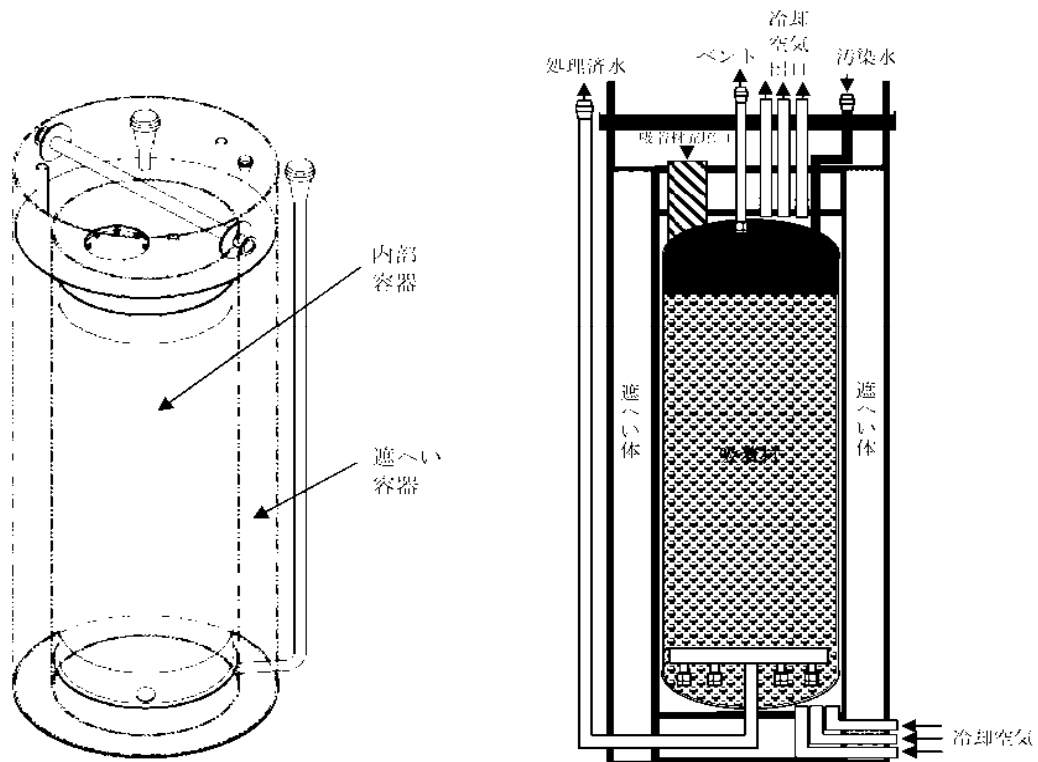
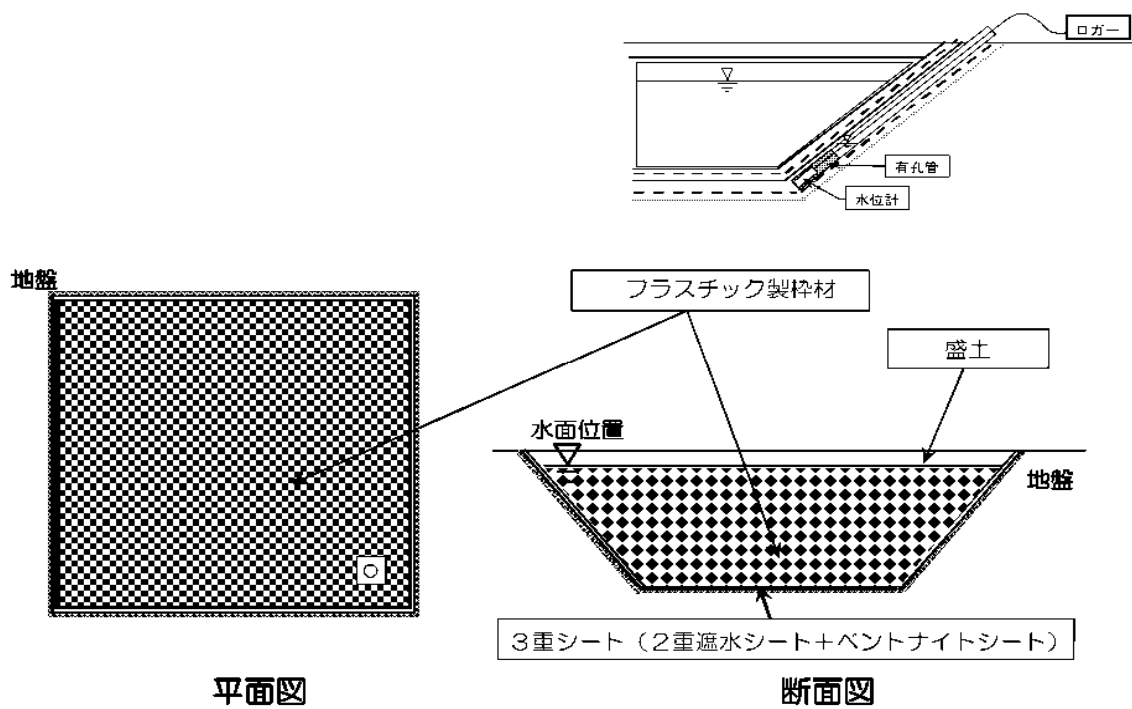


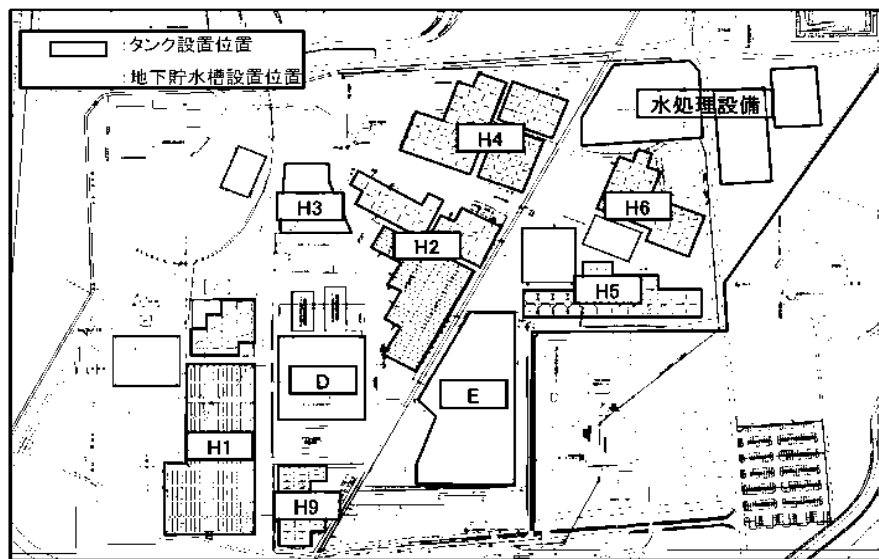
図 1 セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図



図－2 第二セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図

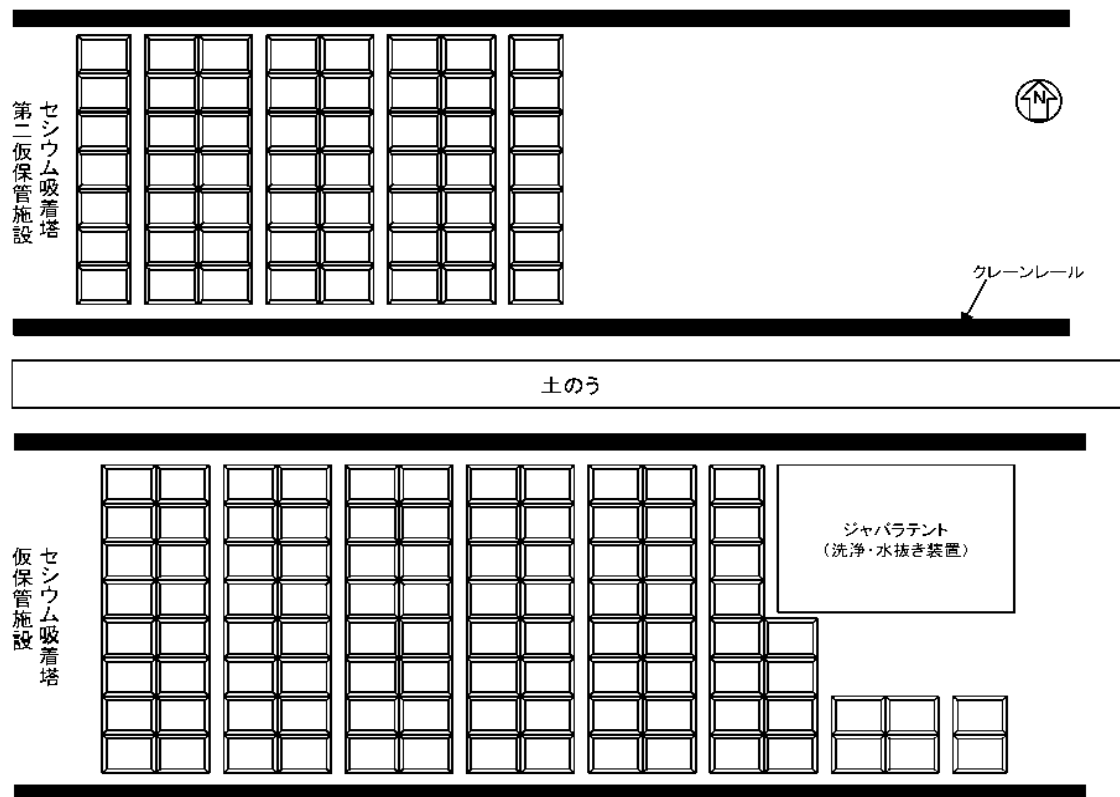


(a) 地下貯水槽概要

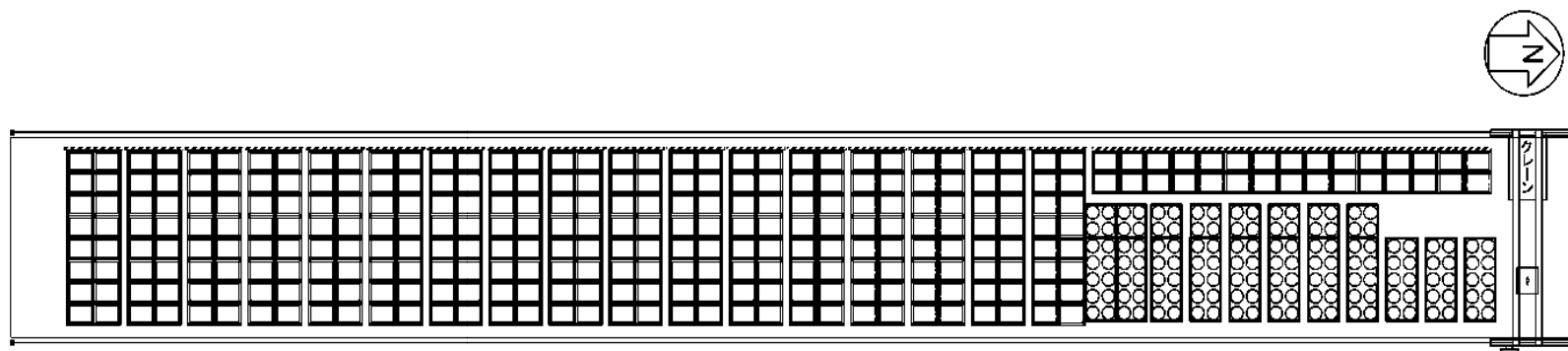


(b) 設置位置

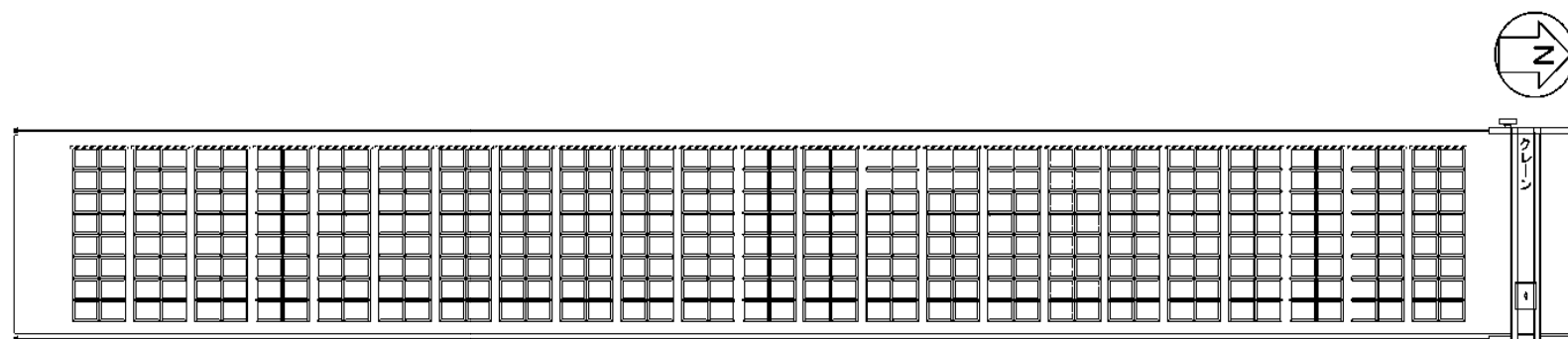
図 3 地下貯水槽概要及び設置位置



図ー４ 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

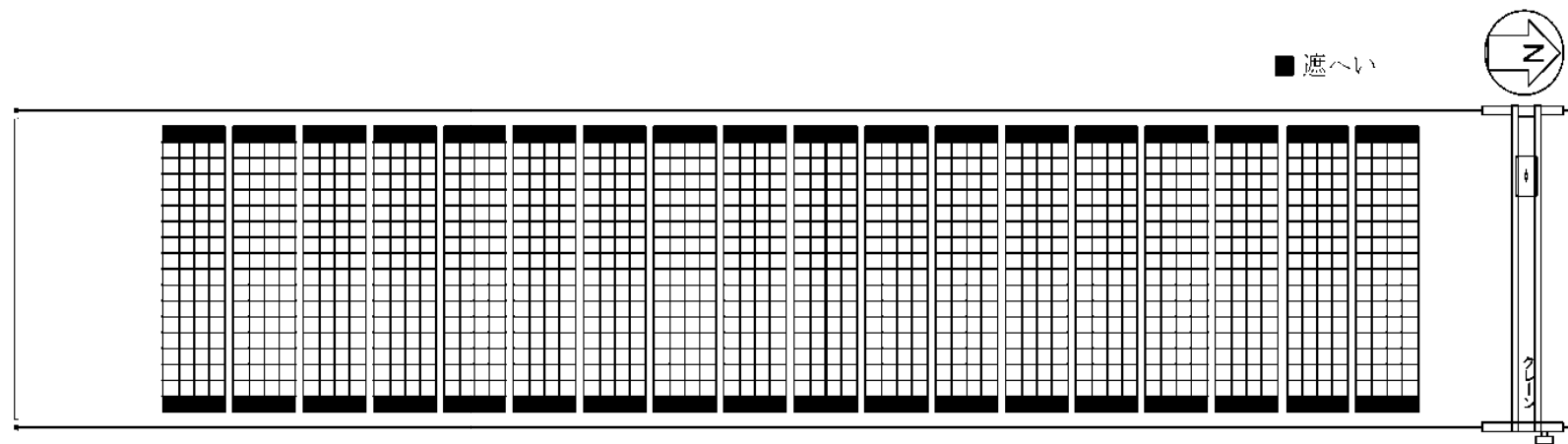


(a) 第一施設

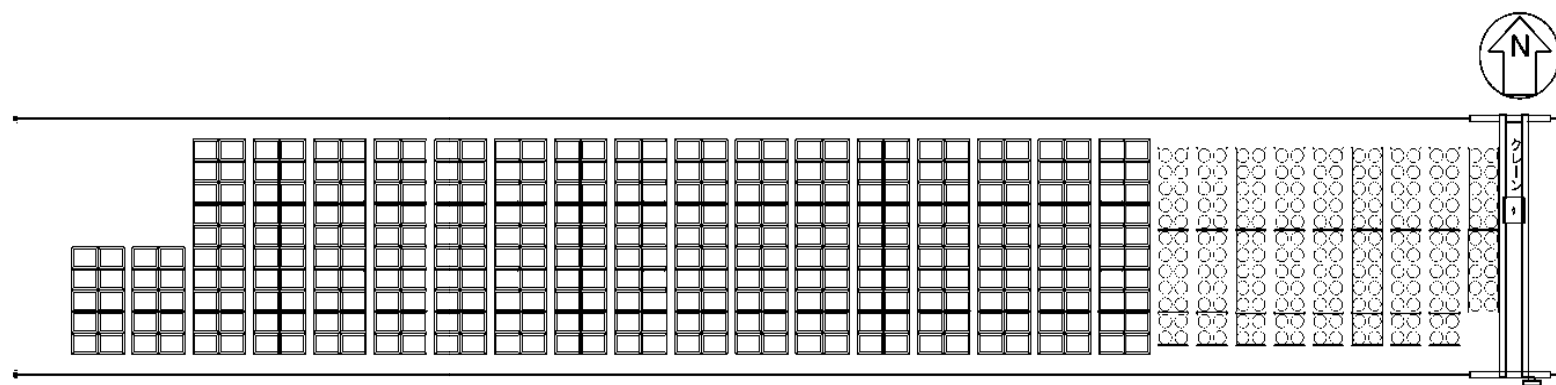


(b) 第二施設

図 5 使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図 (1 / 2)



(c) 第三施設
(計画段階であり、今後の詳細設計により決定)



(d) 第四施設

図 5 使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図 (2 / 2)

汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

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

1. 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

1. 1. 基本方針

1. 1. 1. 構造強度評価の基本方針

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、ポリエチレン管等の非金属材料についての基準がない。

従って、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス 3 機器相当での評価を行い、非金属材料（耐圧ホース、ポリエチレン管等）については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際、JIS や日本水道協会規格、製品の試験データ等を活用できるものとし、評価を行う。また、溶接部については、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

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

1. 1. 2. 耐震性評価の基本方針

汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子力施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」（以下、「耐震設計技術規程」という。）等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態にあわせたものを採用する。B クラス施設に要求される水平震度に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合におい

ては、可撓性を有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。

なお、汚染水処理設備等のうち高濃度の滞留水を扱う設備等については、参考として S クラス相当の評価を行う。

1.2. 評価結果

1.2.1. 滞留水移送装置

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満たすものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、滞留水移送装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

移送ポンプは、水中ポンプのため地震により有意な応力は発生しない。

1.2.2. 油分分離装置

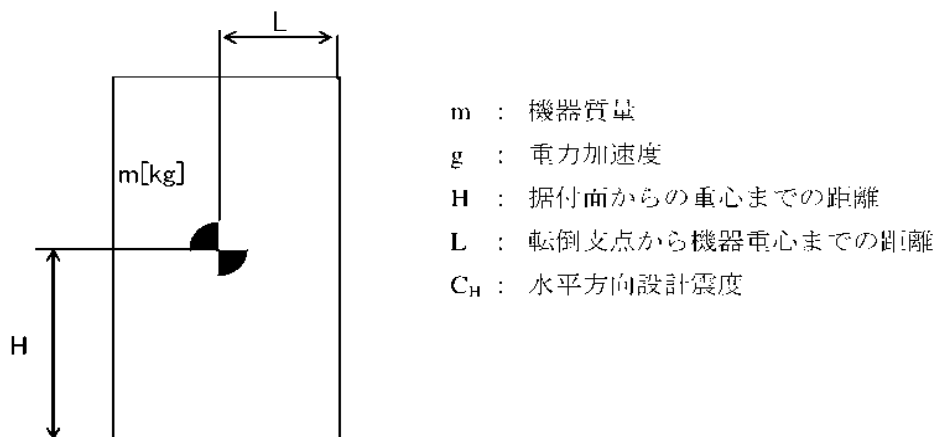
(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満たすものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、油分分離装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表-1）。

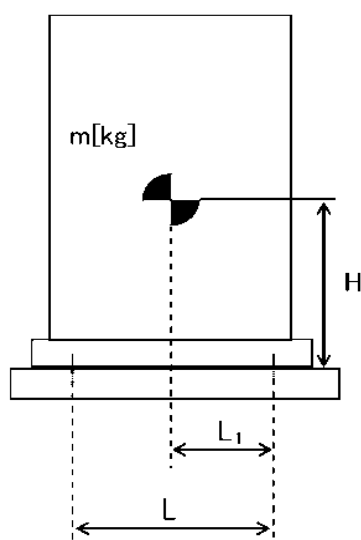


地震による転倒モーメント： $M_1[\text{N} \cdot \text{m}] = m \times g \times C_H \times H$

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

b. 基礎ボルトの強度評価

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



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

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

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

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

表－１ 油分分離装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
油分分離装置	本体	転倒	0.36	50	83	kN・m
			0.57	79		
	基礎ボルト	せん断	0.36	24	129	MPa
			0.57	37		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	<0		

1.2.3. 処理装置（セシウム吸着装置）

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。

また、吸着塔の円筒型容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、内圧に耐えられることを確認した（表 2）。

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

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

ただし、 t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は $t=3[\text{mm}]$ 以上，その他の金属の場合は $t=1.5[\text{mm}]$ 以上とする。

表 2 セシウム吸着装置構造強度結果

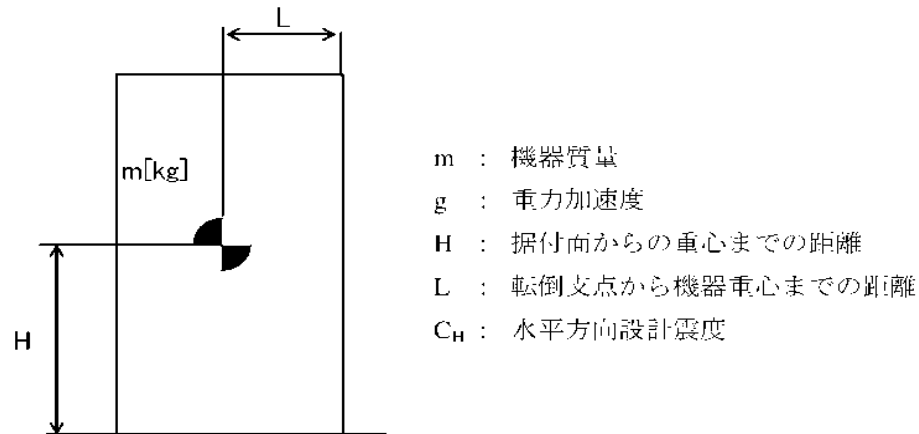
機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
セシウム吸着装置 吸着塔	板厚	6.8	9.5※

※ 最小値

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表 3）。



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

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

b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表-3）。なお、S クラス相当の評価では、セシウム吸着塔において地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから、FEM によるトラニオンとビンガイドの強度評価を行った。

地震時の水平荷重によるすべり力： $F_H = C_H \times m \times g$
接地面の摩擦力： $F_f = \mu \times m \times g$

m : 機器質量
 g : 重力加速度
 C_H : 水平方向設計震度
 μ : 摩擦係数

c. FEM によるトラニオンとピンガイドの強度評価

セシウム吸着塔は、本体下部に位置決めのためのトラニオンが施工されており、スキッド側ピンガイドと取合構造となっている（図－1 参照）。

b. 滑動評価において、地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから、軸方向荷重及び軸直交方向荷重を想定し、トラニオンとピンガイドの強度を FEM により確認する。なお、FEM モデルは、ピンガイドについては各部材の中立面にシェル要素で、トラニオンはソリッド要素で作成した（図－2 参照）。FEM による強度評価の結果ピンガイドは破断せず吸着塔を支持することを確認した（表 3）。

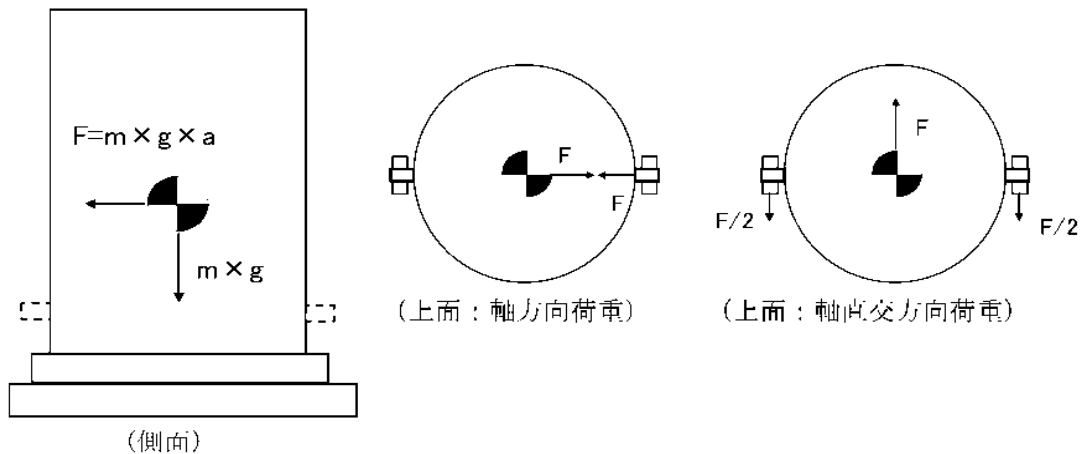


図 1 トラニオン～ピンガイド概要

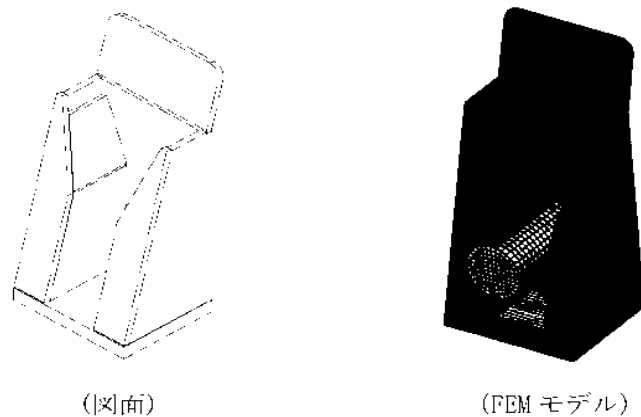
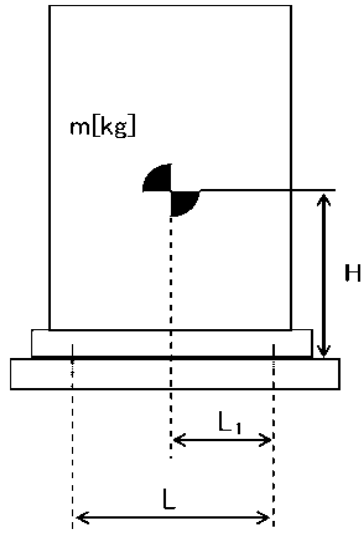


図 2 FEM モデル形状

d. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－３）。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- L₁ : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度

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

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

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

表 3 セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
セシウム 吸着塔	本体	転倒	0.36	90	130	kN・m
			0.51	128		
		滑動	0.36	0.36	0.52	-
			0.57	0.57		
	ピンガイド	相当応力	0.57	182	Sy=159 Su=459	MPa
スキッド	本体	転倒	0.36	513	881	kN・m
			0.57	811		
	基礎	転倒	0.36	616	958	kN・m
			0.57	975		
	基礎ボルト	せん断	0.36	33	129	MPa
			0.57	52		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	2	152	
セシウム吸着 処理水タンク	本体	転倒	0.36	144	175	kN・m
			0.57	227		
	基礎ボルト	せん断	0.36	19	129	MPa
			0.57	30		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	23	168	
セシウム吸着 処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	2.1	7.2	kN・m
			0.57	3.4		
	基礎ボルト	せん断	0.36	6	129	MPa
			0.57	9		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	<0		

1.2.4. 処理装置（第二セシウム吸着装置）

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。

また、吸着塔の円筒形容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、内圧に耐えられることを確認した（表 4）。

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

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

ただし、 t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は $t=3$ [mm] 以上、その他の金属の場合は $t=1.5$ [mm] 以上とする。

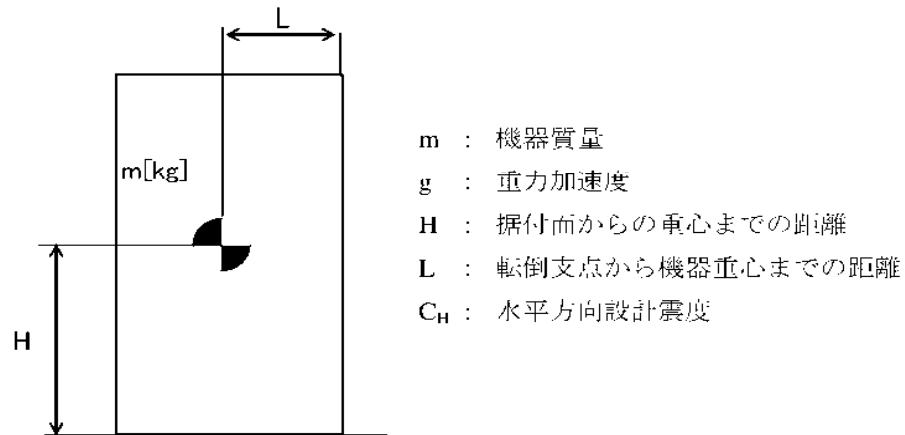
表 4 第二セシウム吸着装置構造強度結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
第二セシウム吸着装置 吸着塔	板厚	9.6	12

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表 5）。

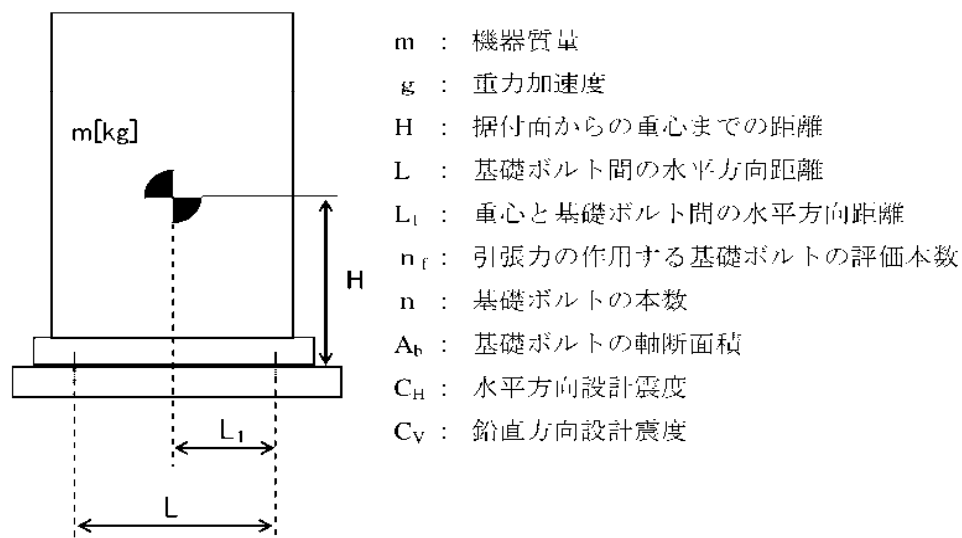


地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

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

b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 5）。



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

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

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

表－５ 第二セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
第二セシウム 吸着塔	本体	転倒	0.36	144	169	kN・m
			0.42	168		
	基礎ボルト	せん断	0.36	71	133	MPa
			0.55	108		
		引張	0.36	<0	69	MPa
			0.55	68		
ポンプスキッド	本体	転倒	0.36	3.9	6.9	kN・m
			0.60	6.4		
	基礎ボルト	せん断	0.36	4	133	MPa
			0.60	7		
		引張	0.36	<0	－	MPa
			0.60	<0		

1.2.5. 処理装置（除染装置）

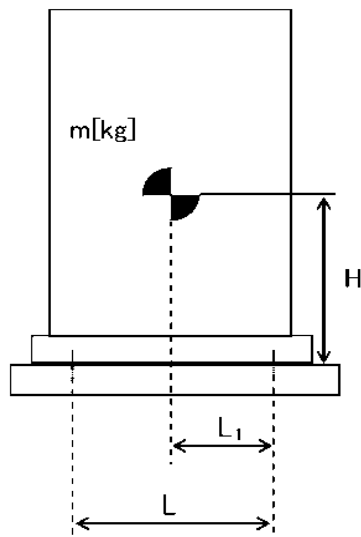
(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満たすものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、除染装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

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



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

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

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

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

b. 有限要素法によるフレーム構造解析を用いた基礎ボルト強度評価

主要設備についてはコンクリートにアンカーを打った上で架台にて強固に据え付けられていることから、加圧浮上分離装置（DAF）、凝集沈殿装置（アクチフロー）、ディスクフィルタについて有限要素法によるフレーム構造解析を用いて基礎ボルトの強度評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度に問題がないことを確認した（表6）。

① 加圧浮上分離装置（DAF）

設計用水平震度：0.6G

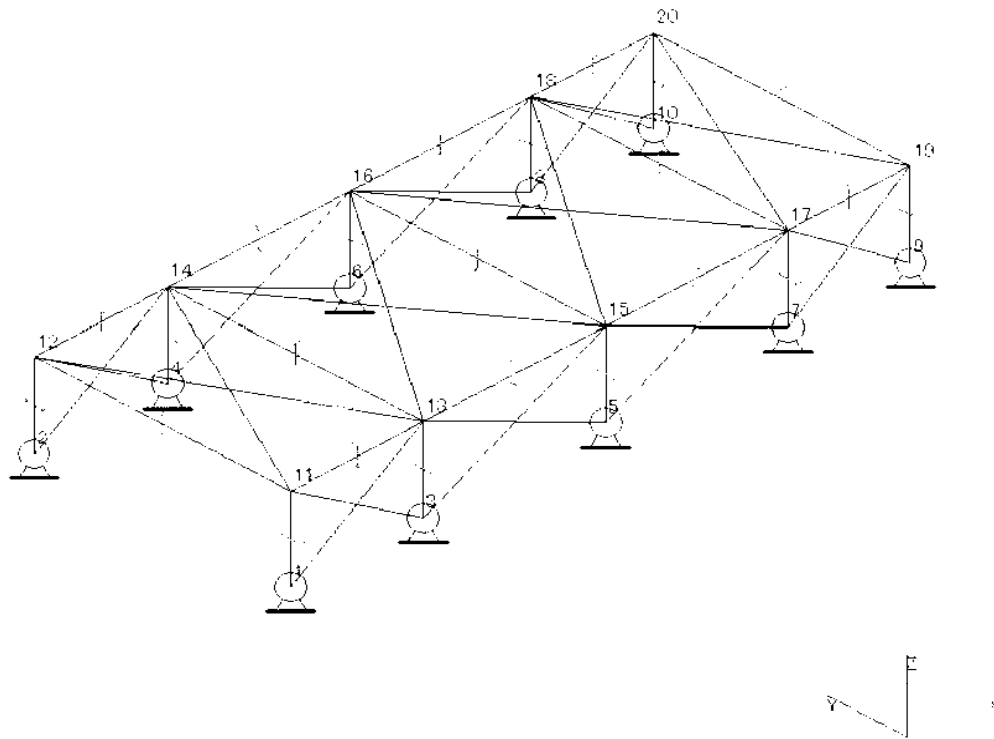


図-3 加圧浮上分離装置（DAF）解析モデル

② 凝集沈殿装置（アクチフロー）

設計用水平震度：0.6G

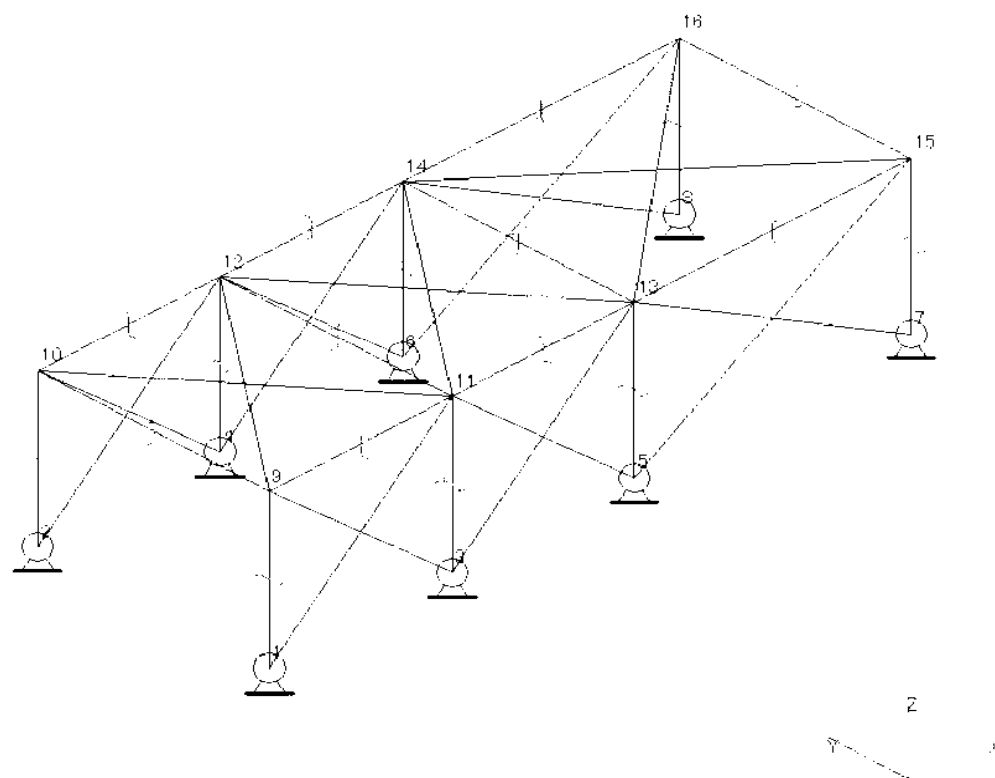


図 4 凝集沈殿装置（アクチフロー）解析モデル

③ ディスクフィルタ

設計用水平震度：0.6G

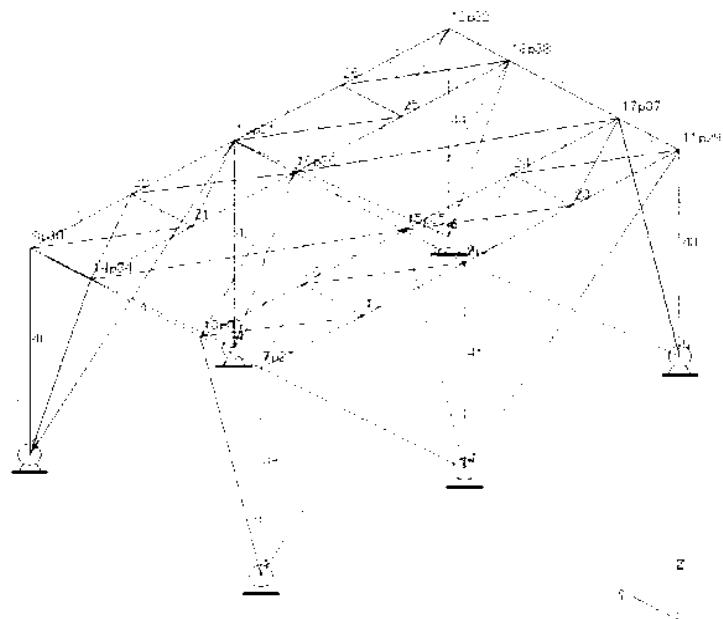


図 5 ディスクフィルタ解析モデル

c. 架台強度評価

加圧浮上分離装置（DAF）、凝集沈殿装置（マルチフロー）、凝集沈殿装置（アクチフロー）、ディスクフィルタについて有限要素法によるフレーム構造解析を用いて各部材に発生するたわみ量の評価を実施した。評価の結果、架台強度に問題がないことを確認した（表－6）。

表 6 除染装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
加圧浮上分離装置 (DAF)	架台（柱脚）	変位	0.60	1/290	1/120	変位量
	基礎 ボルト	せん断	0.60	27	118	MPa
		引張	0.60	6	153	MPa
反応槽	基礎 ボルト	せん断	0.36	49	118	MPa
			0.50	68		
		引張	0.36	17	135	MPa
			0.50	76	105	
凝集沈殿装置 (マルチフロー)	本体（壁パネル）	変位	0.60	1/515	1/120	変位量
	基礎 ボルト	せん断	0.36	71	135	MPa
			0.60	119		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.60	7	56	
凝集沈殿装置 (アクチフロー)	架台（柱脚）	変位	0.6	1/936	1/120	変位量
	基礎 ボルト	せん断	0.60	38	118	MPa
		引張	0.60	51	153	MPa
ディスク フィルタ	架台（柱脚）	変位	0.6	1/527	1/120	変位量
	基礎 ルト	せん断	0.60	44	118	MPa
		引張	0.60	19	143	MPa

1.2.6. 淡水化装置

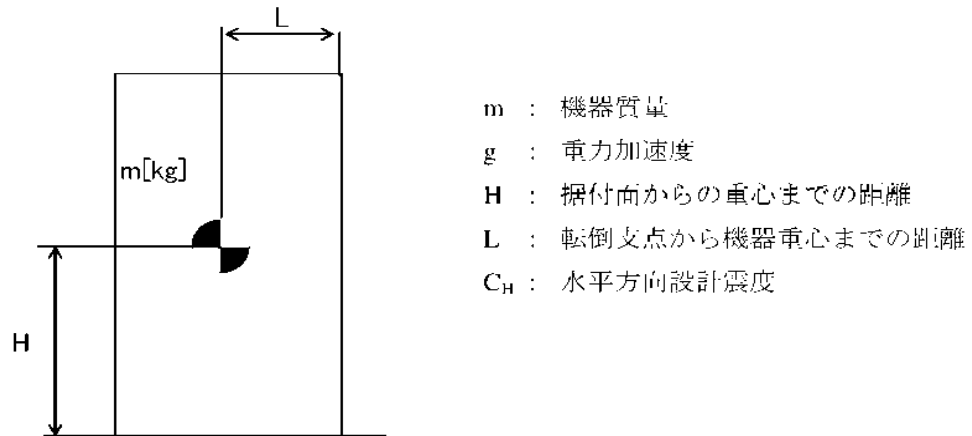
(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満たすものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、淡水化装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表 7）。

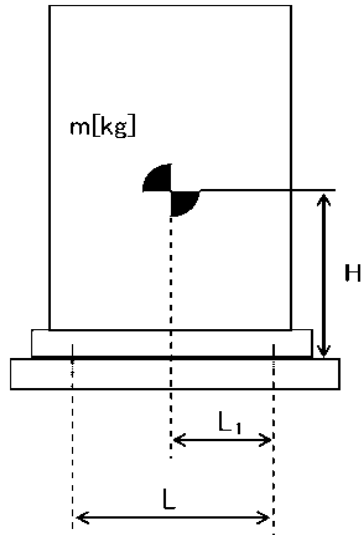


地震による転倒モーメント : $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

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

b. 基礎ボルトの強度評価

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



- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- L₁ : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度

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

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

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

c. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表－7）。

$$\text{地震時の水平荷重によるすべり力： } F_L = C_H \times m \times g$$

$$\text{接地面の摩擦力： } F_\mu = \mu \times m \times g$$

- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- C_H : 水平方向設計震度
- μ : 摩擦係数

表 7 淡水化装置耐震評価結果 (1/2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
SPT 受入水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
廃液 RO 供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.92	m
RO 処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.47	0.77	m
RO 濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 濃縮水貯槽移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.36	0.77	m
RO 濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
蒸留水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.86	m
濃縮処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
濃縮処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.77	m
配管・弁モジュール	本体	転倒	0.36	0.19	0.28	m
逆浸透膜装置 (RO-1A)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,148	23,419	N
		引張	0.36	<0	—	N
逆浸透膜装置 (RO-1B)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,060	23,419	N
		引張	0.36	<0	—	N
逆浸透膜装置 (RO-2)	本体	転倒	0.36	19.1	20.8	kN・m
		滑動	0.36	0.36	0.40	—
逆浸透膜装置 (RO-3)	本体	転倒	0.36	1.70	1.80	kN・m

表 7 淡水化装置耐震評価結果 (2/2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1A)	基礎	せん断	0.36	30	131	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	-	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1B)	基礎	せん断	0.36	39	131	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	-	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1C)	基礎	せん断	0.36	36	131	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	-	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮 2A, B) (濃縮装置)	本体	転倒	0.36	<0		kN
	基礎 ボルト	せん断	0.36	88	108	MPa
		引張	0.36	<0	-	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-3A, B, C) (濃縮装置)	本体	転倒	0.36	<0	-	kN
	基礎 ボルト	せん断	0.36	98	108	MPa
		引張	0.36	<0	-	MPa

1.2.7. 高濃度滞留水受タンク

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、気密試験等を行い、漏えいがないことを確認した。

また、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施し、内圧に耐えられることを確認した（表－8）。

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

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

ただし、 t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は $t=3[\text{mm}]$ 以上、その他の金属の場合は $t=1.5[\text{mm}]$ 以上とする。

表 8 円筒型タンク（横置き）板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
高濃度滞留水受タンク	100m ³ 容量 円筒型（横置き）	タンク板厚	5.4	9.0

(2) 耐震性評価

当該タンクは地中に埋設され、タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり、設備全体としては耐震クラス B に相当することから、地中構造物の耐震 B クラスに要求される水平地震力 $K_h=0.3$ に対する静的解析により、その耐震安全性を評価した。その結果、B クラスに要求される強度を有するものと評価した（表 9）。詳細は別添 1 に示す。

表－9 円筒型タンク（横置き）耐震評価結果

機器名称		評価項目	作用震度	算出値	許容値	単位
高濃度滞留水 受タンク	100m ³ 容量 円筒型 （横置き）	曲げ	B クラス	21.9	210	N/mm ²
			S クラス	60.0	245	
		せん断	B クラス	0.019	120	N/mm ²
			S クラス	0.311	141	

1.2.8. 中低濃度タンク

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、水頭圧による漏えい試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認した。また、タンクは全て大気開放のため、水頭圧以上の内圧が作用することは無い。

以上のことから、中低濃度タンクは必要な構造強度を有していると評価できる。

また、円筒型タンクについては、主要仕様から必要肉厚を評価し、十分な肉厚を有していることを確認した。

なお、サブプレッションプール水サージタンクは、工事計画認可申請書(57 資庁第 2974 号 昭和 57 年 4 月 20 日認可)において確認を実施している。

a. 円筒型タンク

円筒型タンクについては、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した(表-10)。

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

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

ただし、 t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は $t=3[\text{mm}]$ 以上、その他の金属の場合は $t=1.5[\text{mm}]$ 以上とする。また、内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

表－１０ 円筒型タンク板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
RO 処理水貯槽	300m ³ 容量	タンク板厚	4.5	9.0
	450m ³ 容量	タンク板厚	4.5	9.0*
RO 濃縮水貯槽	500m ³ 容量	タンク板厚	4.5	9.0*
RO 処理水貯槽 RO 濃縮水貯槽 蒸発濃縮処理水貯槽 多核種処理水貯槽	1000m ³ 容量	タンク板厚	5.7	12.0
RO 濃縮水貯槽 多核種処理水貯槽	1000m ³ 容量（溶接）	タンク板厚	8.8	12.0
濃縮廃液貯槽	100m ³ 容量 （円筒型（横置き））	タンク板厚	3.0	9.0
RO 濃縮水貯槽	120m ³ 容量 （円筒型（横置き））	タンク板厚	3.0	9.0

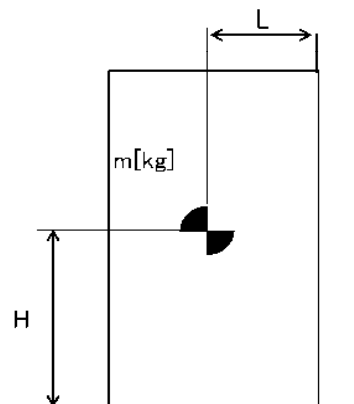
※ 最小値

(2) 耐震性評価

サプレッションプール水サージタンクは、工事計画認可申請書(57 資庁第 2974 号 昭和 57 年 4 月 20 日認可)において確認を実施している。その他の中低濃度タンクに関する耐震性評価を以下に示す。

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表－１１）。



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

地震による転倒モーメント： $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_{II} \times H$

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

表 1 1 タンク・槽類の転倒評価結果

機器名称		評価部位	評価項目	水平地震動	算出値	許容値	単位
SPT 受入水タンク		本体	転倒	0.36	5.8×10^2	2.9×10^3	kN・m
廃液 RO 供給タンク	35m ³ 容量	本体	転倒	0.36	1.8×10^3	4.2×10^2	kN・m
	40m ³ 容量	本体	転倒	0.36	2.3×10^2	5.4×10^2	kN・m
	42m ³ 容量	本体	転倒	0.36	2.0×10^3	5.5×10^2	kN・m
	110m ³ 容量	本体	転倒	0.36	5.8×10^2	2.9×10^3	kN・m
RO 処理水受タンク		本体	転倒	0.36	5.8×10^3	2.9×10^3	kN・m
RO 処理水 一時貯槽	16m ³ 容量	本体	転倒	0.36	6.9×10^1	1.7×10^2	kN・m
	35m ³ 容量	本体	転倒	0.36	1.6×10^2	3.8×10^2	kN・m
	42m ³ 容量	本体	転倒	0.36	1.9×10^2	5.3×10^2	kN・m
RO 処理水 貯槽	300m ³ 容量	本体	転倒	0.36	5.3×10^4	1.1×10^4	kN・m
	450m ³ 容量	本体	転倒	0.36	6.7×10^3	2.2×10^4	kN・m
	1000m ³ 容量	本体	転倒	0.36	2.1×10^4	7.0×10^4	kN・m
RO 濃縮水受タンク		本体	転倒	0.36	5.8×10^2	2.9×10^3	kN・m
RO 濃縮水 貯槽	120m ³ 容量	本体	転倒	0.36	1.4×10^3	3.2×10^3	kN・m
	500m ³ 容量	本体	転倒	0.36	9.0×10^4	2.5×10^4	kN・m
	1100m ³ 容量	本体	転倒	0.36	2.0×10^4	6.9×10^4	kN・m
多核種処理水貯槽		本体	転倒	0.36	2.0×10^4	6.9×10^4	kN・m
濃縮水受タンク		本体	転倒	0.36	2.1×10^2	5.4×10^2	kN・m
蒸留水タンク		本体	転倒	0.36	2.1×10^3	5.4×10^2	kN・m
濃縮処理水タンク		本体	転倒	0.36	2.1×10^2	5.4×10^2	kN・m
蒸発濃縮処理水貯槽		本体	転倒	0.36	2.1×10^4	7.0×10^4	kN・m
濃縮水タンク		本体	転倒	0.36	2.1×10^2	5.4×10^2	kN・m
濃縮廃液貯槽		本体	転倒	0.36	1.1×10^4	2.3×10^3	kN・m

b. 基準地震動 S_s に対する評価

円筒型タンクに対し、基準地震動 S_s による地震力にて発生する応力等を算出し許容値と比較することにより、タンクの貯水機能維持について評価を実施した。評価の結果、基準地震動による地震力に対して発生する応力等は許容値よりも小さく、機能が維持されることを確認した（表－12）。

表 12 円筒型タンクの基準地震動 S_s に対する評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	算出値	許容値	単位
RO 処理水貯槽 RO 濃縮水貯槽 蒸発濃縮処理水貯槽	側板	膜応力	246	360	MPa
		座屈	0.66	1	—
	接続ボルト (水平方向)	引張	355	525	MPa
	接続ボルト (鉛直方向)	引張	506	525	MPa

1.2.9. 地下貯水槽

(1) 構造強度評価

設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、社団法人雨水貯留浸透技術協会「プラスチック製地下貯留浸透施設技術指針」に準じたプラスチック製枠材及び日本遮水工協会により製品認定を受けている遮水シートを使用することで、高い信頼性を確保する。

(2) 耐震性評価

(2)-1.1. 評価の項目・目的

地下貯水槽の耐震性評価は次の 2 項目について実施する。

- ① 地下貯水槽の地震発生時の止水シートの強度（止水性）の確認
- ② 地下貯水槽に地震が作用した場合の貯水槽内部の貯水枠材の強度の確認
 - a) 地表面載荷荷重として 10kN/m^2 を考慮した場合
 - b) 地下貯水槽の上盤に車両が載った場合

表 1 3 に、それぞれの評価項目の目的及び内容についてまとめたものを示す。このうち、最も重要なのは①にあげた地震発生時の止水性の確認であり、貯水枠材の強度に関しては、仮に貯水枠材が破壊に至っても不具合事象としては上盤の陥没等が発生する程度と想定され、最も重要な貯水槽の性能である止水性に悪影響はないと考えられる。

表 1 3 評価項目毎の目的・内容

評価項目	目的・内容	想定不具合事象
①止水シート強度	○ 地震力が作用した場合の止水シートの発生ひずみ量を解析し、シートが破断しないか、即ち漏えい事象が発生しないかを確認する。	○ 止水シートが破断すると、地中に貯水が漏えい拡散するリスクが生じる。
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m^2	○ 貯水枠材に地震力が作用した場合の貯水枠材応力度を検討して枠材の強度を確認する。	○ 貯水枠材が破壊すると、枠材が崩れて貯水槽の上盤が陥没する。それにより、上盤に敷設している PE シートが破断する可能性があるが、このシートは雨水混入防止用のものであり、漏えいには直接関係ない。
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	○ 貯水槽の上盤に車両が載った場合(自動車荷重を考慮した場合)の貯水枠材の強度を確認する。	

(2)-1.2. 計算条件

各評価項目の作用荷重等の与条件の概要を表 14に示す。

表 14 評価項目毎の与条件

評価項目	作用震度	作用荷重
①止水シート強度	Bクラス：水平震度 0.3 Sクラス：水平震度 0.6	各自重
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m ²	Bクラス：水平震度 0.3 Sクラス：水平震度 0.6 鉛直震度 0.3	地表載荷荷重 覆土荷重 貯水枠材荷重 地震時水平土圧
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	鉛直震度 0.3	自動車荷重 (T-25) 覆土荷重

(2)-1.3. 照査結果

照査結果を表 15に示す。また各項目の検討の詳細は表 15に示す別添資料に示す。

表 15 評価項目毎の照査結果

評価項目	照査対象	作用震度	計算結果	許容値	詳細
①止水シート強度	止水シートの ひずみ量	Bクラス	0.148%	560%	別添 2
		Sクラス	0.206%	560%	
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m ²	貯水枠材の 水平・鉛直 強度	Bクラス	水平：23.0kN/m ²	30.0kN/m ²	別添 3
		Sクラス	水平：46.8kN/m ² 垂直：33.7kN/m ²	52.5kN/m ² 102.1kN/m ²	
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	貯水枠材の 鉛直強度		77.3kN/m ²	102.1kN/m ²	別添 4

(3) スロッシングに対する評価

地下貯水槽の場合、プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 25cm 以下と小規模であり、スロッシングのような長周期問題は顕在化しないと考えられる。なお、検討の詳細については別添 5に示す。

(4) 地下貯水槽を設置する地盤の評価

地下貯水槽は地盤を掘削して設置するため、掘削完了時の地盤は加圧密状態となっている。また設置するプラスチック製枠材と貯留する水の重量は、掘削した土砂（地盤）よりも小さいことから、地下貯水槽が掘削完了後の地盤上に設置されても、地盤が強度破壊等の不具合を発生することはないと考えられる。しかしながら、念のため、表層 0.5m の部分にはセメント系改良材による地盤改良を施し、地盤を補強する。

1.2.10. ポンプ

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、ポンプは必要な構造強度を有すると評価した。

なお、海外製の一部ポンプを除き、JIS 規格に準用したポンプを使用している。

1.2.11. 配管等

(1) 構造強度評価

a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、配管は必要な構造強度を有すると評価した。

また、配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価の結果、最高使用圧力に耐えられることを確認した（表 16）。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ

D₀ : 管の外径

P : 最高使用圧力[MPa]

S : 最高使用温度における

材料の許容引張応力[MPa]

η : 長手継手の効率

表 16 配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用 压力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	必要肉厚 (mm)	肉厚 (mm)
配管①	100A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.84	8.6
配管②	200A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.6	12.7
配管③	50A	40	SUS316L	1.37	66	0.39	3.9
配管④	80A	40	SUS316L	1.37	66	0.57	5.5
配管⑤	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.14	3.5
配管⑥	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.21	4.0
配管⑦	100A	20S	SUS316L	0.3	50	0.26	4.0
配管⑧	150A	20S	SUS316L	0.3	50	0.38	5.0
配管⑨	200A	20S	SUS316L	0.3	50	0.50	6.5
配管⑩	50A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.45	5.5
配管⑪	80A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.66	7.6
配管⑫	150A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.3	11.0
配管⑬	25A	80	STPG370	0.5	66	0.10	4.5
配管⑭	50A	80	STPG370	0.5	66	0.17	5.5
配管⑮	80A	80	STPG370	0.5	66	0.24	7.6
配管⑯	100A	80	STPG370	0.5	66	0.31	8.6
配管⑰	50A	40	SUS316L	0.97	66	0.28	3.9
配管⑱	80A	40	SUS316L	0.97	66	0.40	5.5
配管⑲	50A	40	SUS316L	1.37	66	0.64	3.9
配管⑳	80A	40	SUS316L	1.37	66	0.94	5.5

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験等を行い、漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。従って、耐圧ホースは、必要な構造強度を有していると評価した。

c. ポリエチレン管

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定している。また、ポリエチレン管は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しているとともに以下により信頼性を確保している。

- ・ 日本水道協会規格等に適合したポリエチレン管を採用。
- ・ 継手は可能な限り融着構造とする。
- ・ 敷設時に漏えい試験等を行い、運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことから、ポリエチレン管は、必要な構造強度を有するものと評価した。

2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

2.1. 基本方針

2.1.1. 構造強度評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器のうち放射性物質を内包する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」で定めるクラス 3 機器と位置づけられ、原則としてクラス 3 機器に要求される基準を満足するように設計する。万一適合しないものがある場合においても、温度、圧力、使用環境等を考慮し、一般民間規格に従う産業品を使用するとともに、機器の設計、製作、設置、検査等の各段階において、適切なものとなっていることを確認し、クラス 3 機器と同等以上の構造強度を持たせる。また、溶接部については、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

2.1.2. 耐震性評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては、「JFAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが、必要に応じて現実的な評価を行う。

また、配管に関しては、変位による破壊を防止するため、定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定や、可撓性のある材料を使用する。

なお、廃スラッジ一時保管施設等は、高濃度の放射性物質を貯蔵することから参考として S クラス相当の評価を行う。

2.2. 評価結果

2.2.1. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

(1) 構造強度評価

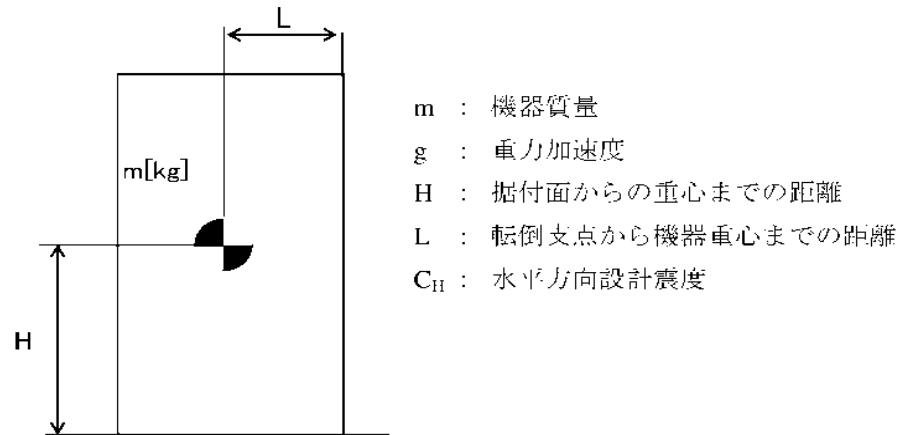
材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。また、吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

以上のことから、吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから、転倒しないことを確認した（表 18）。



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

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

b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表 17）。

表 17 使用済セシウム吸着塔仮保管施設耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
ボックス カルバート	本体	転倒	0.30	1.4×10^2	2.9×10^2	kN・m
		滑動	0.30	0.30	0.40	—
セシウム吸着装置 吸着塔	本体	転倒	0.36	8.2×10^1	1.2×10^2	kN・m
		滑動	0.36	0.36	0.52	—
第二セシウム 吸着装置吸着塔	本体	転倒	0.36	1.9×10^2	4.2×10^2	kN・m
			0.60	3.1×10^2		
		滑動	0.36	0.36	0.52	—
			0.52	0.52		

2.2.2. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。また、吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

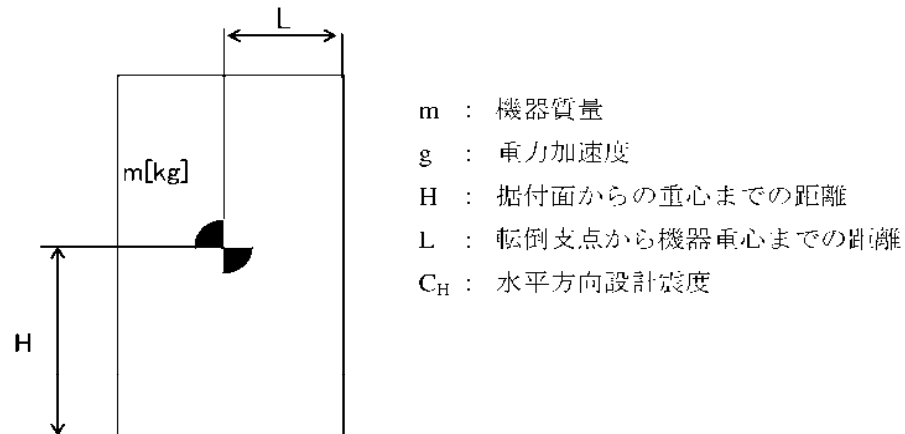
以上のことから、吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。なお、セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納するボックスカルバートと合わせて吸着塔 32 塔と蓋付ボックスカルバート 16 基での評価、第二セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納する架台と合わせて吸着塔 10 塔と架台 2 台（一組）で評価を実施した。

評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから、転倒しないことを確認した（表－18）。



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

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

b. 滑動評価

セシウム吸着装置吸着塔については、ボックスカルバートとあわせ地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表－１８）。なお、S クラス相当の評価では、地震時の水平荷重によるすべり力が設置面の摩擦力より大きくなり、滑動する結果となったことから、別途すべり量の評価を実施した。

第二セシウム吸着装置吸着塔については、基礎ボルトにて固定していることから基礎ボルトに作用するせん断荷重と許容せん断荷重を比較することより滑動評価を実施した。基礎ボルトの許容せん断荷重は「日本建築学会：各種合成構造設計指針・同解説」に基づき次式を用いた。評価の結果、基礎ボルトの破断による滑動が生じないことを確認した（表－１８）。

$$q = mg(C_H - \alpha) \div n$$
$$q_a = 0.75 \cdot \phi_{s3} \left(0.5 \cdot s_{ca} \cdot a \cdot \sqrt{F_c \cdot E_c} \right)$$

- q : アンカーボルト一本に作用するせん断荷重
q_a : アンカーボルト一本当たりの許容せん断荷重
C_H : 水平方向設計震度
m : 機器重量
g : 重力加速度
α : 機器と床版の摩擦係数
n : 機器あたりのアンカーボルト本数
φ_{s3} : 短期荷重に対する低減係数
s_{ca} : アンカーボルトの定着部の断面積
F_c : コンクリート設計基準強度
E_c : コンクリートのヤング率

c. すべり量評価

吸着塔と架台等の地震時におけるすべり量は、剛体の地震時変形量評価手法であるNewmark 法を用いて算出する。評価の結果すべり量が架台間の許容値を超えないことを確認した（表－１９）。

表－１８ 使用済セシウム吸着塔一時保管施設耐震評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔＋カルバート (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ボックスカルバート 16 基)	転倒	0.36	7.9×10^3	1.8×10^4	kN・m
		0.60	1.4×10^4		
	滑動	0.36	0.36	0.40	—
		0.60	0.60		
吸着塔＋架台 (第二セシウム吸着装置 吸着塔 10 本と架台 2 台)	転倒	0.36	1.7×10^3	3.7×10^3	kN・m
		0.6	2.9×10^3		
	滑動 (ボルトせん断)	0.36	<0	77	kN
		0.6	8		
高性能容器	転倒	0.36	2.1×10^4	4.5×10^4	kN・m
		0.60	3.4×10^4		
	滑動	0.36	0.36	0.40	—
		0.60	0.60		

表 19 使用済セシウム吸着塔一時保管施設すべり量評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔＋カルバート (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ボックスカルバート 16 基)	すべり量	0.60	93.3	494	mm

2.2.3. 廃スラッジ一時保管施設

(1) 構造強度評価

スラッジ貯槽について、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した（表 20）。

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

t : 胴の計算上必要な厚さ[mm]
Di : 胴の内径[m]
H : 水頭[m]
ρ : 液体の比重
S : 最高使用温度における
材料の許容引張応力[MPa]
η : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t=3[mm] 以上，その他の金属の場合は t=1.5[mm] 以上とする。また、内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

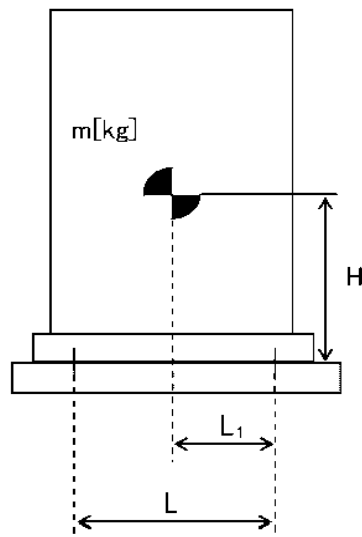
表ー 20 スラッジ貯槽板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
スラッジ貯槽	円筒型（横置き）	タンク板厚	3.0	25.0

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程に準拠して評価を行った結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－２１）。



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

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

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

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

表 ２１ スラッジ貯槽の基礎ボルトの強度評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラッジ貯槽	基礎ボルト	引張	0.36	11	439	MPa
			0.94	131		
		せん断	0.36	42	337	MPa
			0.94	122		

2.2.4. 配管等

(1) 構造強度評価

a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、配管は必要な構造強度を有すると評価した。

また、配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価の結果、最高使用圧力に耐えられることを確認した（表 22）。

$$t = \frac{PD_o}{2S \eta + 0.8P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ
 D_o : 管の外径
 P : 最高使用圧力[MPa]
 S : 最高使用温度における材料の許容引張応力[MPa]
 η : 長手継手の効率

表 22 配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	必要肉厚 (mm)	肉厚 (mm)
配管①	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.09	3.5
配管②	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.13	4.0
配管③	50A	20S	SUS316L	0.98	50	0.27	3.5
配管④	80A	20S	SUS316L	0.98	50	0.40	4.0
配管⑤	50A	40	SUS316L	0.98	50	0.27	3.9
配管⑥	80A	40	SUS316L	0.98	50	0.40	5.5
配管⑦	80A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.40	5.5
配管⑧	100A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.51	6.0
配管⑨	125A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.63	6.6
配管⑩	100A	40	SUS316L	0.98	50	0.51	6.0

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験等を行い、漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。従って、耐圧ホースは、必要な構造強度を有していると評価した。

以上

高濃度滞留水受タンクの耐震性評価

1. 耐震性評価方針

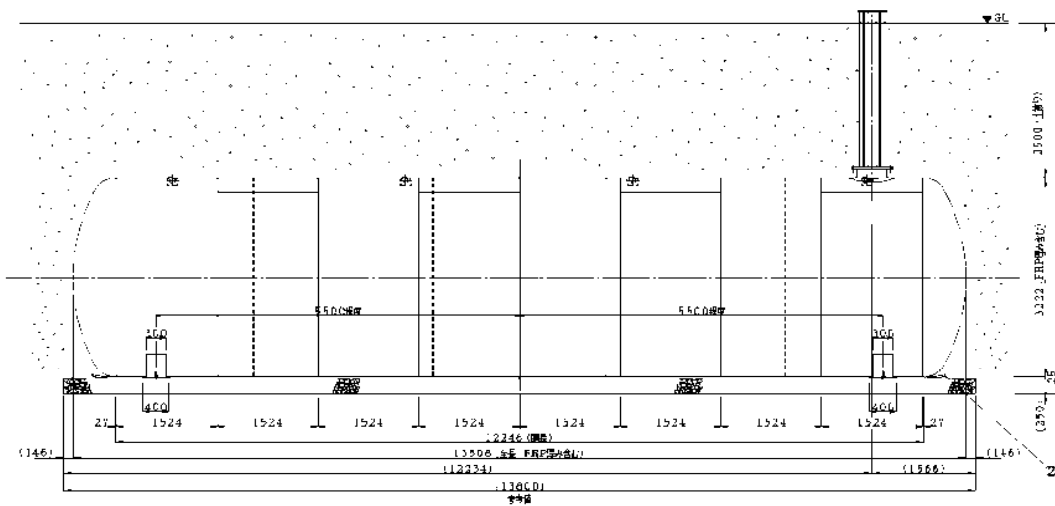
当該タンクは地中に埋設され、タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり、設備全体としては耐震 B クラスに相当することから、地中構造物の耐震 B クラスに要求される水平地震力 $K_h=0.3$ に対する静的解析により、その耐震安全性を評価する。

また、当該タンクは高濃度滞留水を保管するものであることから、万一、大きな地震が発生してもタンクが損傷しないことを確認するため、参考評価として基準地震動 S_s (S_s-1 [水平最大加速度 450Gal, 鉛直最大加速度 300Gal], S_s-2 [水平最大加速度 600Gal, 鉛直最大加速度 400Gal], S_s-3 [水平最大加速度 450Gal, 鉛直最大加速度 300Gal] の 3 波) による地震応答解析についても併せて実施し、その耐震安全性を評価することとする。

2. タンクの概要

タンクの内径は $\phi 3,200\text{mm}$ 、外形寸法は $\phi 3,222\text{mm} \times W13,508\text{mm}$ (容量 100m^3)、材質は SS400、肉厚は 9mm であり、内外面ともに FRP 塗装によって防錆処理されている (内面 1.0mm, 外面 2.0mm)。タンク本体の概要図を図 1 に、タンクの配置図を図 2 に示す。なお、タンクは表層地盤を掘削して基礎砕石上に設置し、盛土によって 2.5m の土被り厚を確保する。

縦断図



断面図

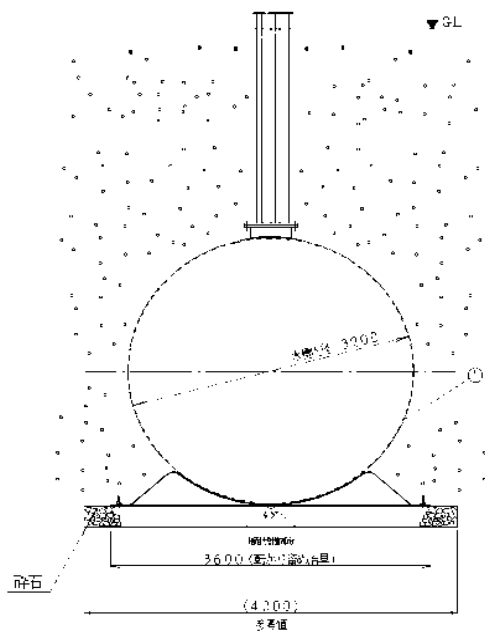
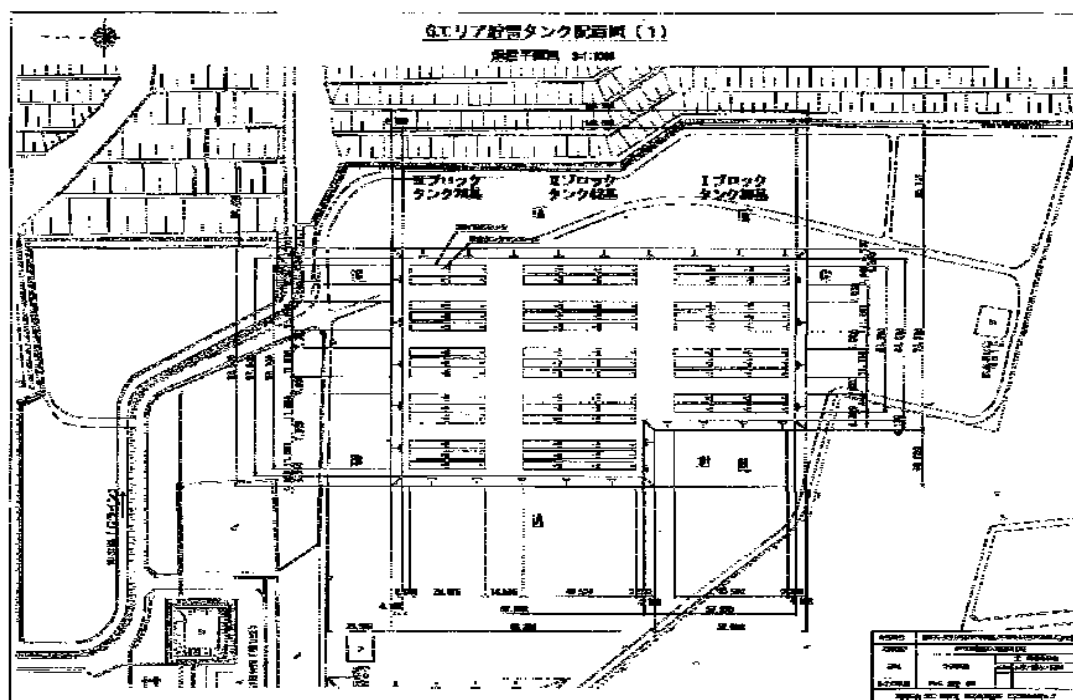


図-1 タンク概要図

タンク配置平面図



タンク配置概略断面図

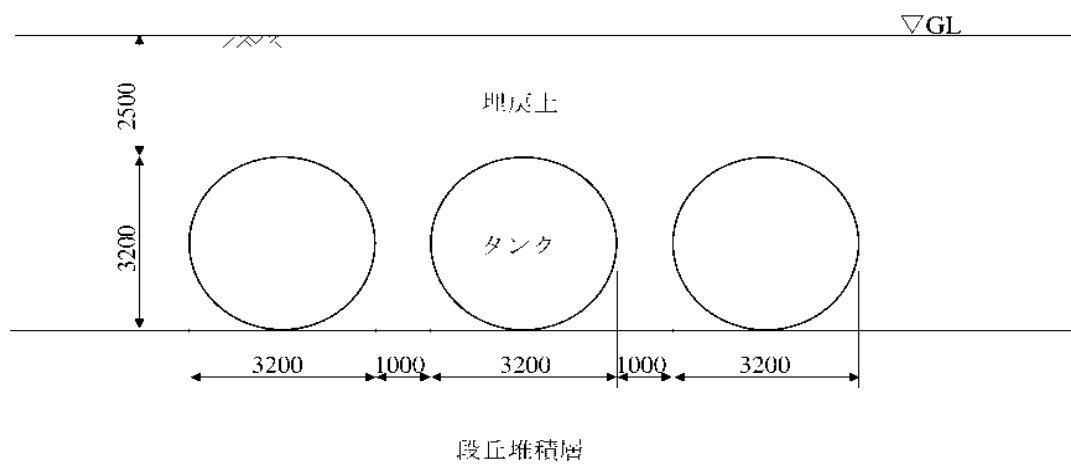


図 2 タンク配置図

3. 耐震 B クラスに対する耐震安全性評価

3.1. 評価手順

耐震 B クラスに対するタンクの耐震安全性評価手順を図－3 に示す。

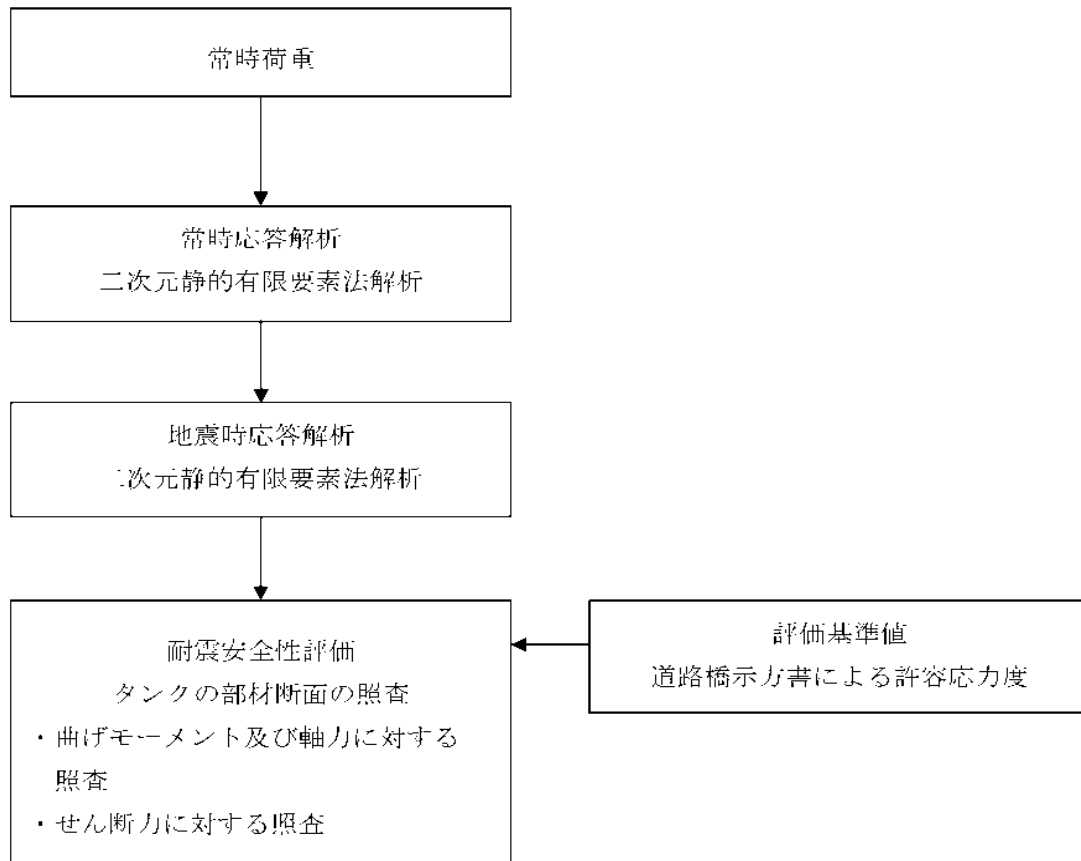


図 3 耐震安全性評価手順（耐震 B クラス評価）

3.2. 評価条件

解析に必要な地盤及びタンクの諸定数，並びに考慮する荷重は以下の通りとする。

3.2.1. タンクの材料物性値

タンクの使用材料及び材料物性値を表－1に示す。

3.2.2. 地盤の物性値

タンク設置エリアでの既存のボーリングデータに基づいて決定した解析用地層構成を表－2に示す。またボーリング位置を図－4に示す。当該設置位置での地層構成は，表層に段丘堆積層が堆積し，その下位は富岡層 T3 部層（砂岩，泥質部，互層部），富岡層 T2 部層，富岡層 T1 部層となり，解放基盤面（先富岡層（b 層））に至る。

耐震 B クラスに対する解析で用いる地盤物性値を表－3に示す。

地下水位は，上記ボーリングデータの孔内水位を参考に O. P. +6.77m（富岡層 T3 部層内）と設定しており，タンク本体に地下水圧は作用しない。

3.2.3. 荷重

a) 常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，上被り荷重，静止土圧を考慮する。

b) 設計用地震力

設計用地震力は水平地震力 $K_h=0.3$ のみを考慮する。

表－1 タンクの材料物性値

材料	単位体積重量 (kN/m^3)	ヤング係数 (kN/mm^2)	降伏強度 (N/mm^2)	ポアソン比
タンク SS400 t=9mm	77	200	245	0.3

表－2 解析用地層構成

	標 高 O. P. (m)	層厚 (m)
段丘堆積層	35.77 ～ 25.32	10.45
富岡層 T3 部層 砂岩	25.32 ～ 7.09	18.23
富岡層 T3 部層 泥質部	7.09 ～ 2.33	4.76
富岡層 T3 部層 互層部	2.33 ～ -7.38	9.71
富岡層 T3 部層 泥質部	-7.38 ～ -11.06	3.68
富岡層 T3 部層 砂岩	-11.06 ～ -13.21	2.15
富岡層 T3 部層 泥質部	-13.21 ～ -37.13	23.92
富岡層 T2 部層	-37.13 ～ -143.08	105.95
富岡層 T1 部層	-143.08 ～ -185.23	42.15
先富岡層 (b 層)	-185.23 ～	

B-11孔



図 4 ポーリング位置図

表－3 解析用物性値（耐炭Bクラス評価）

		叩戻率	段石堆積厚	宮城県					北宮市層
				13号層 砂岩	T3部層 片岩部	T3部層 片岩部	T3部層 片岩部	T2部層 *2)	
物理特性	ρ (g/cm ³)	1.80	1.59	1.81	1.71	1.76	1.75	0.0001172	1.88
	γ (N/mm ²)	17.7	23.5	1240 ^{*1)}	506	寄働変形稜板 *2)	120 ³⁾	675	931
静的変形特性	ν	0.23	0.21	0.48	0.17	寄働変形稜板 *2)	0.17	0.47	0.45
	G (N/mm ²)	72.6	158	216	127	302	251 ³⁾	607	951
動的変形特性	γ	0.35	0.48	0.48	0.15	0.46	0.467 ³⁾	0.41	0.42

*1) γ ：非圧縮性を考慮した圧縮力 (N/mm²) を示す
*2) T3部層片岩部の稜板と稜板との接合部 (1:1) 及び、その寄働変形稜板を決定する
*3) γ ：端長 (mm)

3.3. 静的 FEM 解析

3.3.1. 解析手法

解析手法は、二次元有限要素法解析を用いる。解析では水平地震力 $K_h=0.3$ を作用させた。

3.3.2. 解析モデル

タンクの解析モデルを図-5に示す。解析モデルでは、タンクを線形の線材要素（梁要素）、地盤を平面要素でモデル化した。タンクは2基ないしは3基をセットとして配置するため、モデルでは3基を並べて配置している。

モデルの領域は、底部を解放基盤面（O.P. -196m）までとし、幅を 180m とした。タンク設置レベルより上位は埋戻土とし、設置計画の条件に合わせて、土被り厚を 2.5m としている。

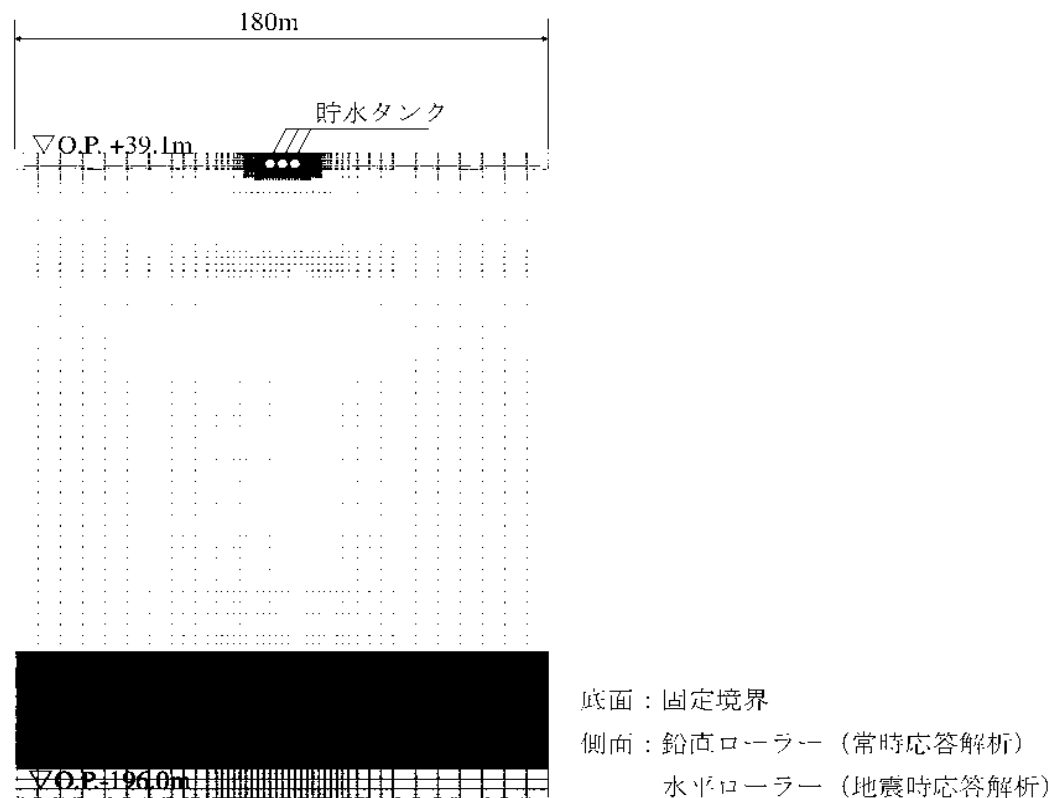


図 5 解析モデル（耐震 B クラス評価）

3.3.3. 耐震安全性評価手法

耐震安全性評価では、曲げ及びせん断について評価を行うものとし、水平地震力 $K_h=0.3$ を用いた静的 FEM 解析に基づいた応答値が、評価基準値を満足することを確認する。

照査用応答値は、曲げによる評価では、タンクの部材に発生する曲げモーメント及び軸力による応力度とし、せん断による評価では、タンクの部材に発生するせん断応力度とする。このとき考慮する断面力は、二次元 FEM 解析から求められた断面力（常時断面力＋地震時増分断面力）である。

評価基準値は、「社団法人日本道路協会（2002）：道路橋示方書・同解説Ⅰ共通編、Ⅳ下部構造編」に基づく許容応力度とする。

3.3.4. 耐震安全性評価結果

曲げに対する照査結果を表 4 に、せん断に対する照査結果を表 5 に示す。これらの結果より、曲げ、せん断ともに、照査用応答値が評価基準値（許容応力度）を十分に下回っていることが確認できることから、当該タンクは耐震 B クラス相当以上の耐震性を有するものと評価した。

表 4 曲げに対する照査結果（耐震 B クラス評価）

	照査用応答値 (N/mm^2)	評価基準値 (N/mm^2)	照査用応答値 ／評価基準値
左タンク	21.9	210	0.10
中央タンク	21.7	210	0.10
右タンク	20.7	210	0.10

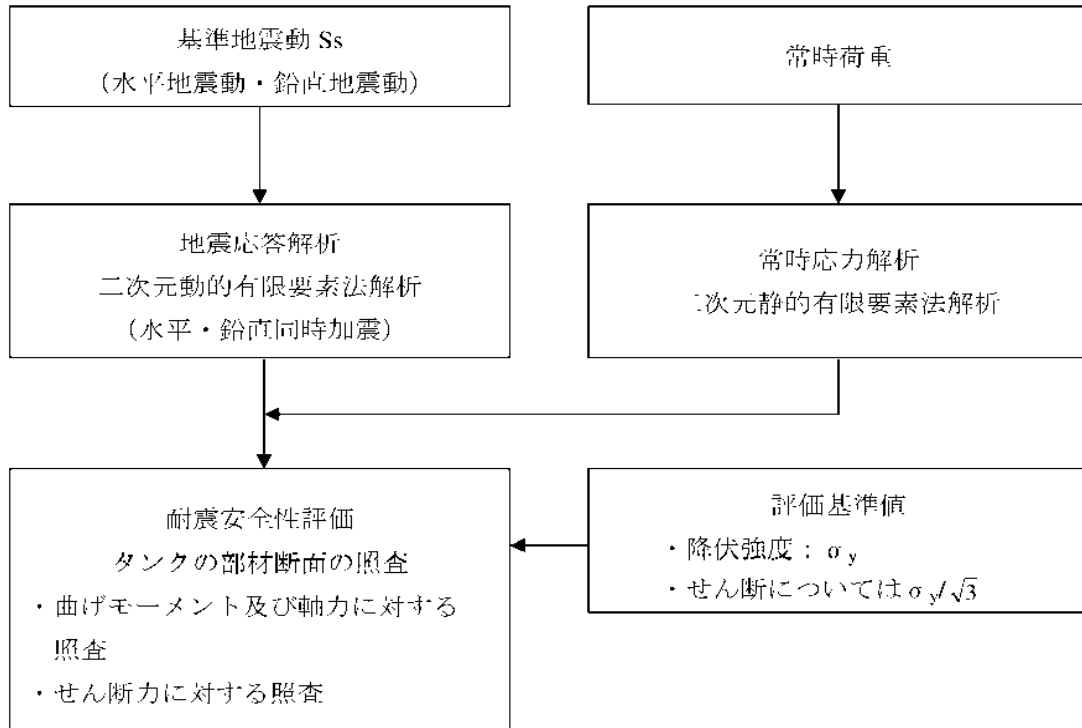
表 5 せん断に対する照査結果（耐震 B クラス評価）

	照査用応答値 (N/mm^2)	評価基準値 (N/mm^2)	照査用応答値 ／評価基準値
左タンク	0.018	120	0.00015
中央タンク	0.019	120	0.00016
右タンク	0.019	120	0.00016

4. 基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価

4.1. 評価手順

基準地震動 S_s に対するタンクの耐震安全性評価手順を図－6に示す。



図－6 耐震安全性評価手順（基準地震動 S_s 評価）

4.2. 評価条件

地盤応答解析に必要な地盤及びタンクの諸定数，並びに考慮する荷重は以下の通りとする。

4.2.1. タンクの材料物性値

タンクの使用材料及び材料物性値は表 1 に示した通りであり，耐震 B クラスに対する評価で用いたものと同じである。

4.2.2. 地盤の物性値

解析用地層構成は表 2 に示した通りであり，耐震 B クラスに対する評価で用いたものと同じである。

基準地震動 S_s に対する解析で用いる地盤物性値を表 6 に示す。

地下水位は，上記ボーリングデータの孔内水位を参考に O. P. +6.77m (富岡層 T3 部層内) と設定しており，タンク本体に地下水圧は作用しない。

4.2.3. 荷重

a) 常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，土被り荷重，静止土圧を考慮する。

b) 地震時荷重

地震時荷重として，基準地震動 S_s ($S_s-1 \sim S_s-3$ の 3 波) による地震応答解析により求まる荷重を考慮する。

表一6 解析用物性値（基準地震動 Ss 評価）

		埋込上	段立能積層	富岡層					T123層	先富岡層 (b層)
				①3部層 砂岩	②3部層 凝灰部	T3部層 元層部	④3部層 *			
物理特性	ρ_s (g/cm ³)	1.80	1.59	1.81	1.71	1.76	1.75 0.00017Z	1.79	1.88	
	E (N/mm ²)	17.7	23.5	124 ^(*) (4.1)	506	等重変形係数 *	120 5.12Z	675	931	
静的変形特性		ν	0.33	0.48	0.17	等価ポアソン比 *	0.47	0.47	0.45	
	G (N/mm ²)	72.6	158	210	427	302	251 3.22Z	667	954	
	ν_d	0.35	0.48	0.48	0.45	0.46	0.467 0.00022Z	0.44	0.43	
動的変形特性		$G/G_0 \sim \gamma / (\gamma + \gamma_0)$	$\frac{1}{1+10.05 \gamma^{0.658}}$	$\frac{1}{1+6.875 \gamma^{0.654}}$	$\frac{1}{1+3.000 \gamma^{0.657}}$	$\frac{1}{1+3.257 \gamma^{0.658}}$	$\frac{1}{1+2.815 \gamma^{0.655}}$	$\frac{1}{1+2.586 \gamma^{0.657}}$	$\frac{1}{1+2.714 \gamma^{0.656}}$	
		$(h_0, \gamma_0) \approx (h, \gamma) \approx \nu$	$\frac{11.79}{1+0.036 \gamma}$	$\frac{21.80}{1+0.122 \gamma}$	$\frac{11.90 \gamma^{1.007} + 1.617}{1+0.122 \gamma}$	$\frac{17.57}{1+0.084 \gamma}$	$\frac{10.51 \gamma^{0.813} + 0.903}{1+0.084 \gamma}$	$15.01 \gamma^{0.813}$	$14.69 \gamma^{0.812}$	

*① P 存在時に適用 (N/mm²)

*② T3部層 砂岩とT3部層 凝灰部の平均値 (1.6と3.2) から等重変形係数を算出した

*③ γ : 剪断ひずみ

4.3. 地震応答解析

4.3.1. 解析手法

地震応答解析手法は、構造物と地盤の動的相互作用を考慮できる二次元動的有限要素法解析を用いることとし、解析では水平地震動と鉛直地震動を同時入力する。

4.3.2. 解析モデル

タンクの地震応答解析モデルを図-7に示す。地震応答解析モデルでは、タンクを線形の線材要素（梁要素）、地盤を平面要素でモデル化し、等価線形化法によって地盤の非線形性を考慮した。タンクは2基ないしは3基をセットとして配置するため、モデルでは3基を並べて配置している。

モデルの領域は、底部を解放基盤面（O.P. -196m）までとし、幅を180mとした。タンク設置レベルより上位は埋戻土とし、設置計画の条件に合わせて、土被り厚を2.5mとしている。モデルの側方はエネルギー伝達境界、底面は粘性境界とし、基準地震動 Ss-1, Ss-2, Ss-3 の3波を入力する。

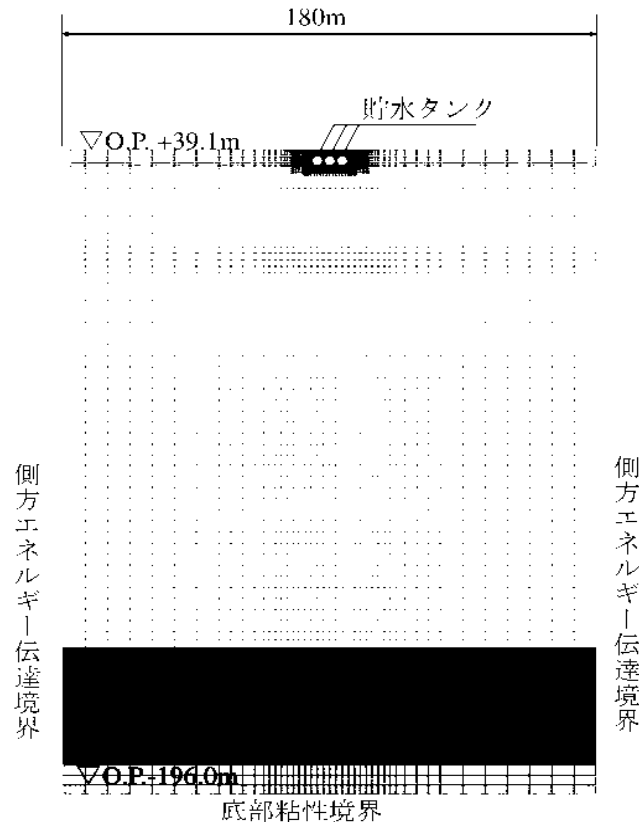


図-7 解析モデル（基準地震動 Ss 評価）

4.3.3. 耐震安全性評価手法

耐震安全性評価では、曲げ及びせん断について評価を行うものとし、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析に基づいた応答値が、評価基準値を満足することを確認する。

照査用応答値は、曲げによる評価では、タンクの部材に発生する曲げモーメント及び軸力による応力度とし、せん断による評価では、タンクの部材に発生するせん断応力度とする。このとき考慮する地震時発生断面力（常時断面力＋地震時増分断面力）は、評価基準値に対する照査用応答値の比（照査用応答値／評価基準値）が最も大きくなる時刻の断面力である。

評価基準値は、曲げによる評価ではタンクの部材の降伏強度とし、せん断による照査では降伏強度の $1/\sqrt{3}$ とする。

4.3.4 耐震安全性評価結果

曲げに対する照査結果を表 7 に、せん断に対する照査結果を表 8 に示す。これらの結果より、曲げ、せん断ともに、照査用応答値が評価基準値を下回っていることが確認できることから、当該タンクは基準地震動 S_s に対して貯水機能を保持できるものと評価した。

表 7 曲げに対する照査結果（基準地震動 S_s 評価）

		照査用応答値 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	照査用応答値 ／評価基準値
Ss-1	左タンク	56.3	245	0.23
	中央タンク	59.3	245	0.24
	右タンク	59.5	245	0.24
Ss-2	左タンク	60.0	245	0.24
	中央タンク	59.8	245	0.24
	右タンク	57.2	245	0.23
Ss 3	左タンク	42.2	245	0.17
	中央タンク	43.6	245	0.18
	右タンク	41.1	245	0.17

表 8 セン断に対する照査結果（基準地震動 Ss 評価）

		照査用応答値 (N/mm ²)	評価基準値 (N/mm ²)	照査用応答値 ／評価基準値
Ss-1	左タンク	0.301	141	0.0021
	中央タンク	0.295	141	0.0021
	右タンク	0.300	141	0.0021
Ss-2	左タンク	0.311	141	0.0022
	中央タンク	0.304	141	0.0022
	右タンク	0.308	141	0.0022
Ss-3	左タンク	0.228	141	0.0016
	中央タンク	0.222	141	0.0016
	右タンク	0.226	141	0.0016

以上

地下貯水槽の遮水シートの耐震性評価

プラスチック製地下貯水槽（以下、「貯水槽」という）の耐震安全性を二次元静的 FEM 解析に基づいて評価し、貯水機能が保持されることを確認する。

(1) 対象とする貯水槽

対象とする貯水槽は、プラスチック製の貯留材（以下、「貯留材」という）と遮水シートで構築される。貯水槽の概要を図 1 に示す。貯水槽は段丘堆積層を掘削して設置し、盛土によって 0.7m の土被り厚を確保する。

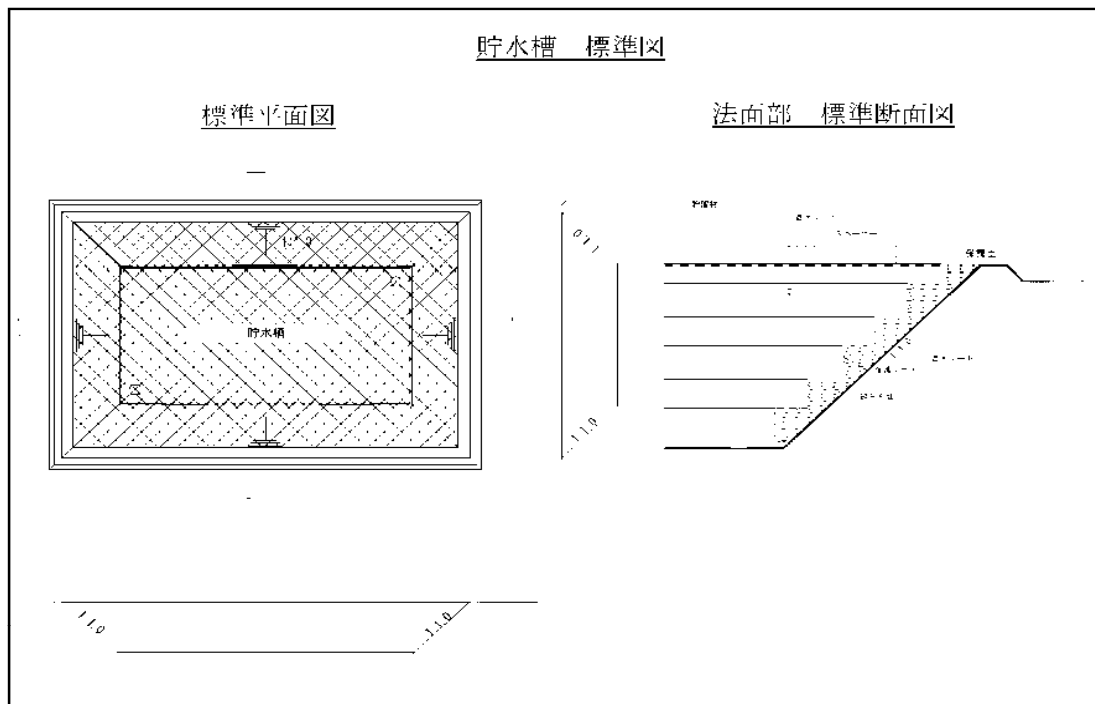
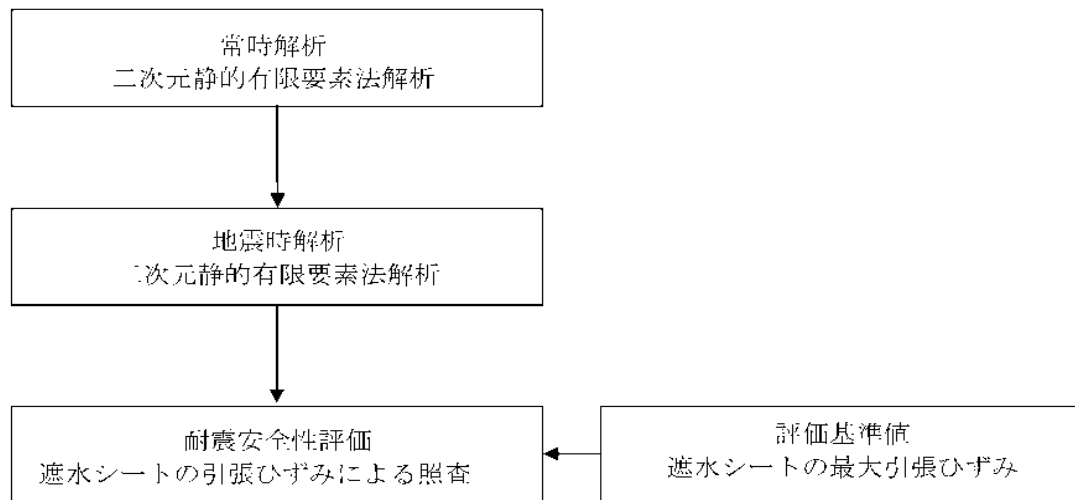


図 1 貯水槽の概要

(2) 耐震安全性評価

a. 評価手順

貯水槽の耐震安全性評価では、地震力によって生じる遮水シートの引張ひずみ（照査用応答値）が遮水シートの最大引張ひずみ（評価基準値）以下であることを確認する。評価フローを図－2 に示す。



図－２ 貯水槽の耐震評価フロー

b. 評価条件

解析に用いる地盤の物性値、並びに考慮する荷重は以下のとおりとする。

i. 地盤の物性値

貯水槽は、段丘堆積層内に設置される。段丘堆積層の地盤物性値を表 1 に示す。なお、盛土による荷重は上載荷重として扱い、解析では節点力としてモデルに作用させている。

表－１ 地盤の物性値

		段丘体積層
物理特性	ρ_v (g/cm ³)	1.59
静的変形特性	E_v (N/mm ²)	23.5
	ν	0.21
動的変形特性	G_v (N/mm ²)	158
	ν_d	0.48

ii. 設計用地震力

設計用地震力は水平地震力のみ考慮することとし、B クラス相当として水平震度 $K_H=0.3$ 及び S クラス相当として水平震度 $K_H=0.6$ とする。

(3) 評価結果

a. 評価方法

耐震安全性評価では、水平地震力（ $K_H=0.3$ 及び $K_H=0.6$ ）を用いた静的 FEM 解析に基づいた応答値が、評価基準値を下回ることを確認する。

照査用応答値は、遮水シート設置位置における節点変位による引張ひずみとする。評価基準値は、日本遮水工協会基準に基づく最大引張ひずみとする。

b. 照査結果

照査結果を表－2 に示す。照査用応答値は、評価基準値 560%を下回ること確認した。

表 2 照査結果

	照査用応答値 ε_d (%)	評価基準値 ε_u (%)	照 査 ($\varepsilon_d / \varepsilon_u$)
$K_H=0.3$ の場合	0.148	560	0.00026
$K_H=0.6$ の場合	0.206	560	0.00037

c. 評価結果

遮水シートの照査用応答値は、評価基準値を下回るとともに十分な裕度を有していることから、貯水機能が保持されるものと評価した。

以上

地下貯水槽のプラスチック製貯水枠材の耐震性評価

(1) 評価手順

プラスチック製貯水枠材の耐震評価のフローを図 1 に示す。

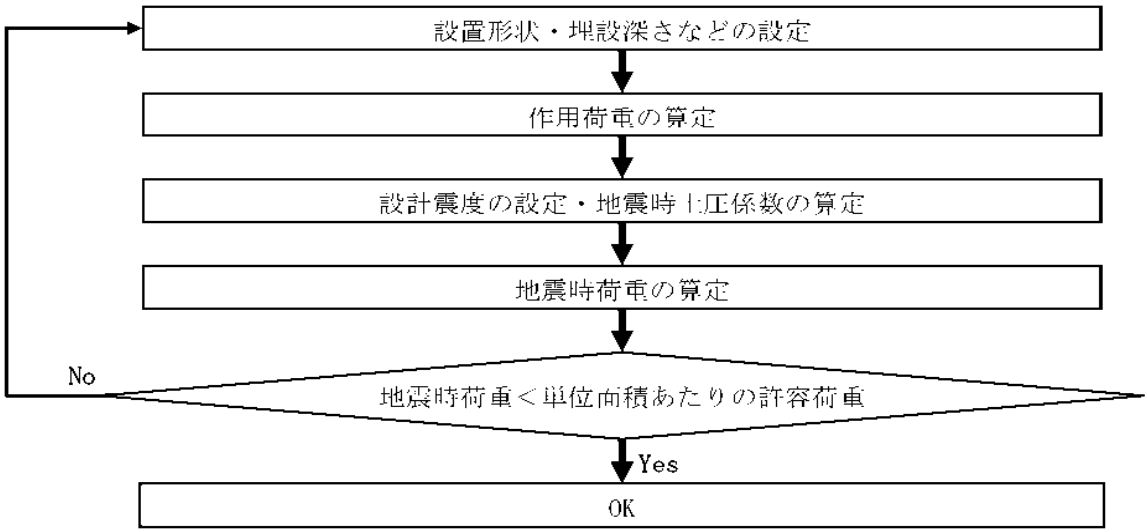


図 1 プラスチック製貯水枠材の耐震評価フロー

(2) 耐震評価 (B クラス)

a. 作用荷重の算定

(社) 雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルにしたがって、地表載荷荷重 10kN/m^2 を考慮し、貯水枠材の最下部における鉛直方向荷重を求める。覆土を構成する材料の単位体積重量 (一般値) を表-1 に、照査対象と作用荷重を図-2 に示す。

なお、覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが、安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。

表 1 覆土を構成する材料の単位体積重量 (一般値)

材料名	単位体積重量 (kN/m^3)
盛土 (砂及び砂礫)	20.0
盛土 (砂質土)	19.0

出典：「道路橋示方書・同解説 I 共通編」 社団法人日本道路協会

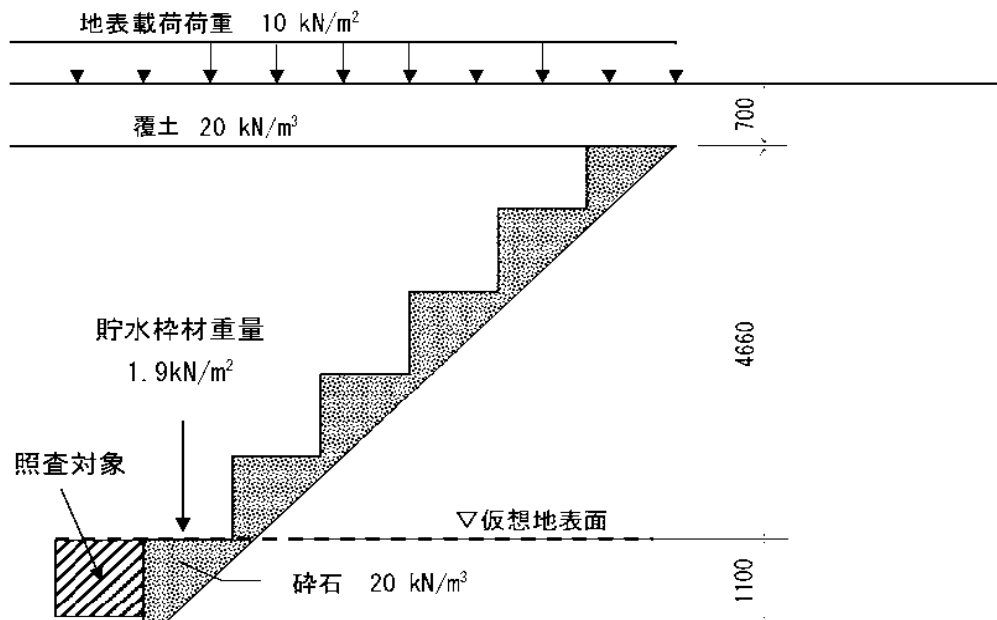


図-2 照査対象と作用荷重

貯水枠材を階段状に積み上げたとき、最下部（仮想地表面）の上面に作用する鉛直方向荷重は、仮想地表面より上部の地表載荷荷重・覆土重量・貯水枠材重量の合計荷重 $V1$ となる。

また最下部の側面に作用する水平方向荷重は、 $V1$ と仮想地表面より下部の碎石重量 $V2$ に地震時水平土圧をかけた値となる。

ここで、

$$V1 = 10 \cdot 20 \times 0.7 + 1.9 = 25.9 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

$$V2 = 20 \times 1.1 = 22.0 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

b. 設計水平震度の設定と地震時水平土圧の算定

Bクラス評価の場合には、設計水平震度 K_h を 0.3 とする。地震時土圧係数 K_{ea} は、道路などの設計で一般的に用いられている「道路橋標準示方書・同解説（Ⅴ 耐震設計編）」（社団法人日本道路協会）にしたがい 0.48 とする。

c. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重 Ph は、

$$Ph = K_{ea} \times (V1 + V2) = 0.48 \times (25.9 + 22.0) = 23.0 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

d. 耐震評価

今回使用する貯水枠材のうち、最も水平方向の単位面積あたりの許容荷重（許容応力）^(注1) が小さいものは次の通りである。

水平方向の単位面積あたりの許容荷重（許容応力） σ_{ha} ：30.0kN/m²

（注1） 貯水枠材の許容荷重は、材料の安全率 1.3 を考慮した許容応力とし、その値は（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

よって、

$$\sigma_{ha}=30.0>Ph=23.0$$

となり、貯水枠材の強度は十分であると評価できる。

(3) 耐震評価（S クラス）

a. 作用荷重の算定

（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルにしたがって、地表載荷荷重 10kN/m² を考慮し、貯水枠材の最下部における鉛直方向荷重を求める。覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を表 2 に、照査対象と作用荷重を図 3 に示す。

なお、覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが、安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。

表 2 覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量（kN/m ³ ）
盛土（砂及び砂礫）	20.0
盛土（砂質土）	19.0

出典：「道路橋示方書・同解説 I 共通編」社団法人日本道路協会

貯水枠材を階段状に積み上げたとき、最下部（仮想地表面）の上面に作用する鉛直方向荷重は、仮想地表面より上部の地表載荷荷重・覆土重量・貯水枠材重量の合計荷重 V1 となる。

また最下部の側面に作用する水平方向荷重は、V1 と仮想地表面より下部の砕石重量 V2 に地震時水平土圧をかけた値となる。

ここで、

$$V1=10+20\times0.7+1.9=25.9 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

$$V2=20\times1.1=22.0 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

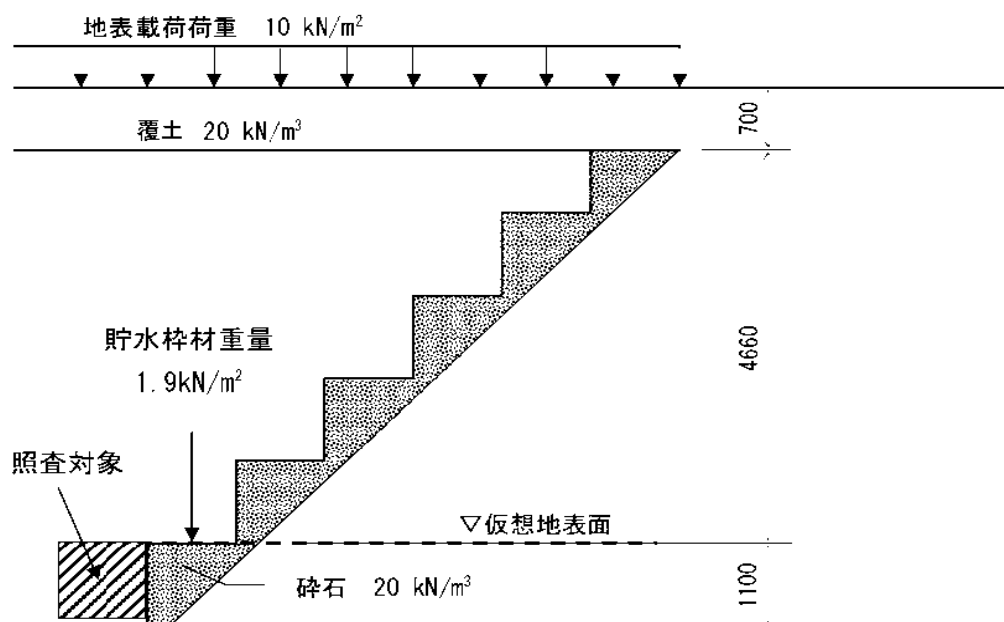


図 3 照査対象と作用荷重

b. 設計水平震度・設計鉛直震度の設定と地震時水平土圧の算定

S クラス評価の場合には、設計水平震度 K_h を 0.6、設計鉛直震度 K_v を 0.3 として、水平方向・鉛直方向地震の組み合わせを考慮する。地震時土圧係数 K_{ea} は、道路などの設計で一般的に用いられている「道路橋標準示方書・同解説（Ⅴ 耐震設計編）」（社団法人日本道路協会）にしたがい 0.75 とする。

c. 地震時荷重（鉛直方向）の算定

貯水枠材最下部の上面に作用する鉛直方向荷重 P_v は、

$$P_v = (1 \cdot K_v) \times V_1 = (1 \cdot 0.3) \times 25.9 = 33.7 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

d. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重 P_h は、

$$P_h = K_{ea} \times (1 + K_v) \times (V_1 + V_2) = 0.75 \times (1 + 0.3) \times (25.9 + 22.0) = 46.8 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

e. 耐震評価

S クラス評価は比例限界応力⁽⁴⁾⁽²⁾に基づいて評価を実施する。今回使用する貯水枠材のうち、最も比例限界応力が小さいものは次の通りである。

水平方向の比例限界応力 σ_{hc} : 52.5kN/m²

鉛直方向の比例限界応力 σ_{vc} : 102.1kN/m²

(注2) Sクラス評価の場合には求められる性能が機能維持であることから、貯水枠材の許容荷重は材料の安全率を 1.0 とした比例限界応力を用いることとし、その値は（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

よって、

$$\sigma_{hc}=52.5>P_h=46.8$$

$$\sigma_{vc}=102.1>P_v=33.7$$

となり、貯水枠材の強度機能の維持は可能と評価できる。

(4) 載荷荷重について

上述の強度照査により、貯水枠材の強度は地下貯水槽上に 10kN/m² の荷重を載荷した場合でも十分であることが評価できる。

ただし、地下貯水槽上に物資を搬入する場合には、設計上載荷重との関係を個別に評価する。

以上

(参考) 貯水枠材の強度に関する試験方法

(社) 雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルでは、貯水枠材の圧縮強度に関する試験方法を以下のように定めている。

構造部材の圧縮試験方法 (Arsit A-1:2008)

圧縮試験は、貯留枠材の鉛直方向及び水平方向の耐力を求める重要な試験である。

JIS の試験方法は、材料試験を目的とした試験で、角柱、円柱、管形状の供試体としているが、貯水枠材として必要な強度は構造体としての性能であることに留意すべきである。

1) 引用規格

プラスチック圧縮特性の試験方法 JIS K 7181, JIS Z 0212

2) 供試体

部材には異方性があり、使用状態で鉛直方向と水平方向 (2 方向) の強度が異なると考えられる場合には、3 方向あるいは 2 方向で試験を行う (図 4 (a))。また、図 4 (b) のように異方性の部材を組み合わせて各方向の強度の均等化を図っている場合は、最小構成単位 (図 4 (b) の場合は 4 個) の単位部材とみなして試験を行うことが望ましい。しかし、試験が大掛かりになる場合は、構成要素の方向別強度を平均するなどの簡略化をしても良い。

鉛直方向の荷重試験では、最小構成単位 (1 段) から始めて、2 段、3 段・・・と積み上げる段数を増やして、各荷重試験での最大応力値が収束することを確認する。水平方向の荷重試験では、鉛直方向で求めた収束段数と同数の積み上げ段数のみの試験で良い。供試体を荷重装置に設置する際や荷重試験時に、供試体が不安定になるなどの理由で外枠あるいは紐状の材料で安定させる場合は、試験結果に悪影響を及ぼさないように配慮する。

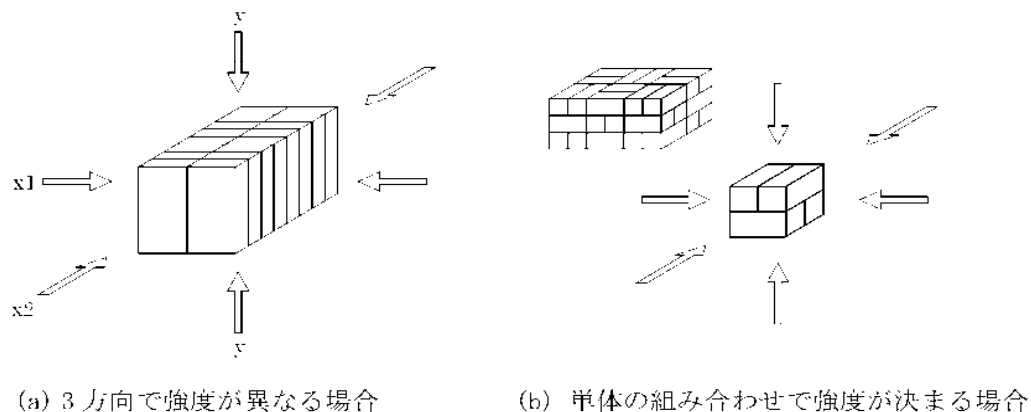


図-4 圧縮強度の異方性

3) 試験方法

载荷は、1 分当り 10mm 程度の一定速度で行う。

供試体は、試験前に载荷方向の長さを 2 箇所以上で測定しておく。試験時は、0.1mm 以上の精度を持つ測定器で、供試体の载荷方向の長さ変化を測定する。

4) 温度

試験は、 $23 \pm 2^\circ\text{C}$ 一定の条件で実施することを原則とする。この条件での試験が難しい場合は、供試体を 24 時間以上 $23 \pm 2^\circ\text{C}$ の条件に置いた後、速やかに試験を実施する。

5) 試験結果の整理

試験で得られた供試体の载荷方向のひずみと応力関係（SS カーブ）の例を、図-5 に示す。

ひずみがゼロから ϵ_1 までの勾配の小さい区間は、供試体の初期不整やたわみなどが原因で生じる。その後、ひずみと応力の関係がほぼ一定で推移する区間があり、さらに応力の山が 2 つ以上現れる場合があるが、最初に応力の低下を示す前の最大応力（圧縮強さ）を σ_{\max} とする。

最大応力（圧縮強さ） σ_{\max} の 70% を「比例限界応力 σ_c 」とすることができる。ただし、その値が SS カーブの直線上にない場合は、直線上にある最も近い値を「比例限界応力 σ_c 」とする。

また、「比例限界応力 σ_c 」に安全率 1.3 を考慮し、 σ_c を材料の安全率（一般的に 1.3）で割った値を「許容応力 σ_a 」とする。

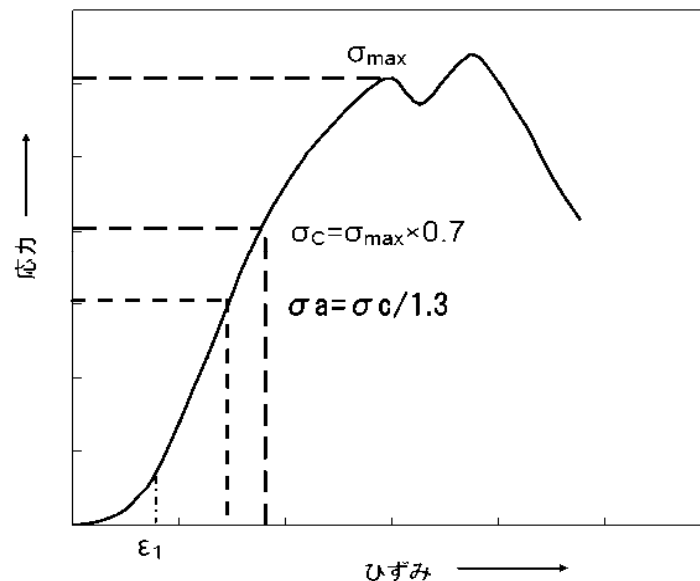


図-5 ひずみと応力の関係例

以上

駐車車両を想定した場合のプラスチック製貯水枠材の強度照査

(1) 評価手順

駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査のフローを図 1 に示す。

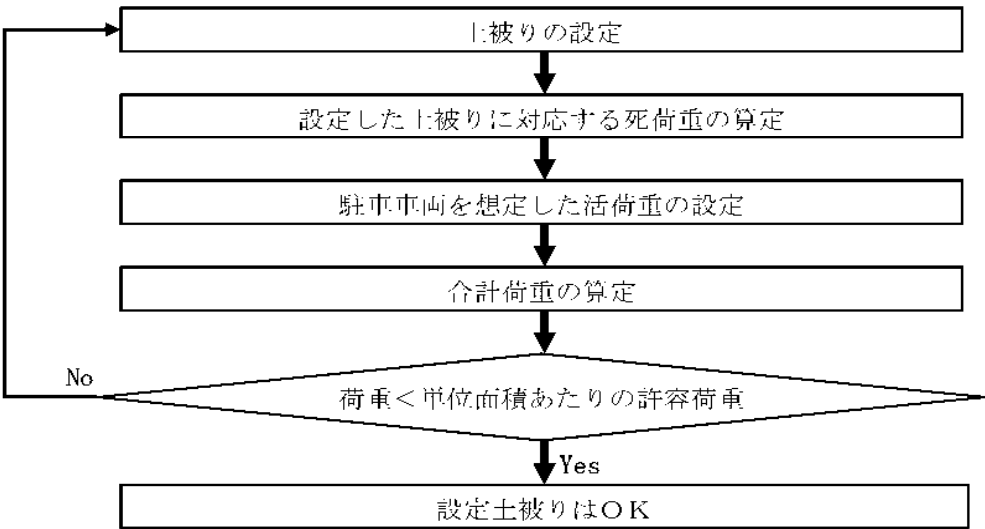


図 1 駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査フロー

(2) 荷重条件

a. 死荷重

死荷重としては覆土を 0.7m まで施した場合を想定する。覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが、安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。表－1 に覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を示す。

表－1 覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量 (kN/m ³)
盛土：(砂及び砂礫)	20.0
盛土：(砂質土)	19.0

出典：「道路橋示方書・同解説 I 共通編」 社団法人日本道路協会

死荷重は、

$$BL = \gamma \times h1$$

ここに、

BL：覆土の上載荷重（kN/m²）

γ ：覆土材料の単位体積重量（kN/m³）

h1：覆土厚さ（m）

b. 活荷重

活荷重としては、高速自動車国道、一般国道に用いられている T-25 荷重（ただし、駐車スペースなので衝撃なし）を用いる。これは総重量 25 トンの大型トラックの荷重を想定したものである。

貯水槽上面に作用する自動車荷重は道路横断方向に際限なく載荷させるものとして、単位長さ当たりの荷重は次式により求める。

$$P1 = \frac{2T1}{B}(1+i) \quad P2 = \frac{2T2}{B}(1+i)$$

ここに、

P1：後輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重（kN/m）

P2：前輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重（kN/m）

T1：自動車の 1 後輪荷重

T2：自動車の 1 前輪荷重

B：自動車占有幅（2.75m）

i：衝撃係数（0）

また、T-25 荷重の諸元を表－2 に示す。

表－2 T-25 荷重の諸元

自動車荷重	総荷重 (kN)	T1:後輪荷重 (kN)	T2:前輪荷重 (kN)	接地幅 (m)	前後車輪間隔 (m)
T-25	250	100	25	0.2	4.0

なお、輪荷重による活荷重は図 2 のように地表面より接地幅 0.2m で車両進行方向に 45° の角度をもって地中に分散するものとする。

したがって、貯水槽上面に作用する自動車荷重は次のようになる。

$$q1 = \frac{P1}{2h1 + 0.2} \quad q2 = \frac{P2}{2h1 + 0.2}$$

ここに、

q_1 ：後輪の分布荷重 (kN/m^2)

q_2 ：前輪の分布荷重 (kN/m^2)

h_1 ：覆土厚さ (m)

L ：前輪と後輪の中心距離 (軸距 4.0m)

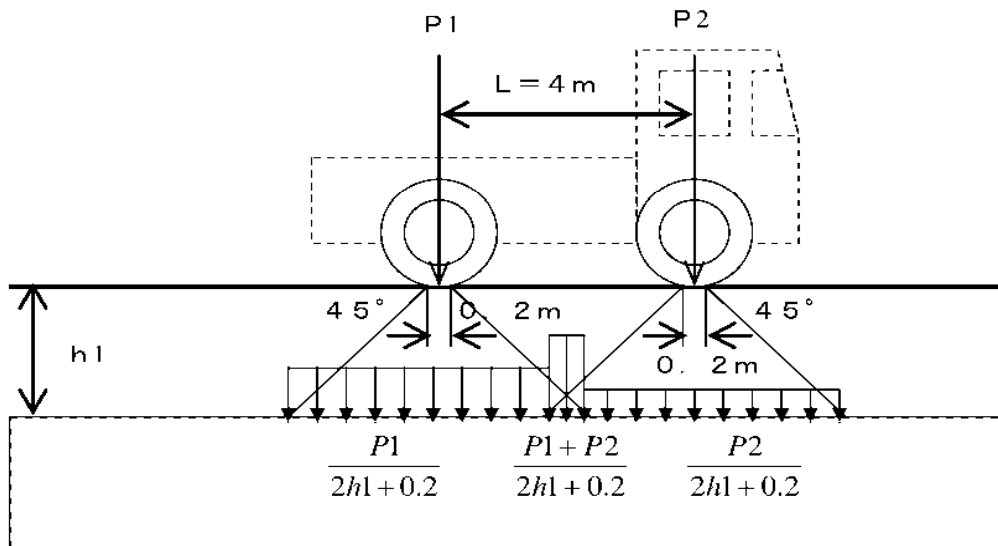


図 2 輪荷重による活荷重

図 2 から明らかなように、自動車荷重の最大値は次のようになる。

$L > 2h_1 + 0.2$ の場合は、後輪荷重のみの $q = q_1$

$L \leq 2h_1 + 0.2$ の場合は、後輪荷重と前輪荷重を考慮した $q = q_1 + q_2$

今回の場合、 $L = 4.0\text{m}$ 、 $2h_1 + 0.2 = 1.6\text{m}$ なので、前者に当たり、自動車荷重としては q_1 のみを考慮することとなる。

(3) 設計震度と許容荷重

検討に用いた設計震度と照査に用いた許容荷重⁽⁴⁾を表-3に示す。

(注) 求められる性能を機能維持とし、貯水枠材の許容荷重としては材料の安全率を 1.0 とした「比例限界応力」を用いることとし、その値は(社)雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

表 3 設計震度と許容荷重

設計震度 (鉛直)	許容荷重 (比例限界応力)
0.3	102.1kN/m^2

(4) 合計荷重の算定

上述の計算手順にしたがい、算定した合計荷重を表 4 に示す。

表 4 合計荷重の計算結果

荷重	条件・計算結果	算定式
【死荷重】		
γ : 覆土単位体積重量	20kN/m ³	
h_1 : 覆土厚さ	0.7m	
BL : 死荷重	14kN/m ²	$\gamma \times h_1$
【活荷重】		
T1 : 後輪荷重	100kN	
B : 自動車占有幅	2.75m	
P1 : 後輪単位幅荷重	72.8kN/m ²	$2 \times T1 \times (1+i)/B$
h_1 : 覆土厚さ	0.7m	
q_1 : 活荷重	45.5kN/m ²	$P1/(2 \times h_1 + 0.2)$
【合計荷重：常時】： σ	59.5kN/m ²	$BL + q_1$

	計算結果	算定式
【合計荷重：地震時】： σ_t	77.3kN/m ²	$\sigma \times (1+0.3)$

(5) 強度照査

今回使用する貯水枠材のうち、最も単位面積あたりの許容荷重が小さいものは表 3 に示した通りである。それに基づき強度照査を実施した結果を表 5 に示す。この結果より、貯水枠材の強度は十分であると評価できる。

表 5 強度照査結果

計算結果	許容荷重（比例限界応力）
77.3kN/m ²	102.1kN/m ²

(6) 載荷荷重について

上述の強度照査により、貯水枠材の強度は地下貯水槽上に T-25 荷重を載荷した場合でも十分であることが評価できる。

ただし、地下貯水槽上に物資を搬入する場合には、設計上載荷荷重との関係を個別に評価する。

以上

地下貯水槽のスロッシング評価

(1) 評価方法

スロッシングはタンク内包水が地震により揺れる現象をいい、地震波の中でもやや長周期のものが、比較的直径の大きなタンクの形状に影響して発生すると考えられている。

地下貯水槽の場合、プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 30cm 以下と小規模であり、スロッシングの様な長周期問題は顕在化しないと考えられるが、確認のためスロッシングによる液位上昇量を計算して溢水等が発生しないか確認を行う。

評価方法は容器構造設計指針（日本建築学会）に従うこととする。

【スロッシング計算法】

スロッシング液高の算定は以下の式にて算出する。

$$\eta = 0.802 \times Z_s \times I \times S_v I \times \sqrt{(D/g \times \tanh(\frac{3.682 \times H_L}{D}))}$$

水面動揺の振動周期は以下の式にて算出する。

$$T_s = \frac{2\pi \sqrt{D}}{\sqrt{(3.68 \times g \times \tanh(3.68 \times H_L / D))}}$$

ここに、 H_L ：静水時の水位

D ：配水池の内径

g ：重力加速度 9.800 m/s^2

Z_s ：地震地域係数で、 $Z_s=1.0$ とする。

I ：用途係数で、表 2-1 により耐震設計区分はⅢとする

表 2-1 用途係数 I

耐震設計区分	対 象	用途係数 I
Ⅰ	小規模で危険物を収容しない容器構築物	0.6以上
Ⅱ	大または中規模で危険物を収容せず災害の波及効果の少ないもの	0.8以上
Ⅲ	地震災害の重大性が一般建築物と同等の容器構築物	1.0以上
Ⅳ	危険物を収容し、二次災害の要因となり得るもの	1.2以上

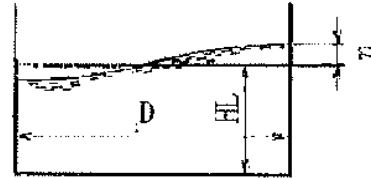
T_0 ：地盤の臨界周期で、表 2-2 により地盤種別は 2 種とする

表 2-2 臨界周期 T_0

地盤種別	地 盤 条 件	$T_0(\text{s})$
1 種	1) 第3紀以前の地盤（以下岩盤と称する） 2) 沖積層 3) 岩盤直下の沖積層の厚さが10m未満	0.64
2 種	沖積層の厚さが20m未満かつ軟弱層の厚さが5m未満	0.95
3 種	1) 土層以外の地盤 2) 地盤の特性が不明なもの	1.28

$S_v I$ ：スロッシング1次固有周期に対する設計速度応答スペクトル値で以下による

$$\begin{aligned} T_j < T_0 \text{ のとき} & \quad S_{vI} = 156 \times T_0 \quad \text{cm/s} \\ T_j > T_0 \text{ のとき} & \quad S_{vI} = 156 \times T_0 \quad \text{cm/s} \end{aligned}$$



(2) 評価条件

対象とする水室の形状は次図のものを想定した。スロッシングは共振問題に近い場合、鏡面構造をとると考えられることから、支柱で区切られる 1 ブロックを水室と仮定した。スロッシングは寸法が大きいものの方が、発生する液位上昇がより高くなることが知られているので、使用する貯水枠材の中でも最も大きな水室を構成する枠材を検討対象とした。

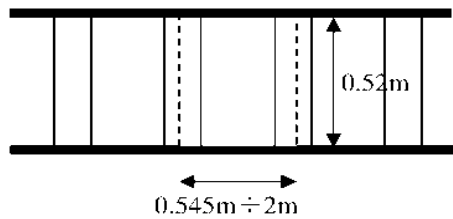


図 1 貯水槽断面図

HL：静水時の水位 0.52m
(実運用の水位 0.27m)
D：水室の内径 0.545÷2m

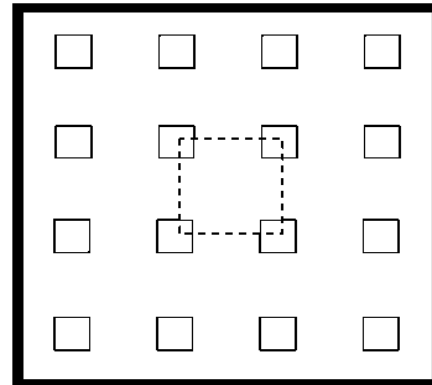


図-2 貯水槽平面図

(3) 評価結果

計算の結果は次の通り。

η ：液位上昇量 = 0.12m (実運用水位も同値)

地下貯水槽は貯水枠上面より 0.25m 下がりで運用する計画であるので、0.12m の液位上昇があっても貯水槽外に溢水することはない。仮に液位が貯水枠上面を超えても止水シートが敷設されているので、溢水は防げるものと評価できる。

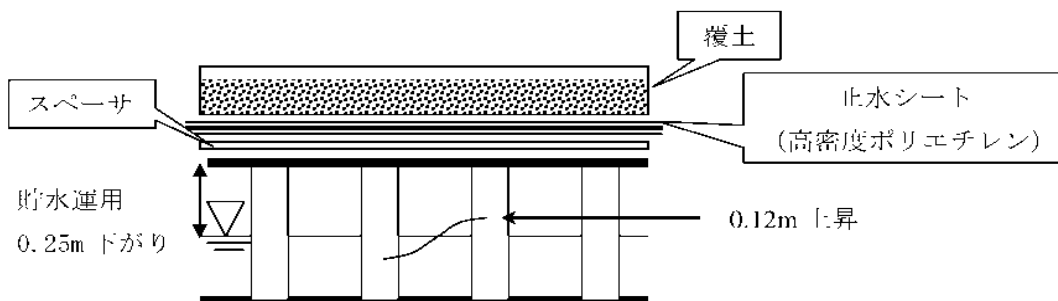


図-3 スロッシング時の水面変化

以上

円筒型タンク（1000m³容量）の基準地震動S_sに対する耐震性評価結果

円筒型タンク（1000m³容量）は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられるが、当該タンクは大容量であり、設置数量も多く、且つ貯留している逆浸透膜装置の廃水は高濃度のストロンチウムが含まれているため、参考としてSクラス相当の評価として、基準地震動に対する耐震性評価を実施する。

1. 解析方針

基準地震動S_sによる地震力に対し、円筒型タンクの側板の座屈、側板及び接続ボルトの損傷の有無を評価することにより貯留機能が保持されることを確認する。解析には、汎用非線形構造解析システム FINAS V20.1を使用し、タンクと内包水の弾塑性・大変形動的応答解析を実施する。解析モデルはタンク寸法を基に天板、側板、底板を4節点四辺形シェル要素でモデル化する。タンクの概略図を図－1、解析モデルを図－2、3に示す。

なお、応力等の算出及び評価は原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）を準用し、側板の座屈は座屈評価式を満足していること、側板は側板で発生する最大ミーゼス応力が許容値を満足していること、接続ボルトは接続ボルトで発生する最大引張応力が許容応力を満足していることを確認する。

2. 解析に用いる入力地震動

円筒型タンクへの入力地震動は、「福島第一原子力発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官19第603号 平成20年3月31日付け）にて作成した開放基盤表面レベルに想定する基準地震動S_s-1、S_s-2、S_s-3を用いることとする。なお、評価に当たっては、これらの基準地震動のうち、タンクの固有周期で卓越する基準地震動S_s-1を使用する。

3. 評価結果

評価結果を表－1、2に示す。また、側板に最大応力が発生した時の応力分布を図－4に示す。評価の結果、各評価部位の算出値は評価基準値以下となり、タンクの保持機能が確保されていることを確認した。

以上

表 1 タンク各部位の評価結果

(Ss-1による評価)

評価対象・部位	応力 分類	評価結果		備考
		算定値	評価基準値	
側板	膜応力	246MPa	360 MPa	図 4
	座屈	0.66	1	表-2
側板間連結ボルト (水平方向)	引張	355MPa	525 MPa	最下端位置
側板間連結ボルト (鉛直方向)	引張	506MPa	525 MPa	最下端位置

表-2 タンク側板の座屈評価結果

(Ss-1による評価)

発生最大平均 軸圧縮応力	発生最大平均 曲げ応力	軸圧縮に対する 座屈応力	曲げモーメントに 対する座屈応力	安全率	座屈 評価値 (※)
P/A [MPa]	M/Z [MPa]	f _c [MPa]	f _b [MPa]	α _B	
2.19	44.8	78.3	109	1.5	0.66

※JEAC4601-2008 より,座屈評価値 $\frac{\alpha_B(P/A)}{f_c} + \frac{\alpha_B(M/Z)}{f_b}$ が1を超えないことを確認する。

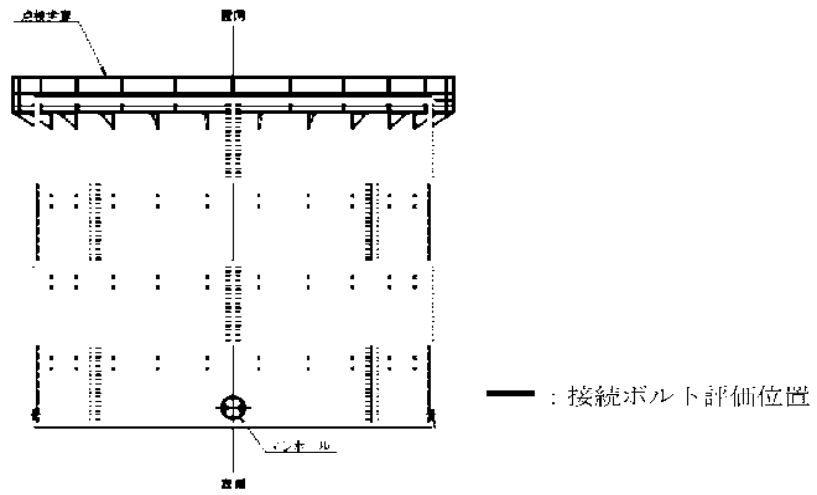


図-1 タンク概略図

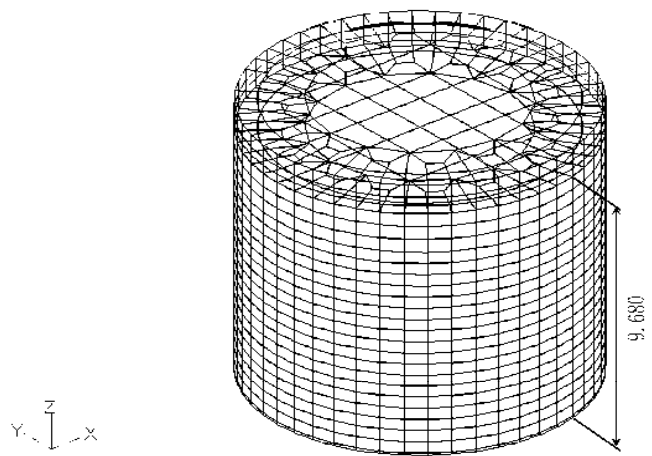
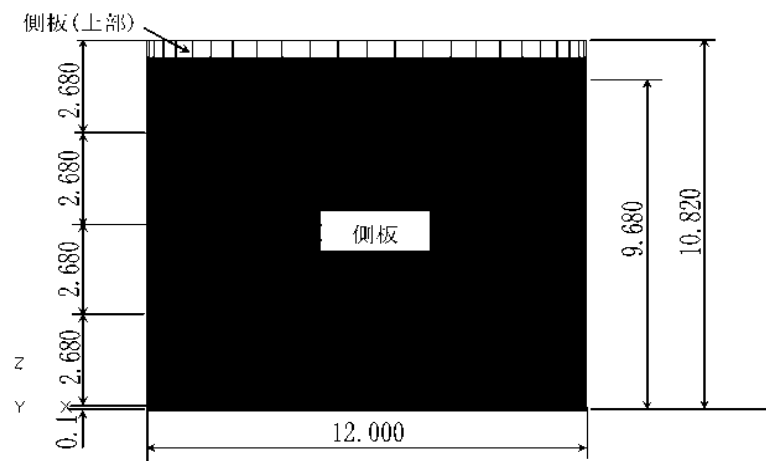
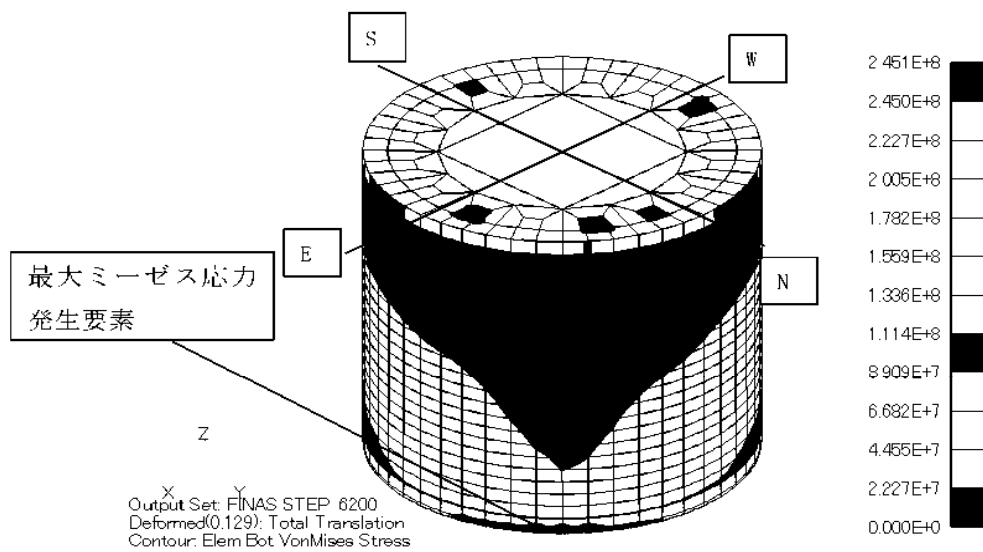


図-2 解析モデル(鳥瞰図) 単位:m



図－3 解析モデル(側面図) 単位:m



図－4 ミーゼス応力分布 (鳥瞰図)
(Ss-1 内面 : 31.00 秒時 単位:Pa)

廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果

廃スラッジ一時保管施設を構成するスラッジ棟及び設備棟は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のＢクラス相当の建物と位置づけられるため、耐震Ｂクラスとしての評価を実施した。なお、参考として、廃スラッジ一時保管施設等は、高濃度の放射性物質を貯蔵することから参考としてＳクラス相当の評価を行う。

１．スラッジ棟の耐震性評価

１．１ スラッジ棟の耐震Ｂクラスに対する評価

１．１．１．評価方針

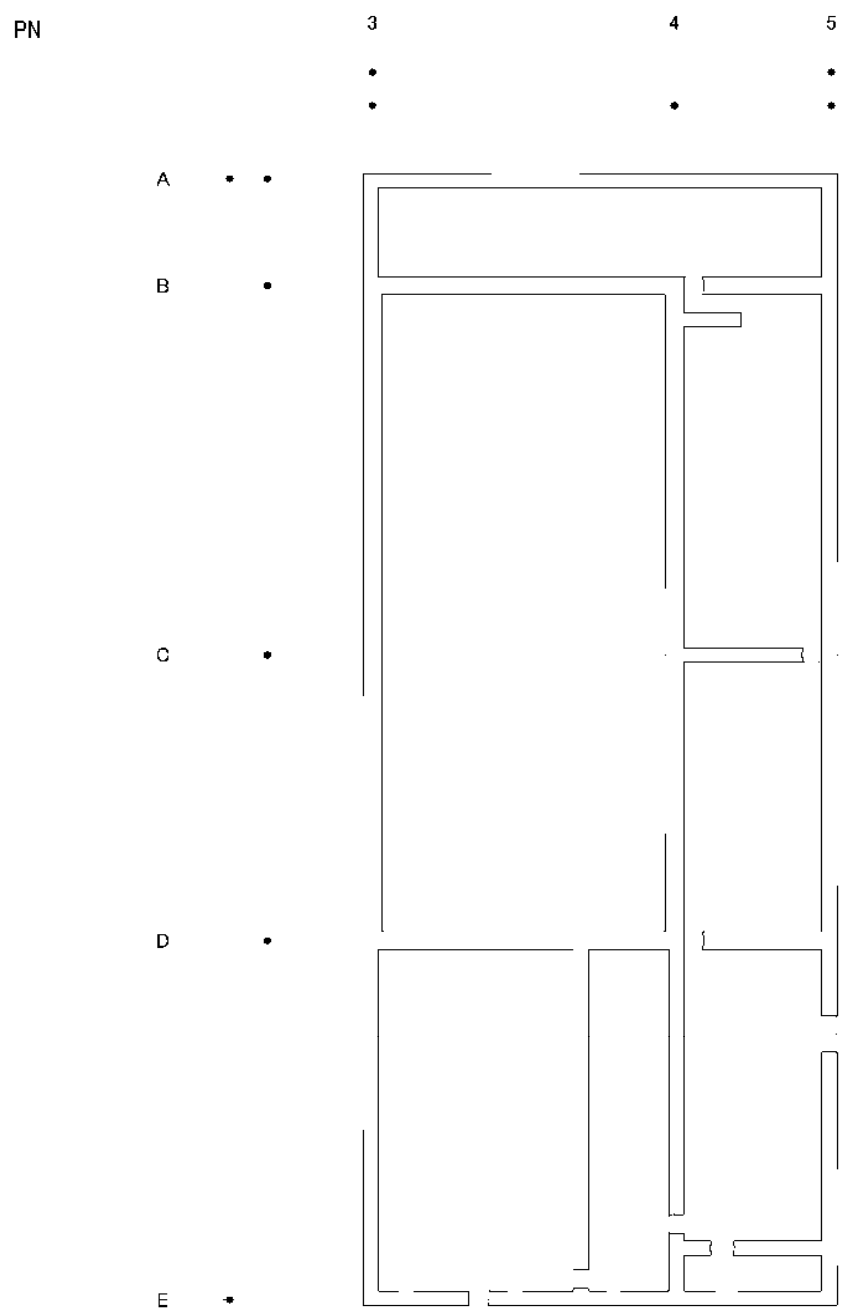
スラッジ棟は、地上１階建で平面が 24.8m（NS）×63.6m（EW）の鉄筋コンクリート造の建物である。基礎底面からの高さは 12.39m であり、地上高さは 11.09m である。

基礎スラブは厚さ 1.5m のべた基礎である。基礎スラブは、厚さ 2.8m～3.8m の改良地盤を介して、N 値 20 以上の地盤に支持させる。スラッジ棟の平面図及び断面図を図－１～図－４に示す。

建屋の地震時の水平力は、耐震壁で負担する。なお、建屋内壁には開口が多いため外壁のみを耐震上有効な耐震壁とみなす。

耐震壁の評価は、地上１階の層せん断力係数として 0.3 を採用した場合の該当部位のせん断応力に対して行う。但し、耐震壁の設計用せん断力は、本建物の構造計算を NS、EW 方向ともに平成 19 年国土交通省告示第 593 号の構造計算（ルート 1）とするため、層せん断力係数 0.3 に相当する地震力に、耐力壁せん断力の割増し率 2.0（同告示による）を乗じて求める。耐震性の評価は、耐震壁の応力度を短期許容せん断応力度と比較することによって行うこととする。その際、地震時のせん断力はすべて鉄筋が負担するものとする。

スラッジ棟の評価手順を図－５に示す。



図ー 1 スラッジ棟 建屋平面図 (O. P. 34. 6) (単位 : m)

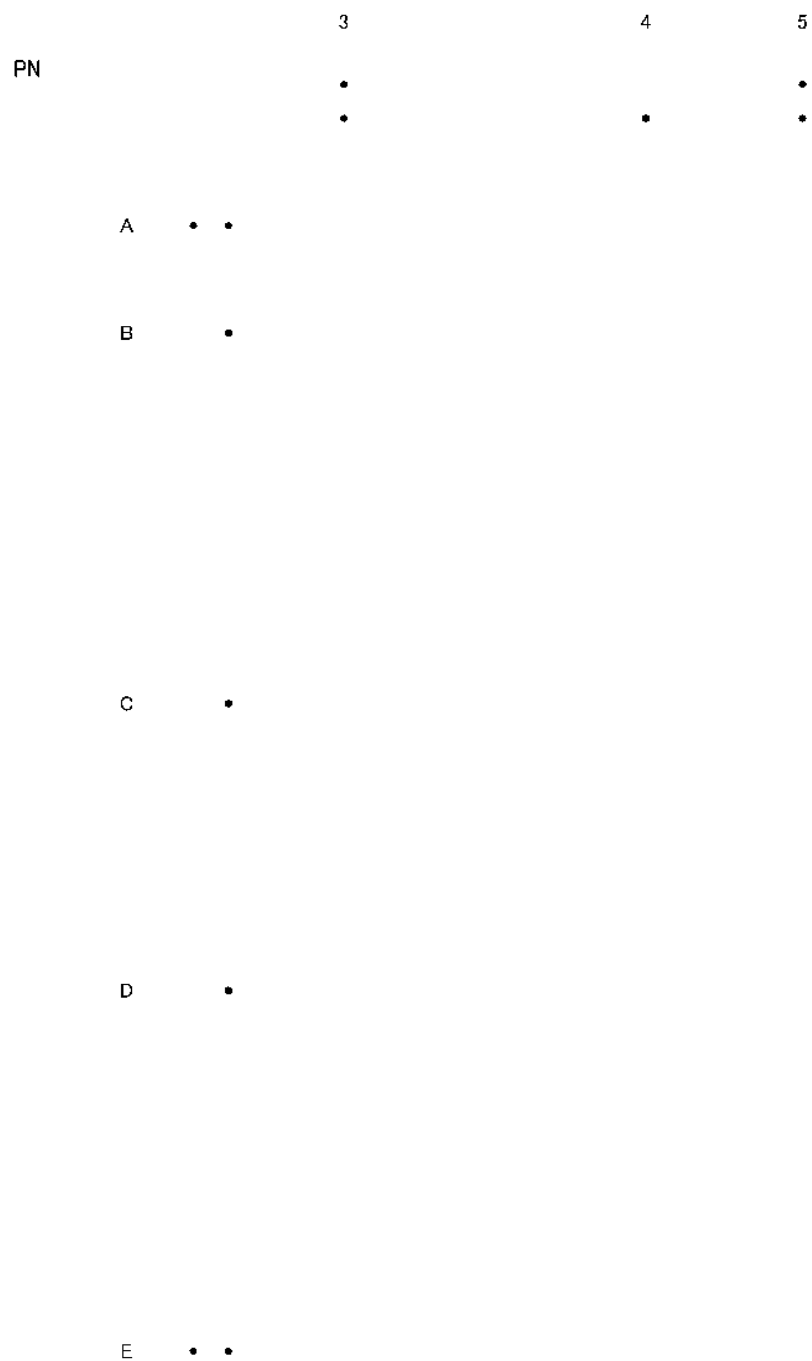


図 2 スラッジ棟 屋根平面図 (0, P, 45, 5) (単位 : m)

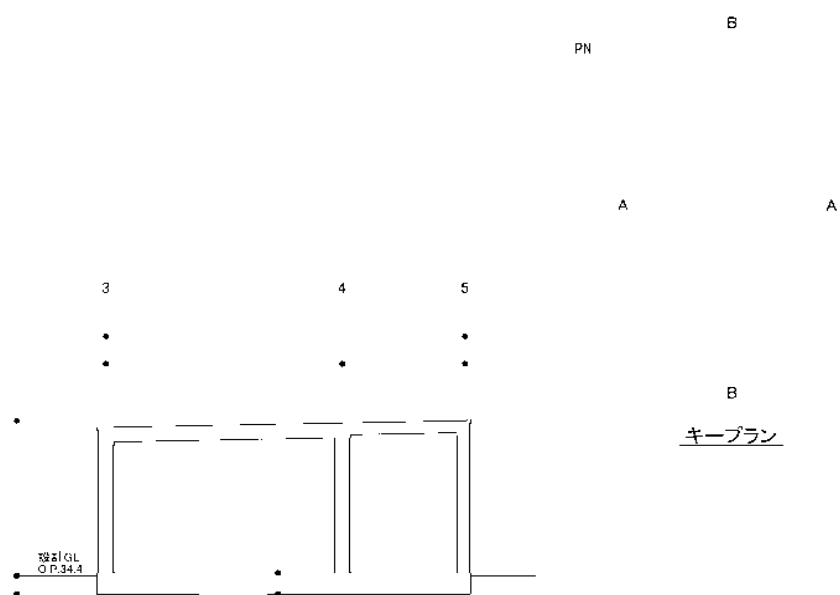


図 3 スラッジ棟 A-A断面図 (NS 方向) (単位 : m)

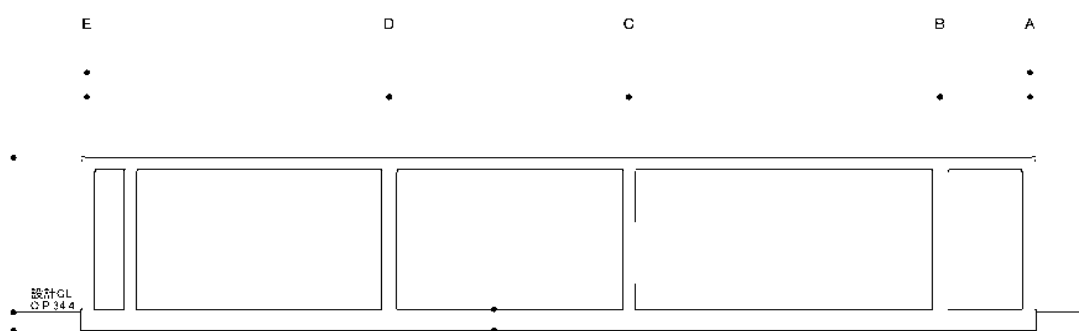
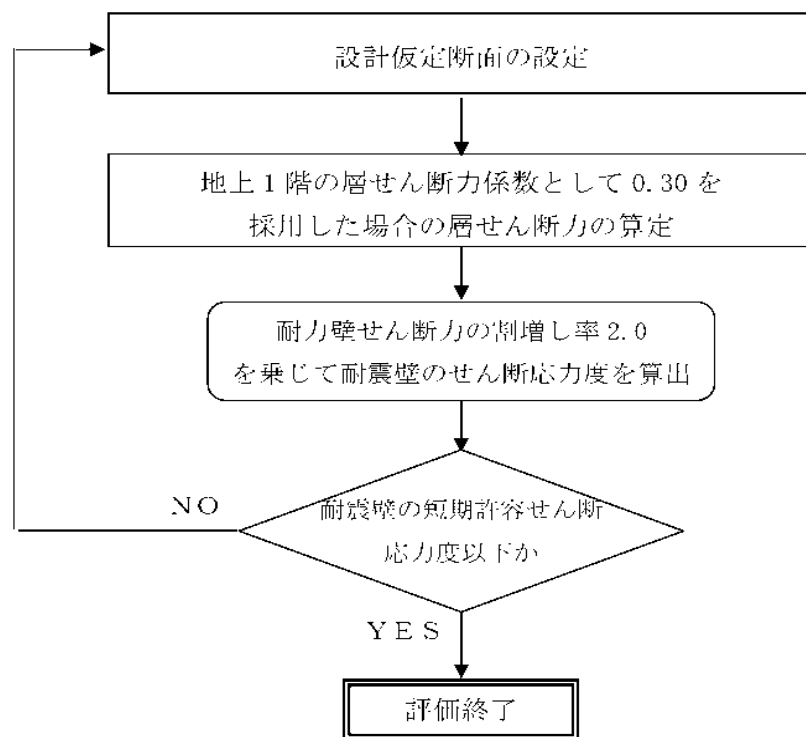


図-4 スラッジ棟 B-B断面図 (EW 方向) (単位 : m)



図－5 建屋の耐震安全性評価手順

1.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

層せん断力係数を 0.3 とした場合の層せん断力係数一覧を表－1に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－2及び表－3に示す。

表－1 層せん断力係数 一覧

O. P. (m)	W_i (kN)	地震層せん断力係数 $1.5 \cdot C_i$ (K)		設計用地震力 (S_R) ($\times 10^4$ kN)	
		NS	EW	NS	EW
45.49～34.6	74,904	0.30		2.25	

表－2 評価に用いるコンクリートの許容応力度

(単位：N/mm²)

設計基準強度	短 期		
	圧 縮	引張り	せん断
$F_c = 30$	20	—	1.18

表－3 評価に用いる鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm²)

鉄筋種類	短 期	
	引張り及び圧縮	せん断補強
SD345	345	345

1.1.3. 評価結果

NS 方向と EW 方向は設計用地震力が同じであり、壁量の少ない NS 方向について検討する。

検討により求められた耐震壁のせん断応力度をもとに、地震時のせん断力をすべて鉄筋が負担するものとして求めた鉄筋の応力度を、鉄筋の短期許容せん断応力度と比較して表 4 に示す。

表 4 耐震壁のせん断による鉄筋応力度

方向	耐震壁のせん断 応力度 (N/mm ²)	鉄筋のせん断 応力度 (N/mm ²)	鉄筋の短期許容 せん断応力度 (N/mm ²)
NS 方向	1.16	323	345

これより、耐震壁の鉄筋に生じるせん断応力度は、短期許容応力度以下となっており、耐震安全性は確保されている。

1.2 スラッジ棟の基準地震動 Ss に対する評価

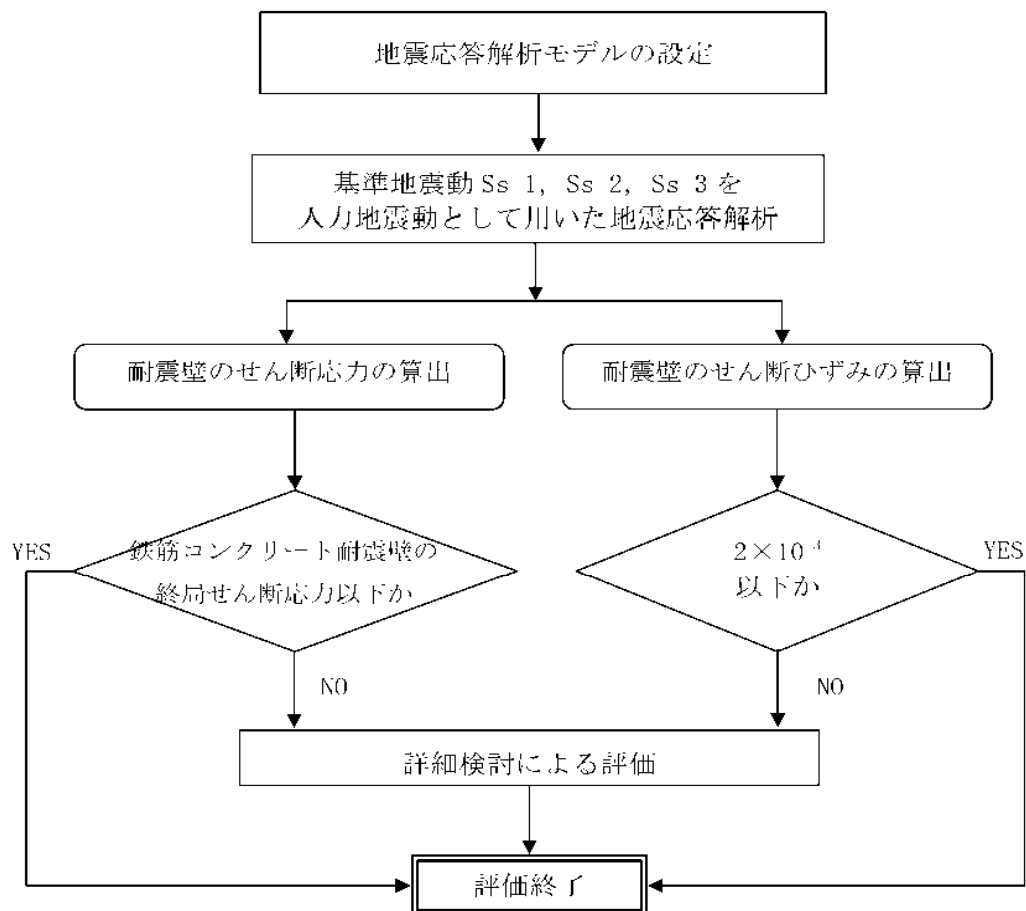
1.2.1. 解析評価方針

スラッジ棟について、基準地震動 Ss による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。

解析モデルは、基礎及び地上階について機器を含む建屋全域を NS 方向、EW 方向とも 1 軸質点系モデルとする。

耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位のせん断応力に対して、鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断応力と比較することによって行う。また、地震応答解析により得られたせん断ひずみについても確認を行うこととする。

スラッジ棟の地震応答解析の評価手順を、図－6 に示す。

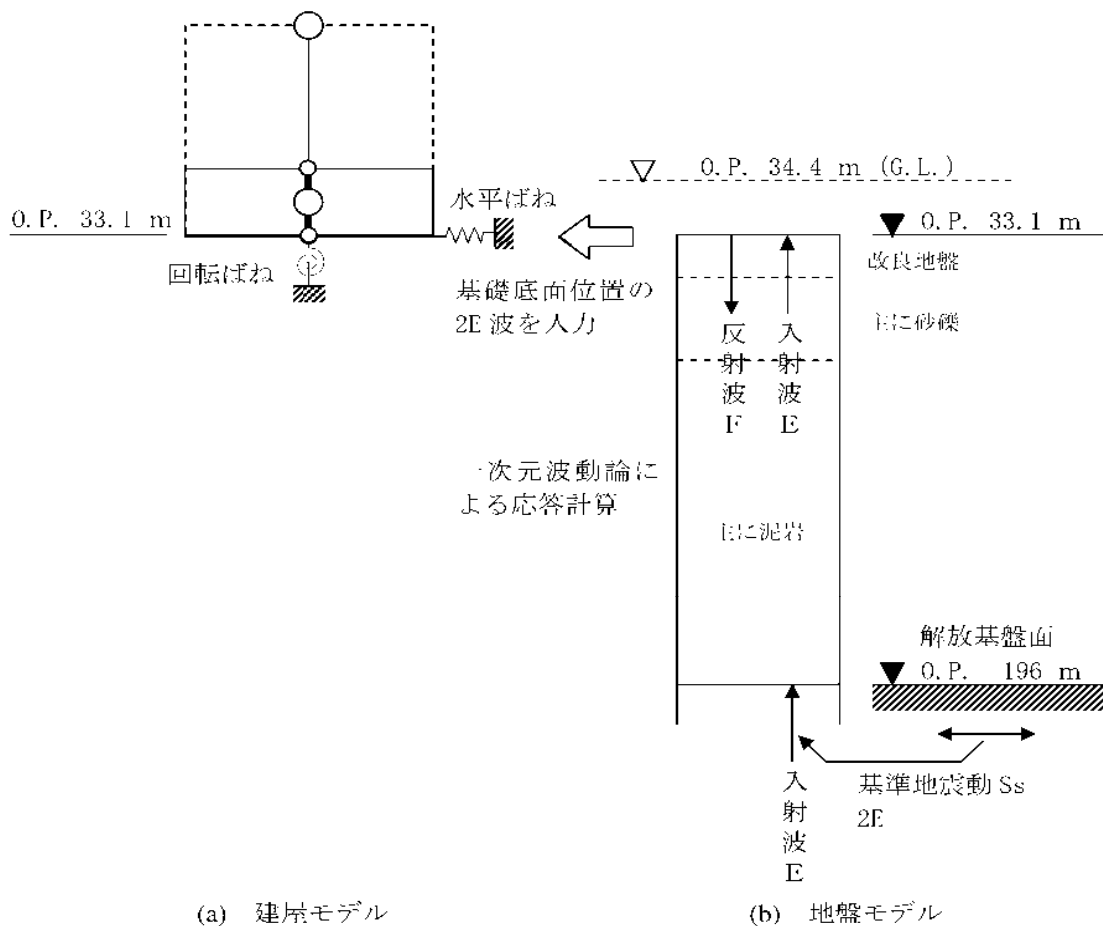


図－6 スラッジ棟の地震応答解析の評価手順

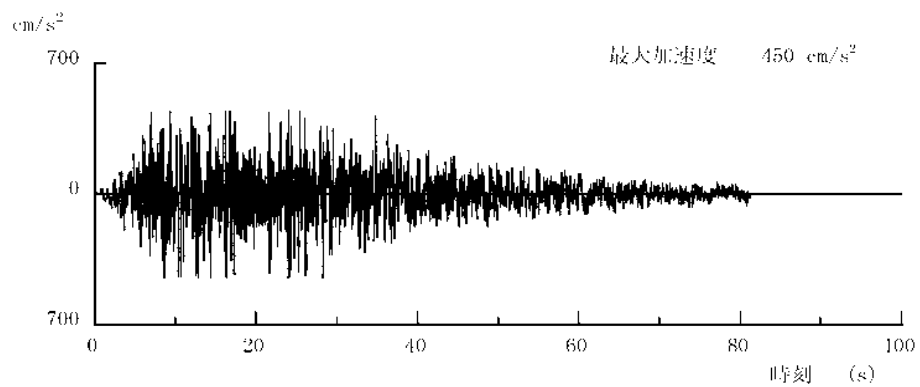
1.2.2. 解析に用いる入力地震動

スラッジ棟への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原簿発官 19 第 603 号 平成 20 年 3 月 31 日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 $Ss-1$ 、 $Ss-2$ 及び $Ss-3$ を用いることとする。

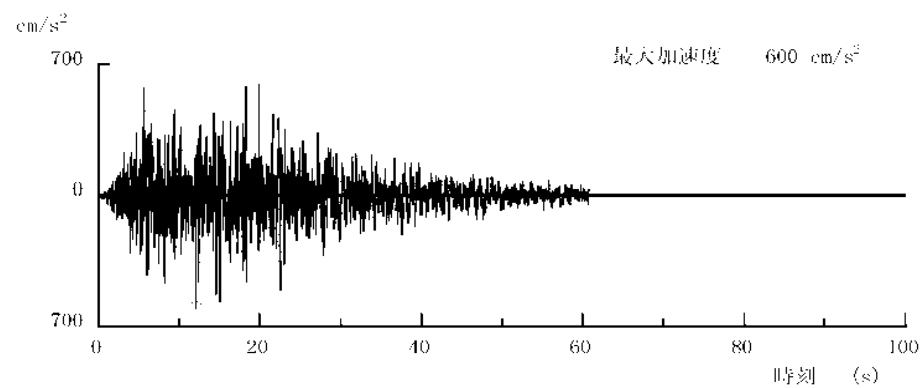
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図－7 に示す。このスラッジ棟の解析モデルは建屋・地盤相互作用を考慮したスウェー・ロッキングモデルである。モデルに人力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 $Ss-1$ 、 $Ss-2$ 及び $Ss-3$ の加速度波形について、図－8 に示す。



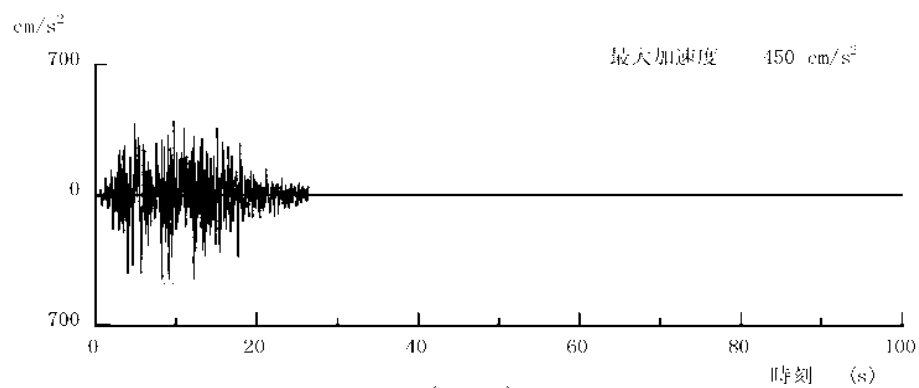
図－7 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(SS-1H)



(SS-2H)



(SS-3H)

図 8 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

1.2.3. 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対するスラッジ棟建屋の地震応答解析は、「1.2.2. 解析に用いる
入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは、図 9 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねによって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 5 に、建屋解析モデルの諸元を表 6 及び表 7 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 8 ～ 表 10 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規定（以下、「耐震設計技術規定」という。）に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 10 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

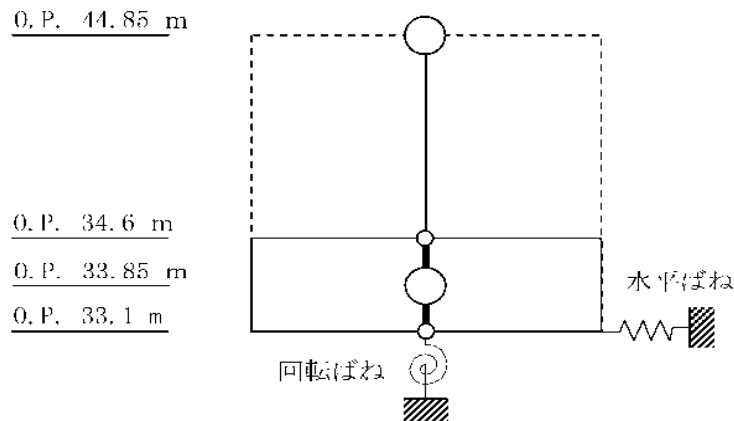
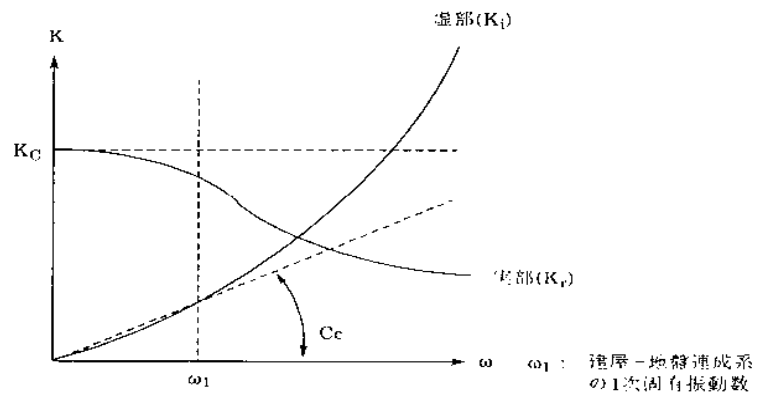


図 9 スラッジ棟建屋 地震応答解析モデル (NS 方向・EW 方向)



図－１０ 地盤ばねの近似

表－５ 地震応答解析に用いるコンクリートの物性値

材料	設計基準強度 F_c (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
コンクリート	30	2.44×10^4	1.02×10^4	5

表－６ 質点重量及び回転慣性重量

	重量 (kN)	回転慣性重量 ($\times 10^6$ kN・m ²)	
		NS 方向	EW 方向
O. P. 44.85 m	74904	3.85	25.3
O. P. 33.85 m	108739	5.59	36.7

表－７ せん断断面積及び断面二次モーメント

	せん断断面積 (m ²)		断面二次モーメント (m ⁴)	
	NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
O. P. 44.85 m～ O. P. 34.6 m	38.8	105.5	4285	53300

表-8 地盤定数 (Ss-I_{II}地震時)

標高 O. P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-I _{II} 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.63	165	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.77	263	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.77	434	3
108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.75	490	3
196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924			924	

表-9 地盤定数 (Ss-2_{II}地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-2 _{II} 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.64	168	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.78	340	3
80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.81	456	3
108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.81	529	3
196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924			924	

表-10 地盤定数 (Ss-3_{II}地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-3 _{II} 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.66	173	7
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.73	411	3
108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.77	503	3
196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924			924	

1.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を図 1 1 及び図 1 2 に示す。

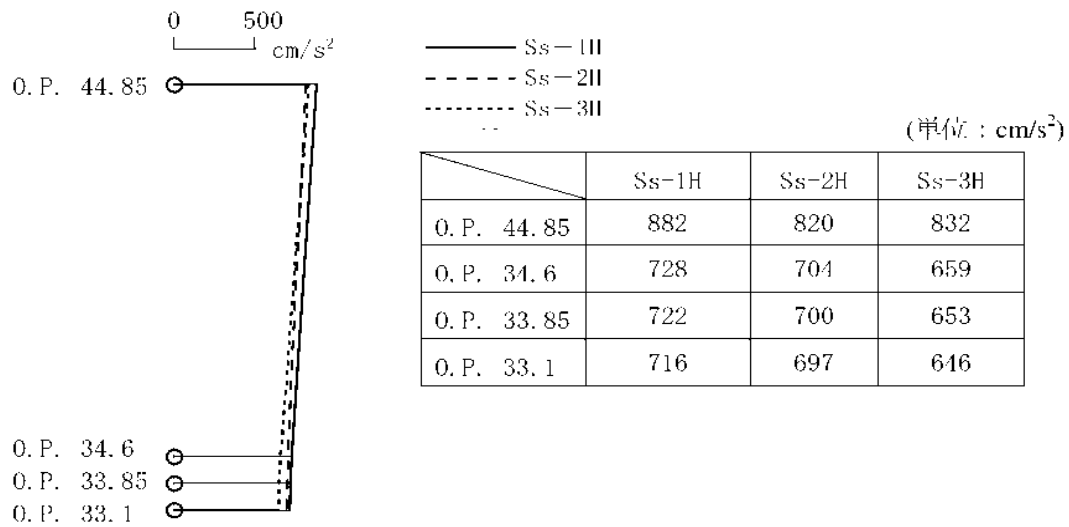


図 1 1 最大応答加速度 (NS 方向)

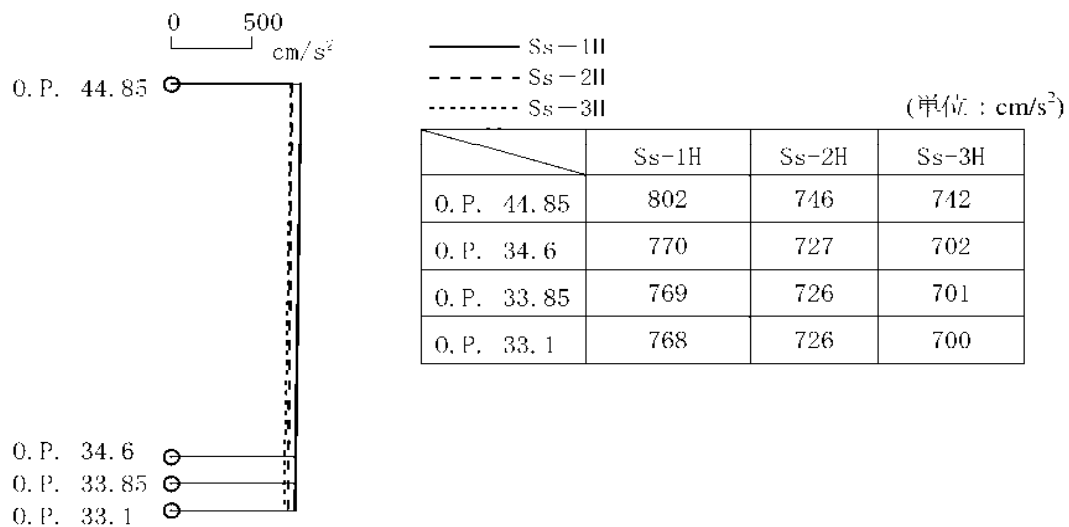


図 1 2 最大応答加速度 (EW 方向)

1.2.5. 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られたせん断応力を、鉄筋コンクリート壁の終局せん断応力と併せて表 11 に示す。これより、地震応答解析による応答せん断応力は鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断応力を下回っている。

また、地震応答解析により得られたせん断ひずみを、壁のひずみの許容限界目安値と併せて表 12 に示す。せん断ひずみは耐震設計技術規程に基づく許容限界の目安値 ($\gamma = 2.0 \times 10^{-3}$) に対して十分な安全裕度を有している。

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

表 11 せん断応力

	NS 方向		EW 方向	
	せん断応力*1 (N/mm ²)	終局せん断応力*2 (N/mm ²)	せん断応力*1 (N/mm ²)	終局せん断応力*2 (N/mm ²)
0. P. 44.85 ～0. P. 34.6	1.74	4.42	0.58	4.27

注記*1： Ss 1_H, Ss 2_H, Ss 3_H の応答の最大値を示す。

注記*2： 耐震設計技術規程に基づき、鉄筋コンクリート耐震壁のスケルトンカーブの終局時せん断応力 τ_u を示す。

表 12 せん断ひずみ度

	NS 方向*1 ($\times 10^{-3}$)	EW 方向*2 ($\times 10^{-3}$)	許容限界の目安値 ($\times 10^{-3}$)
0. P. 44.85 ～0. P. 34.6	0.171	0.057	2.0

注記*1： Ss-1_H, Ss-2_H, Ss-3_H の応答の最大値を示す。

2. 設備棟の耐震性評価

2.1 設備棟の耐震 B クラスに対する評価

2.1.1. 評価方針

設備棟は、地上 1 階建てで平面が 12.0m×65.0m の鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは 7.4m であり、地上高さは 6.6m である。

基礎スラブは厚さ 1.0m のべた基礎である。基礎スラブは、厚さ 3.3m の改良地盤を介して、N 値 20 以上の地盤に支持させる。設備棟の平面図及び断面図を図 1-3～図 1-6 に示す。

建屋の地震時の水平力に対して、NS 方向は純ラーメン構造、EW 方向はブレース構造とする。

耐震性の評価は、地上 1 階の層せん断力係数として 0.3 を採用した場合の該当部位の応力に対して行う。但し、断面算定に用いる地震荷重時応力は、余裕を見て設計用地震力に対する応力の 1.0/0.3 倍とする。(層せん断力係数 1.0 に相当)

設備棟の評価手順を図 1-7 に示す。

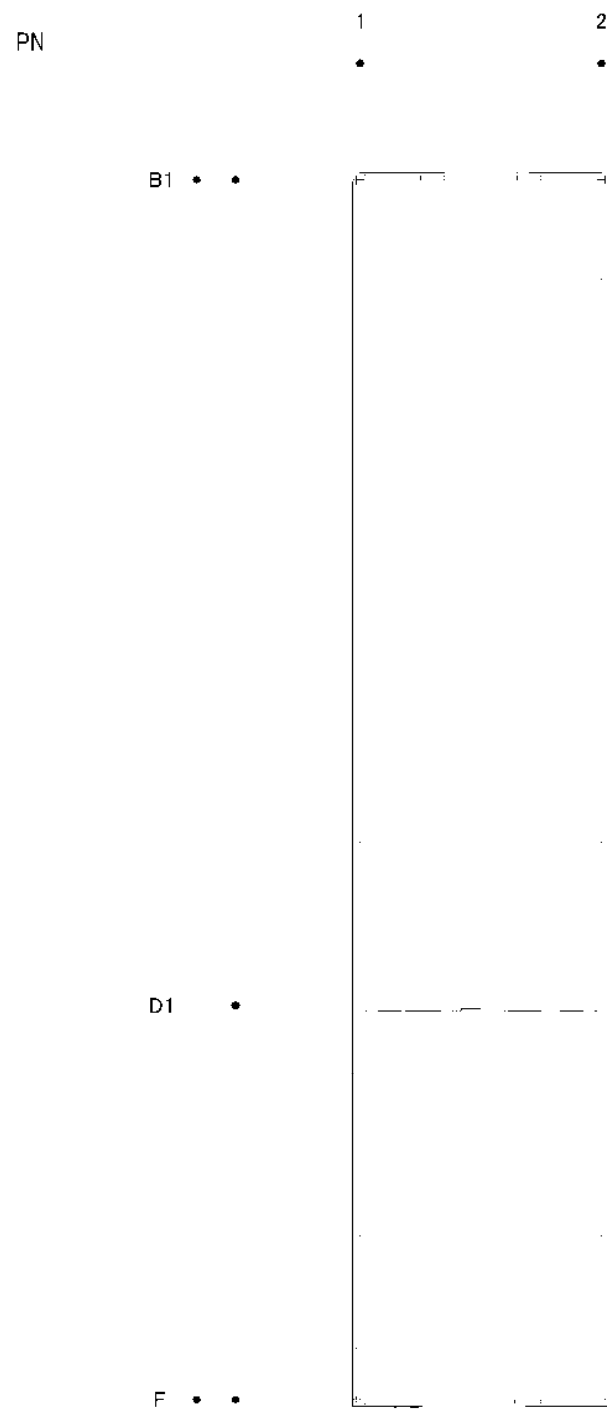
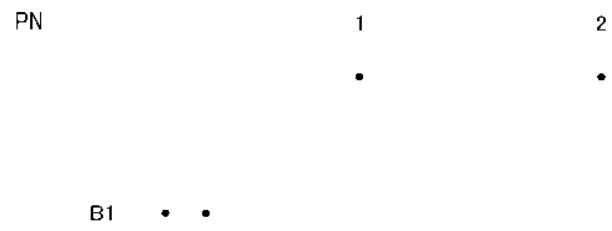


図 1 3 設備棟 建屋平面図 (O.P. 34.6) (単位 : m)



F • •

図 1 4 設備棟 屋根平面図 (0, P, 41, 0) (単位 : m)

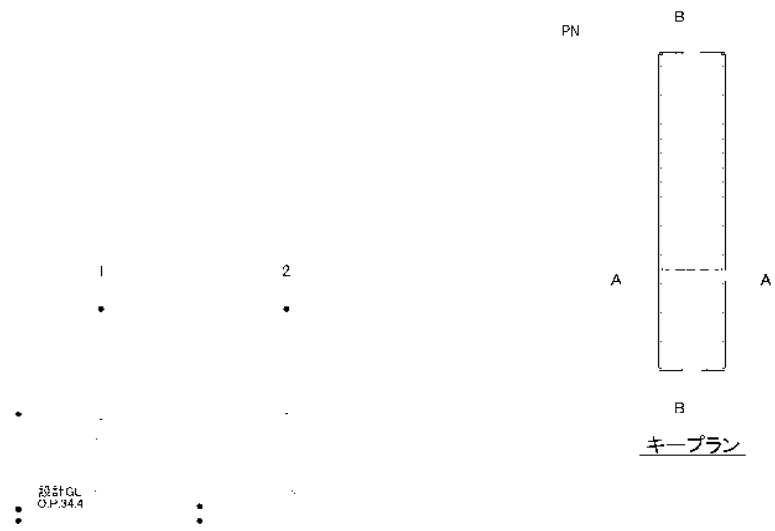
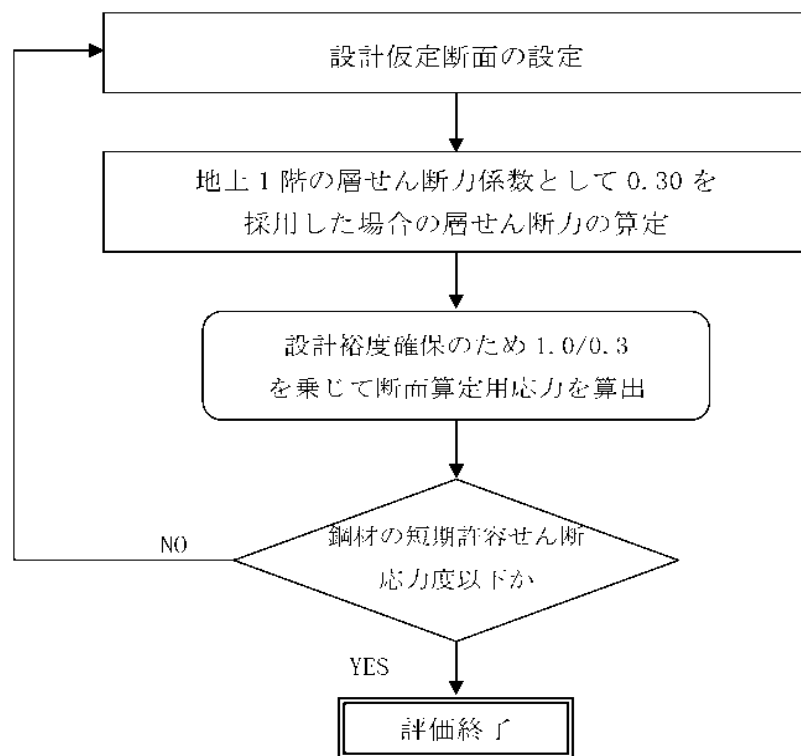


図 1-5 設備棟 A-A断面図 (NS 方向) (単位 : m)



図-1-6 設備棟 B-B断面図 (EW 方向) (単位 : m)



図－17 建屋の耐震安全性評価手順

2.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

層せん断力係数を 0.3 とした場合の層せん断力係数一覧を表 13 に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表 14 に示す。

表－ 13 層せん断力係数 一覧

O. P. (m)	W_i (kN)	地震層せん断力係数 $1.5 \cdot C_i$ (K)		設計用地震力 (S_R) ($\times 10^2$ kN)	
		NS	EW	NS	EW
41.0～34.6	2,560	0.30		7.68	

表－ 14 構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm²)

	板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
構造用鋼材	$t \leq 40$ mm	SS400	235	「鋼構造設計規準」に従って左記Fの値により求める。
	$t \leq 40$ mm	SM490A SN490B	325	

2.1.3. 評価結果

NS 方向については、スパン方向の大梁及び柱を線材置換し、柱脚部にはその固定度を考慮した回転ばねを付したモデルにより部材応力を評価する。

EW 方向については、桁行方向の大梁、柱及びブレースを線材置換し、柱脚をピンとしたモデルにより部材応力を評価する。なお、ブレースは引張力に対してのみ有効とする。

検討により求められた鉄骨部材の応力を、短期許容応力度と比較して表－15に示す。

表 15 鉄骨部材の応力と短期許容応力度

部 材	方向	応力 (N/mm ²)	短期許容応力度 (N/mm ²)	応力/許容応力度比
大梁	NS	55.5 (曲げ)	250 (曲げ)	0.22
柱	NS	69.8 (曲げ)	214 (曲げ)	0.34 (軸力と曲げの組み合わせ)
		3.85 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
	EW	105.2 (曲げ)	325 (曲げ)	0.36 (軸力と曲げの組み合わせ)
		11.7 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
ブレース	EW	149 (引張)	235 (引張)	0.64

これより、鉄骨部材に生じる応力は、短期許容応力度以下となっており、耐震安全性は確保されている。

2.2 設備棟の基準地震動 S_s に対する評価

2.2.1. 解析評価方針

設備棟について、基準地震動 S_s による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。

解析モデルは、基礎及び地上階について機器を含む建屋全域を NS 方向、EW 方向とも 1 軸質点系モデルとする。

鉄骨部材の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の応力に対して、鉄骨部材の終局耐力と比較することによって行う。終局耐力は、地震応答解析により得られた層間変形角も考慮して算定することとする。但し、部材応力が鋼材の短期許容応力度以下である場合は、終局耐力との比較を省略する。

設備棟の地震応答解析の評価手順を、図 18 に示す。

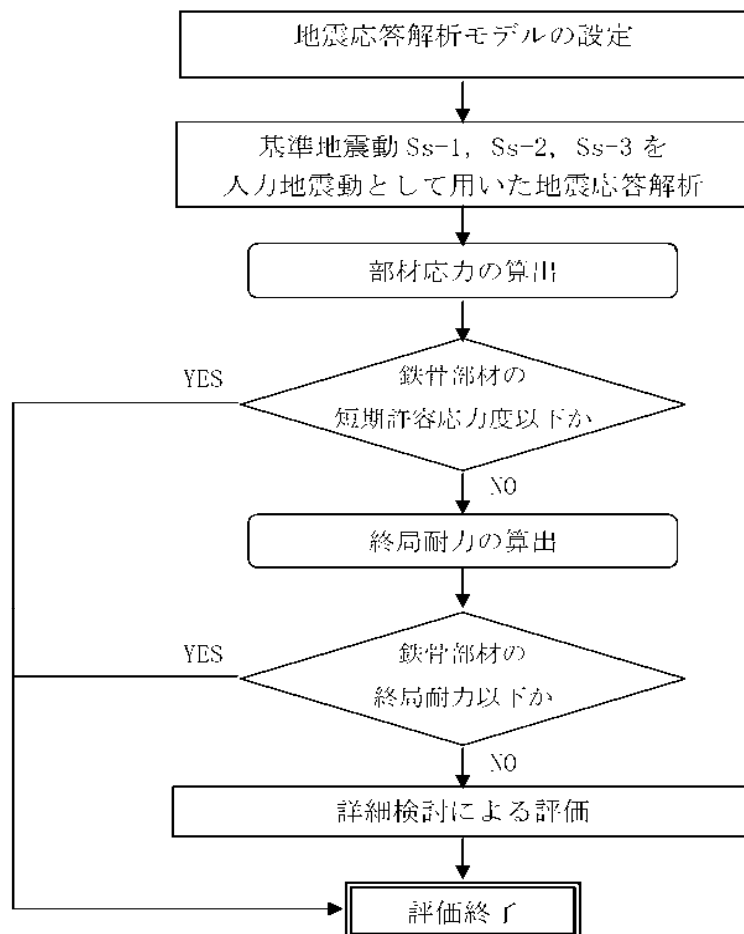


図 18 設備棟建屋の地震応答解析の評価手順

2.2.2. 解析に用いる入力地震動

設備棟建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 〔発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針〕の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官'19第603号 平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s -1, S_s -2 及び S_s -3 を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 19 に示す。この設備棟建屋の解析モデルは建屋－地盤相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。このうち、解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s -1, S_s -2 及び S_s -3 の加速度波形について、図 20 に示す。

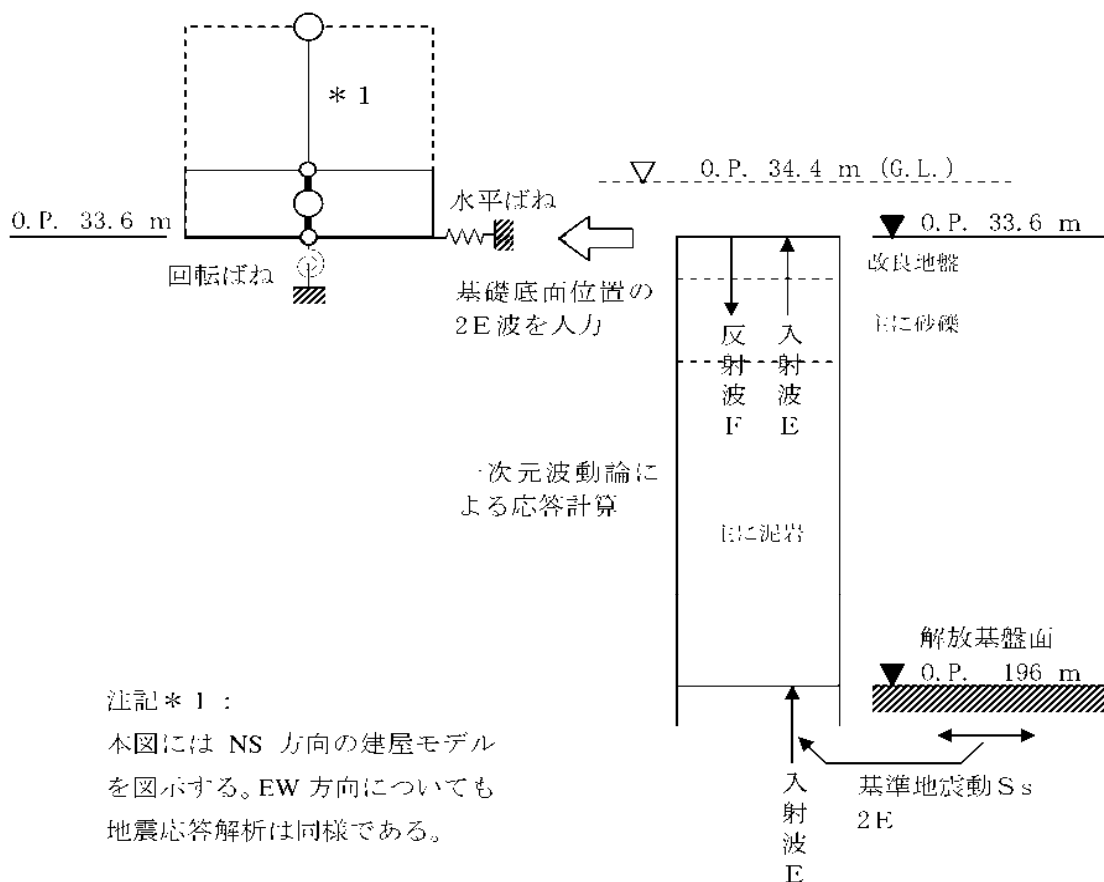
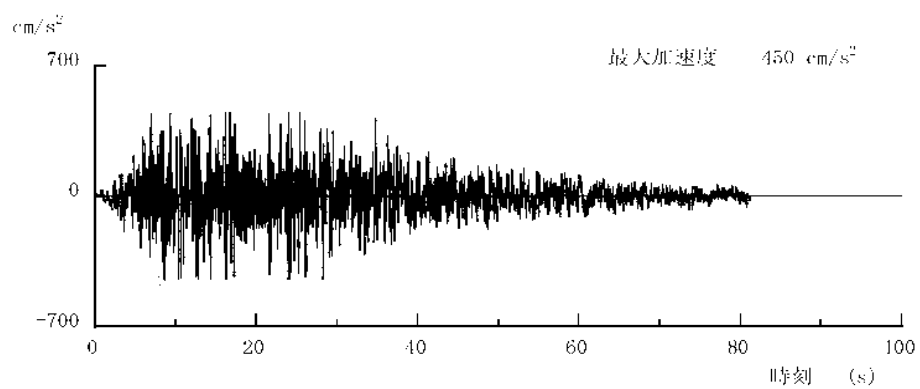
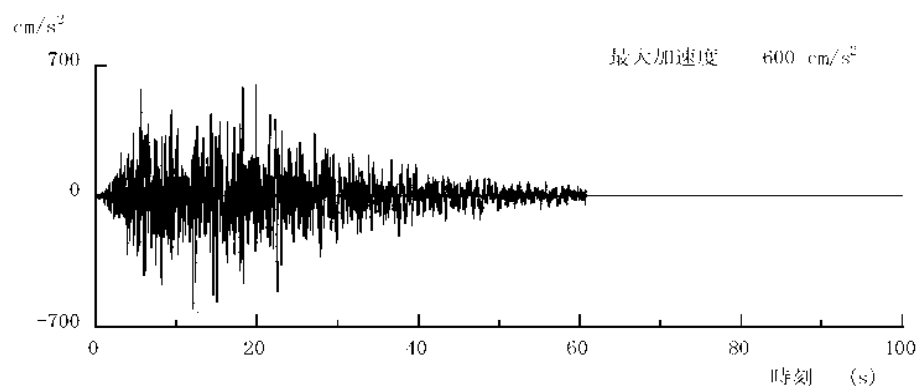


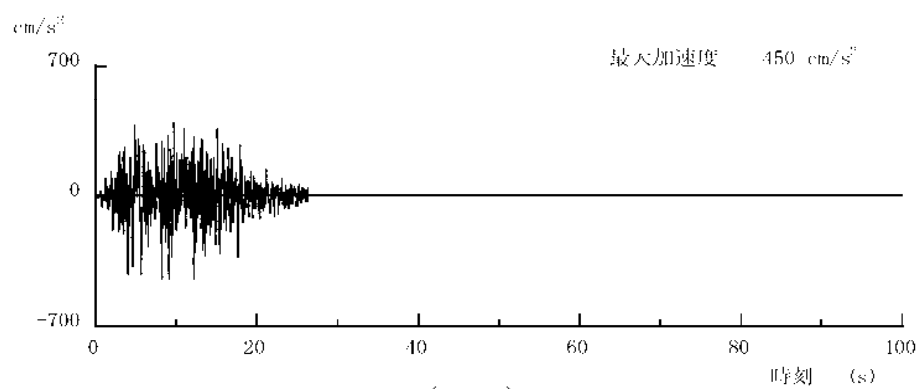
図 19 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図-20 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.2.3. 地震応答解析モデル

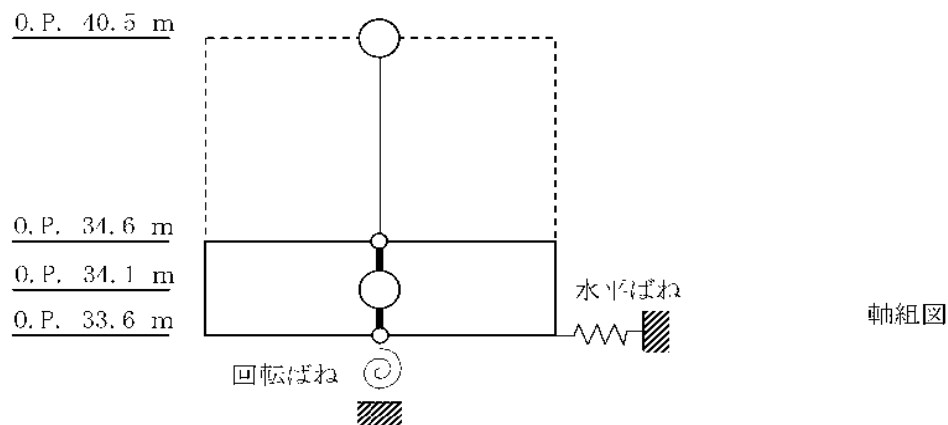
基準地震動 S_s に対する設備棟建屋の地震応答解析は、「2.2.2. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは、図-2.1及び図-2.2に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。建屋-地盤連成系としての効果は地盤ばねによって評価される。解析に用いる鋼材の物性値を表-1.6に、建屋解析モデルの諸元を表-1.7～表-2.0に示す。

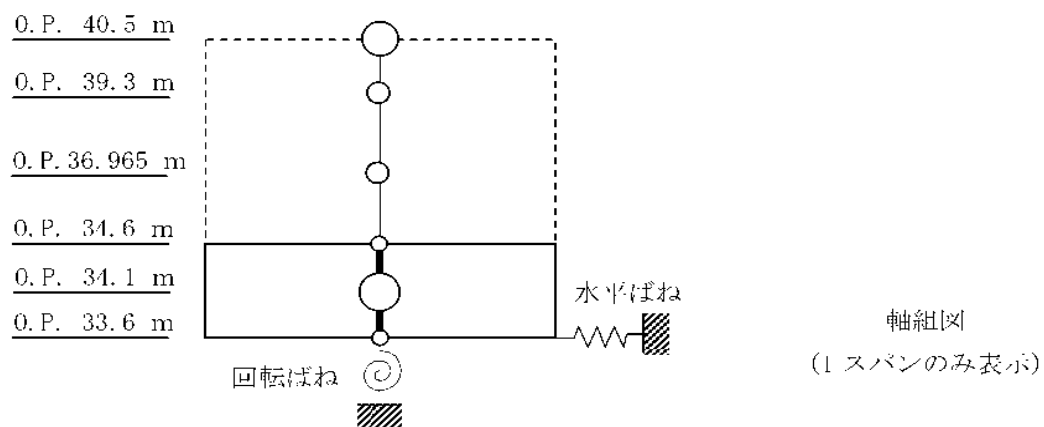
地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-2.1～表-2.3に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、耐震設計技術規程に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-2.3に示すようにばね定数 (K_e) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_e) として建屋-地盤連成系の1次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。



図ー 2 1 設備棟建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)



図ー 2 2 設備棟建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

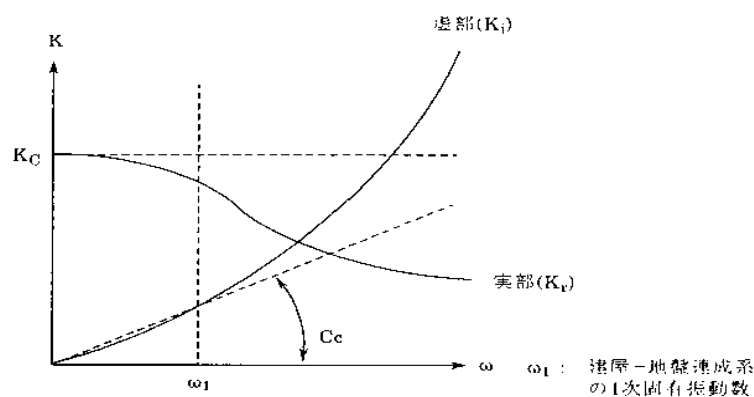


図 2-3 地盤ばねの近似

表-1-6 地震応答解析に用いる鋼材の物性値

材料	基準強度 F (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
構造用鋼材	325	2.05×10^5	7.90×10^4	2

表-1-7 質点重量及び回転慣性重量 (NS 方向)

	重量 (kN)	回転慣性重量 ($\times 10^4$ kN・m ²)
O. P. 40.5 m	2560	3.08
O. P. 34.1 m	25360	34.8

表 1-8 質点重量及び回転慣性重量 (EW 方向)

	重量 (kN)	回転慣性重量 ($\times 10^4$ kN・m ²)
O. P. 40.5 m	2170	76.4
O. P. 39.3 m	313	14.5
O. P. 36.965 m	414	19.1
O. P. 34.1 m	25023	903.0

表－１９　せん断断面積及び断面二次モーメント（NS 方向）

	せん断断面積*3（ $\times 10^{-2} \text{m}^2$ ）
O.P. 40.5 m～O.P. 34.6 m	0.94

注記*3：　建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表－２０　せん断断面積及び断面二次モーメント（EW 方向）

	せん断断面積*1（ $\times 10^{-2} \text{m}^2$ ）
O.P. 40.5 m ～ O.P. 39.3 m	5.48
O.P. 39.3 m ～ O.P. 36.965 m	5.29
O.P. 36.965 m ～ O.P. 34.6 m	5.29

注記*4：　建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表-2 1 地盤定数 (Ss-I_{II}地震時)

標高 O. P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-I _{II} 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.63	165	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.77	263	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.77	434	3
108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.75	490	3
196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924			924	

表-22 地盤定数 (Ss-2₁地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-2 ₁ 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.64	168	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.78	340	3
80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.81	456	3
108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.81	529	3
196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924			924	

表-23 地盤定数 (Ss-3₁地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 V _s (m/s)	P波速度 V _p (m/s)	密度 γ (g/cm ³)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	初期 減衰定数 h ₀ (%)	Ss-3 ₁ 地震時		
								剛性 低下率 G/G ₀	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.66	173	7
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.73	411	3
108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.77	503	3
196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924			924	

2.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を図- 2 4 及び図 2 5 に示す。

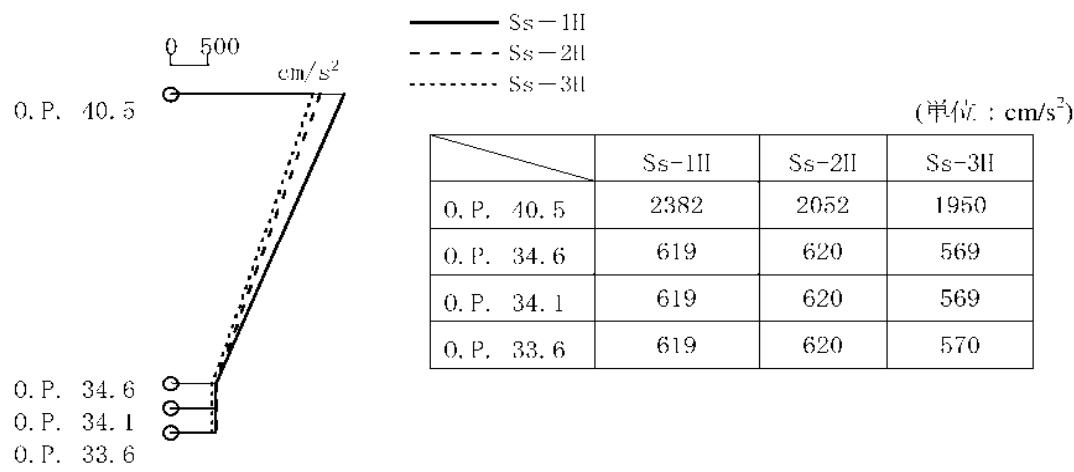


図 2 4 最大応答加速度 (NS 方向)

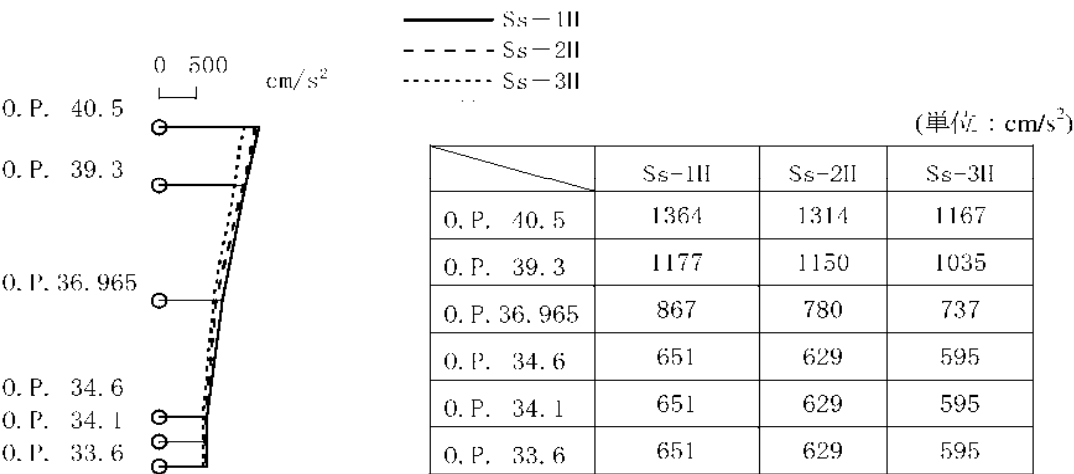


図- 2 5 最大応答加速度 (EW 方向)

2. 2. 5. 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた部材応力を、鋼材の短期許容せん断応力度と併せて表 2 4 に示す。これより、地震応答解析による応力は短期許容応力度を下回っている。以上のことから、Ss 地震に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

表ー 2 4 鉄骨部材の応力と短期許容応力度

部 位	方向	応力 (N/mm ²)	短期許容応力度 (N/mm ²)	応力/許容応力度比
大梁	NS	120 (曲げ)	250 (曲げ)	0.48
柱	NS	151 (曲げ)	214 (曲げ)	0.73 (軸力と曲げの 組み合わせ)
		6.31 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
	EW	146 (曲げ)	325 (曲げ)	0.50 (軸力と曲げの 組み合わせ)
		16.0 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
ブレース	EW	208 (引張)	235 (引張)	0.88

以上

汚染水処理設備等の具体的な安全確保策について

高レベル汚染水処理設備、貯留設備、使用済セシウム吸着塔保管施設、及び廃スラッジ貯蔵施設等は、高レベルの放射性物質を扱うため、漏えい防止対策、放射線遮へい・崩壊熱除去、可燃性ガス滞留防止、環境条件対策について具体的に安全確保策を以下の通り定め、実施する。

1. 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

1. 1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

- a. 滞留水移送装置は、耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお、耐圧ホースを使用する箇所は継手部にカムロック構造を採用し、継手部を番線で固縛すること等により、継手が外れない処置を実施する。また、屋外敷設箇所のうち重機による作業や車両の通行がある箇所は、滞留水移送装置を損傷させないための措置を実施する。
- b. セシウム吸着装置吸着塔、及び第二セシウム吸着装置吸着塔の容器は、腐食による漏えい発生を防止するために、耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材の使用を基本とする。
- c. 除染装置のうち炭素鋼製の槽類の接液部は、腐食による漏えいを防止するために塗装による防錆処理を実施する。また、薬品注入装置のうち強酸性又は強アルカリ性の薬品を扱う箇所は、腐食等を防止するため塩化ビニル系やステンレス系の材料を用いる。さらに、凝集沈殿装置内の水は、強酸性や強アルカリ性とならないように管理する。
- d. 淡水化装置は、耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお、耐圧ホースを使用する箇所は継手部にフランジ構造を採用し、継手部を番線で固縛すること等により、継手が外れない処置を実施する。
- e. 高濃度滞留水受タンクは、漏えいし難いタンクを適用することとし、防災タンクとして使用され過去に漏えい実績の無いタイプのタンクを使用するとともに、タンク上部（気相部）のみに接続口を構造とする。また、十分な腐食代を確保し、タンク内外面に繊維強化プラスチック（FRP）塗装による防錆処理を実施する。FRP 塗装の健全性は、工場での塗装膜厚測定、ピンホール検査、並びに据付後に外観目視点検を実施する。
- f. 中低濃度タンクの内、フランジボルトによる接合により組み立てている円筒型タンクは、漏えいの発生する可能性が高い接合部に対して、毎年冬季の前にフランジボルトのトルク確認を実施する。また、漏えいが発生する可能性が高い接合部に対し、補修

塗装等による長期健全性を確認していく。

- g. 地下貯水槽は、2重の遮水シートとベントナイトシートの3重のシートにより止水を実施する。
- h. タンク・槽類には必要に応じて水位検出器を設け、オーバーフローを防止する。
- i. ポンプ（水中ポンプを除く）の軸封部は、漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 滞留水移送装置のうち屋外敷設箇所は、線量当量率の監視、巡視点検、並びに移送先の水位を監視することにより系外への漏えいの有無を確認する。また、一部屋外配管は U 字溝内に設置し、屋内敷設箇所は堰等によりエリア分けを実施することにより漏えい水の拡大を防止する。
- b. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置は、スキッド内部もしくは床面に漏えい検知器を設置する。漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発し、運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。また、巡視点検等で漏えいがないことを確認する。また、漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。
- c. 除染装置は、周囲が高雰囲気線量下となり巡視点検が困難なことから、シールド中央制御室（シールド中操）等から監視カメラにより漏えい監視を実施する。また、漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。
- d. 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）は、漏えいの早期検知のために床面に漏えい検知器を設置するとともに、漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発し、運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。合わせて、巡視点検を実施し、漏えいがないことを確認する。また、淡水化装置を設置する仮設ハウス内には漏えい水の拡大防止のための堰を設置し、漏水防水機能を持たせるための塗装を行う。
- e. 高濃度滞留水受タンクは、難透水性の粘土層地盤に設置し、その周囲を遮へいのために盛土を実施する。漏えい発生時、タンクからの漏えい水は、粘土層と盛土の透水性の違いから粘土層界面を広がると想定されることから、高濃度滞留水受タンク周囲の粘土層に、タンクからの漏えい水を貯留、観測するための観測側溝を設置する。また、観測側溝を区切ることにより、漏えいタンクの選定及び汚染範囲を確認できる設計とする。タンクへ貯留後は観測側溝内の水を分析することにより漏えいの有無を確認するとともに、シールド中央制御室（シールド中操）にて各タンクに設置するレベルスイッチの水位低下警報の監視を行う。
- f. 中低濃度タンクは、タンクからの漏えいを早期検知するためにタンク設置エリアに設置するカメラにて監視するとともに、巡視点検にて漏えいの有無を確認する。また、漏えいの拡大を防止するために、タンク設置エリアに鉄筋コンクリート堰、もしくは

土堰堤等を設置する。円筒型タンクについてはコンクリート基礎部に鉄筋コンクリート堰、タンク設置エリア外周部に土堰堤等を設置するとともに、貯留中はタンク間にある連結弁を閉じる運用とする。地表に直接設置されている鋼製の横置き円筒タンクは、地表への漏えい水の浸透を防止するため、耐圧ホース及び接続フランジ下部にトレイ、シート等による拡大防止対策について検討する。なお、堰等を越える漏えいが発生した場合は、上のう等による拡大防止を実施するとともに、汚染土壌の回収を実施する。

- g. 地下貯水槽は、3重シート間に漏えい検知器を設けるとともに、地下貯水槽に水位検出器を設け、漏えいの有無を監視する。また漏えいの拡大を防ぐため、3層目のシートに水分を吸収・膨潤することにより難透水性を示すベントナイトのシートを設置する。

1.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

- a. 滞留水移送装置は、放射線業務従事者が接近する必要がある箇所は、鉛毛マット等による遮へいを設置する。
- b. 処理装置のうち、滞留水もしくは高濃度の廃水を扱う処理装置の配管は、直接、放射線業務従事者が近づく可能性のある箇所を対象に空間線量当量率が数 mSv/h 以下となるように遮へいを設置する。
- c. 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）の廃水には、ストロンチウムなどのβ線核種が集約されるため、廃水を直接扱う場合には適切なβ線防護策を実施する。
- d. 高濃度滞留水受タンクは、地中に埋設することにより満水保管時の地表面での線量を低減させる。

(2) 崩壊熱除去

- a. セシウム吸着装置吸着塔、及び第二セシウム吸着装置吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱は、処理水を通水することにより除熱する。なお、通水がない状態でも崩壊熱による温度上昇は1時間当たり約1℃である。
- b. 除染装置内の滞留水に含まれる放射性物質の崩壊熱は、通水により熱除去する。なお、通水がない状態でも、セシウム吸着塔、及び第二セシウム吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇未満である。

1.3. 可燃性ガスの滞留防止

- a. セシウム吸着装置では、吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは、通水時は処理水とともに排出される。通水停止時は可燃性ガスが滞留する可能性があるため、吸着塔にベントを設け、ベント弁を手動で開操作して通気により

排出する。なお、水の放射線分解により発生する可燃性ガスはわずかであり、ベント弁を開操作するまでに時間的余裕があることから、手動で実施する。排出された可燃性ガスは、建屋天井・床に設けた開口より建屋外へ排気する。

- b. セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は、可燃性ガスの発生抑制のため、使用済セシウム吸着塔仮保管施設において内部の水抜きを実施する。なお、吸着塔の内部水は、滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。
- c. 第二セシウム吸着装置では、吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは、通水時は処理水とともに排出される。通水停止後は、吸着塔上部に設けたオートベント弁・ベント管を介して可燃性ガスを屋外に排出する。
- d. 第二セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は、可燃性ガスの発生抑制のため、内部の水抜きを実施する。なお、吸着塔の内部水は、滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。
- e. 除染装置の塔槽類の気相部は、可燃性ガスが滞留する可能性があることから、排風機により大気へ放出する。排風機のラインには、高性能粒子フィルタ、ヨウ素吸着フィルタを設けており、気相に含まれている放射性物質を捕獲する。さらに、ダストサンブラ等により、必要に応じて放射性物質濃度を測定する。
- f. 高濃度滞留水受タンクでは、タンク内で水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止するためにベントラインを設置し、フィルタを介してベントラインから排出する。

1.4. 環境条件対策

(1) 腐食

海水による炭素鋼の腐食速度は、「材料環境学入門」（腐食防食協会編，丸善株式会社）より，0.1mm/年程度と評価される。一方，炭素鋼を使用している配管・機器は，必要肉厚に対して十分な肉厚があり腐食代を有していることを確認している。

セシウム吸着装置吸着塔，及び第二セシウム吸着装置吸着塔は，耐腐食，耐応力腐食割れを有する SUS316L 材を用いている。

なお，高濃度の滞留水を扱う機器は，建屋内に設置しており，腐食により万一漏えいが生じたとしても所外に放出するようなことはない。

(2) 熱による劣化

滞留水の温度は，ほぼ常温のため，金属材料の劣化の懸念はない。

(3) 凍結

滞留水を移送している過程では，水が流れているため凍結の恐れはない。

滞留水の移送を停止した場合，屋外に敷設されているポリエチレン管等は，凍結に

よる破損が懸念される。そのため、高濃度の滞留水を移送している屋外敷設のポリエチレン管等に保温材等を取り付ける。

(4) 生物汚染

滞留水移送装置の移送ポンプの取水口には、メッシュを設けており、大きな藻等がポンプ内に浸入して機器を損傷させるようなことはない。

また、滞留水を移送している上では有意な微生物腐食等は発生しないと考えられる。ただし、異常な速度で腐食が進み漏えいが生じた場合において、微生物腐食が原因であると判明すれば、生物汚染を考慮した対策を講じる。

(5) 耐放射線性

耐圧ホースの構造部材であるポリ塩化ビニルの放射線照射による影響は、 $10^5 \sim 10^6 \text{Gy}$ の集積線量において、破断時の伸びの減少等が確認されている。過去の測定において、2号機タービン建屋の滞留水表面上の線量当量率が 1Sv/h であったことから、耐圧ホースの照射線量率を 1Gy/h と仮定すると、集積線量が 10^6Gy に到達する時間は 10^5 時間（11.4 年）と評価される。そのため、耐圧ホースは数年程度の使用では放射線照射の影響により大きく劣化することはないと考えられる。

ポリエチレンは、集積線量が $2 \times 10^5 \text{Gy}$ に達すると、引張強度は低下しないが、破断時の伸びが減少する傾向を示すが、上記と同様にポリエチレン管の照射線量率を 1Gy/h と仮定すると、 $2 \times 10^5 \text{Gy}$ に到達する時間は 2×10^5 時間（22.8 年）と評価される。そのため、ポリエチレン管は数年程度の使用では放射線照射の影響を受けることはないと考えられる。なお、ポリエチレンの耐放射線性に関する長期健全性は、現在行っている劣化試験を通じて、今後も検討していく。

(6) 紫外線

屋外敷設箇所のポリエチレン管には、紫外線による劣化を防止するための保温材、フィルム等で覆う処置を実施する。

2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

2.1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

- a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び第二セシウム吸着装置吸着塔は、吸着塔内の水を抜いた状態で貯蔵することにより、漏えいの発生を防止する。また、セシウム等の主要核種は、吸着塔内のゼオライトに化学的に吸着させ、吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造とする。さらに、吸着塔の容器は、耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を採用する。

- b. 使用済みの吸着材を収容する高性能容器は、脱水装置により脱水し、水を抜いた状態で貯蔵することにより、漏えいの発生を防止する。さらに高性能容器は、水に耐性を有するポリエチレン製を使用する。
- c. 沈殿処理生成物を収容する高性能容器は、水分を抜かずに貯蔵するが、耐腐食性、耐久性、耐放射線性、耐薬品性を有するポリエチレン製の容器とし、腐食による放射性物質の漏えいを予防する。
- d. 使用済みの吸着材を収容する処理カラムは、内部の水を抜いた状態で貯蔵することにより、漏えいの発生を防止する。さらに、処理カラムの容器は、耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を使用する。
- e. 造粒固化体貯槽 (D) は、プロセス主建屋と一体のピット構造となっているため、建屋外への漏えいの可能性は低い。念のため漏えい防止策としてコンクリート保護材を塗布し、漏えいの発生を予防する。
- f. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は、貯留水の塩分による腐食を考慮し、十分な肉厚を有する貯槽を使用し漏えいの発生を予防する。
- g. 造粒固化体貯槽 (D)、廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽には水位検出器を設け、オーバーフローを防止する。
- h. 廃スラッジ一時保管施設のポンプ（水中ポンプを除く）軸封部は、漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管するボックスカルバートは、床との設置面をモルタルにて閉塞し、ボックスカルバート底部の水抜き穴も閉塞することにより、漏えい水がボックスカルバート外に拡大することを防止する。
- b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管する部分の外周部には堰を設置し、漏えい発生時には排水用の堰の隙間を土のうで塞ぐことにより、外部への漏えいの拡大を防止する。
- c. 造粒固化体貯槽 (D) は、液位をシールド中央制御室（シールド中操）にて監視することで貯蔵しているスラッジの漏えいの有無を監視する。
- d. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は、スラッジ貯槽下部にドリップトレイ及び漏えい検知器を設け、漏えいを検知するとともに、スラッジ貯槽の液位をシールド中央制御室（シールド中操）で監視する。また、スラッジ貯槽は漏えいの拡大を防止するためにコンクリート製の囲い（セル）の中に設置する。なお、漏えいが発生した場合は漏えいしたスラッジ貯槽内のスラッジは予備のスラッジ貯槽に移送する。

2.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

- a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔は、炭素鋼製の遮へい容器及びコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。
- b. 使用済みの第二セシウム吸着装置吸着塔は、鉛等を充填した炭素鋼製の遮へい容器により放射線を遮へいする。
- c. 多核種除去設備から発生する使用済みの高性能容器は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設にてコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。
- d. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設ではスカイシャイン対策としてコンクリートの蓋を被せる。
- e. 廃スラッジ一時保管施設はスラッジ貯槽からの放射線を遮へいし、建屋外壁での線量当量率が 1mSv/h となるように、スラッジ貯槽を開くコンクリート厚さ、及び建屋のコンクリート厚さを設定する。

(2) 崩壊熱除去

- a. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済み吸着塔は、吸着塔内の放射性物質による崩壊熱を、対流、輻射、伝導により大気へ放出する設計とする。
- b. セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は、コンクリート製ボックスカルバートに納入しない場合、保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は約 360°C となる。また、コンクリート製ボックスカルバートの保温性を考慮した場合、吸着塔中心部の温度は 377°C 、炭素鋼製遮へい容器の温度は約 62°C となるが、ゼオライトの健全性（吸着材は 600°C 程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。
- c. 第二セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は、保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は 450°C となるが、ゼオライトの健全性（吸着材は 600°C 程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛等の遮へい性能に影響を与えるものではない。
- d. 高性能容器及び処理カラムは、容器内の放射性物質による崩壊熱を、対流、輻射、伝導により大気へ放出する設計とする。
- e. 造粒固化体貯槽(D)は、貯槽内部に設置した熱交換器と屋外に設置した空冷チラーによりスラッジに含まれる放射性物質の崩壊熱を除去することで、貯槽内温度を 25°C 程度に管理する設計とする。
- f. 廃スラッジ一時保管施設では、造粒固化体貯槽(D)での運用実績からスラッジから発生する崩壊熱を自然放熱により除去する設計とする。また、バブリング管もしくはウォータージェットによりスラッジを攪拌することにより、崩壊熱の集中化を防止する。

2.3. 可燃性ガスの滞留防止

- a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、及び処理カラムは、可燃性ガスの発生を抑制するために、内部の水抜きを行い保管する。水抜き完了後はベントを空けた状態で保管することにより、可燃性ガスを大気に放出する設計とする。
- b. 使用済みの高性能容器は、可燃性ガスの滞留を防止するために圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設け、可燃性ガスを大気に放出する。
- c. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び高性能容器を収容するコンクリート製ボックスカルバートの蓋には、内部で可燃性ガスが滞留しないように通気口を設ける。
- d. 造粒固化体貯槽(D)では、貯蔵水の放射線分解により発生する可燃性ガスは、除染装置に設置されている排風機により大気へ放出する。
- e. 廃スラッジ一時保管施設では、貯蔵水の放射線分解により発生するガスは貯槽内に圧縮空気を供給することにより、オフガス処理系を介して大気に放出する。

2.4. 環境条件対策

(1) 腐食

使用済セシウム吸着塔保管施設で貯蔵するセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、多核種除去設備の処理カラムは、内部の水を抜いた状態で保管し、容器に耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を用いている。また、高性能容器は、耐久性、耐薬品性に優れたポリエチレン材を用いている。

スラッジ貯槽は、想定される腐食速度 0.25mm/年に対して肉厚 25mm を有しており、十分な腐食代を有している。

(2) 熱による劣化

吸着塔中心温度が高い第二セシウム吸着装置吸着塔においても、容器外周部の最大温度は約 160℃であり、金属材料に有意な特性変化は生じない。

(3) 凍結

造粒固化体貯槽(D)は、万一凍結したとしても、気相部を有しているため膨張が問題となることはない。

また、廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は、スラッジ棟の換気設備により暖房されるため凍結することはない。

(4) 生物汚染

使用済セシウム吸着塔保管施設で貯蔵するセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、多核種除去設備の処理カラムは、内部の水を抜いた状態で保管する

ため、生物汚染が問題となることはない。

造粒固化体貯槽(D)は内面にコンクリート保護材を塗布しており、微生物腐食は発生しない。

スラッジ貯槽は高線量下なので微生物の影響はないと考えられる。ただし、異常な速度で腐食が進み漏えいが生じた場合において、微生物腐食が原因であると判明すれば、生物汚染を考慮した対策を講じる。

(5) 紫外線

使用済セシウム吸着塔保管施設にて貯蔵する高性能容器は、ポリエチレン製であり、紫外線による劣化が懸念される。そのため、保管施設に収容後はコンクリート製の蓋を設置する。

以上

セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価

1. 概要

滞留水の処理に伴い、セシウム吸着装置と第二セシウム吸着装置からは使用済セシウム吸着塔、多核種除去設備からは使用済みの高性能容器及び処理カラムが発生する。これらは使用済セシウム吸着塔仮保管施設、及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に保管するが、高濃度の放射性物質を内包していることから崩壊熱による温度上昇を評価し、その吸着塔の機能への影響について確認を行う。

2. セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

2.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度及び遮へい体の最高温度について評価を行う。

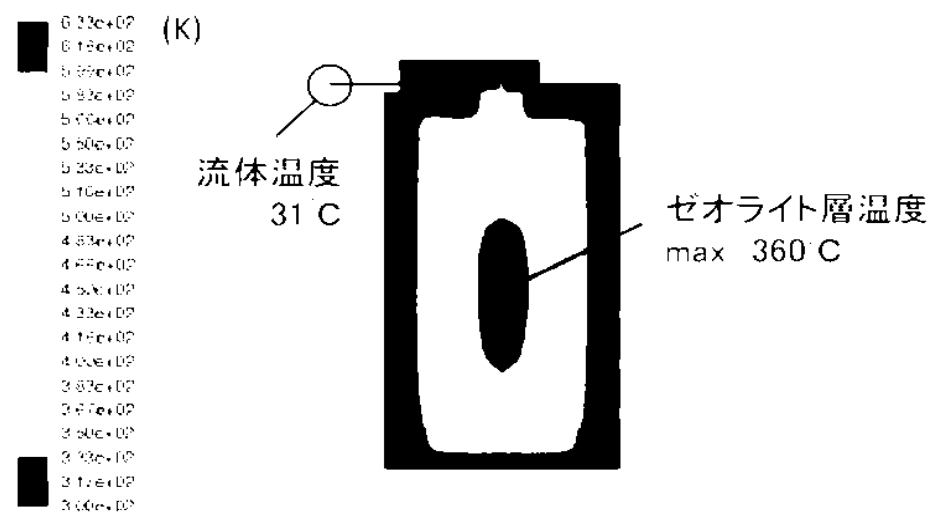
大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は、解析コード FLUENT Ver. 12 を用いて三次元定常解析により計算する。なお評価条件は、発熱量をスキッド表面線量率の上限である 4mSv/h の際のセシウム吸着 (2×10^{15} Bq/塔) による発熱量に相当する 583W とし、遮へい表面温度を 40℃とする。

また、一時保管施設では、コンクリート製ボックスカルバート内に保管されるため、コンクリートによる保温により吸着塔温度が上昇する可能性があるため、上記と同様に解析コード FLUENT Ver. 12 を用いて三次元定常解析により計算する。

2.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は、360℃と評価された。計算による温度分布を図 1 に示す。また、ボックスカルバートにより保温された場合の吸着塔の温度は、外気温度を 27℃とすると、塔あたりの発熱量が 583W の場合、吸着塔中心温度は 377℃、遮へい体の最高温度は約 62℃と評価された。計算結果を図 2 に示す。

そのため、吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。



Contours of Static Temperature [K] Aug 05, 2011
ANSYS FLUENT 12.0 (3d, dp, pbnsl, spe, lam)

図 1 3次元解析計算によるセシウム吸着装置吸着塔の温度分布

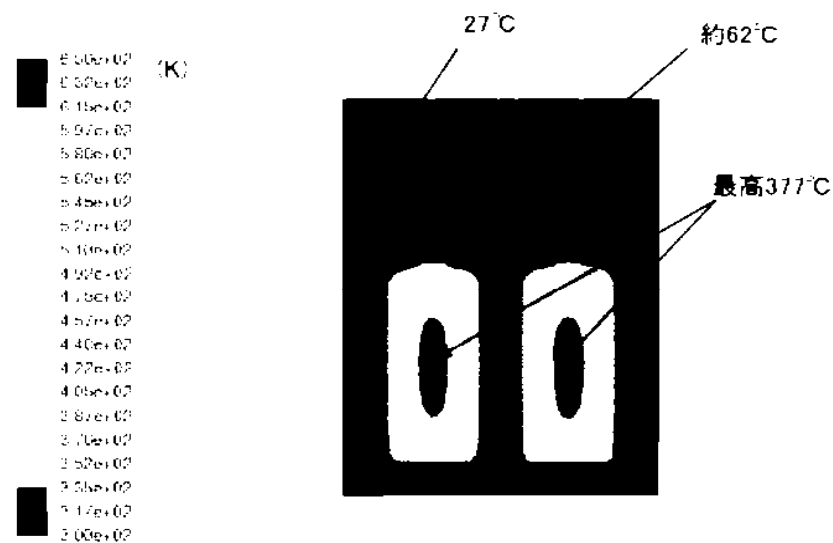


図 2 ボックスカルパート内のセシウム吸着装置吸着塔の温度分布

3. 第二セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

3.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度の最高温度について評価を行う。

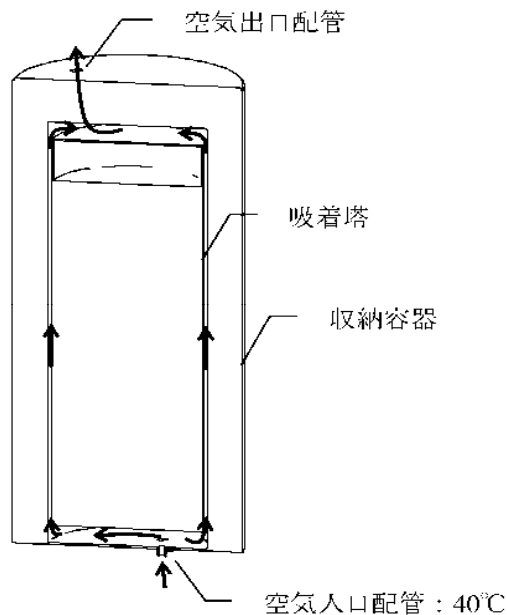
第二セシウム吸着装置の吸着塔は使用済セシウム吸着塔一時保管施設では図－3に示すように鉛遮へい体を含む収納容器内に保管される。収納容器上下には配管があり、内部空気温度が上昇して対流が発生することで外気が入口配管から流入し、吸着塔側面で上昇流となり、出口配管から流出する。これにより吸着塔は空気の自然通風で除熱される。また、収納容器外表面は空気の自然対流で除熱される。

吸着塔の温度は、セシウム吸着 (6×10^{13} Bq/塔) による発熱量、外気温度を 40°C と仮定し、STAR-CD Ver4.08 を用いて三次元解析により求めた。

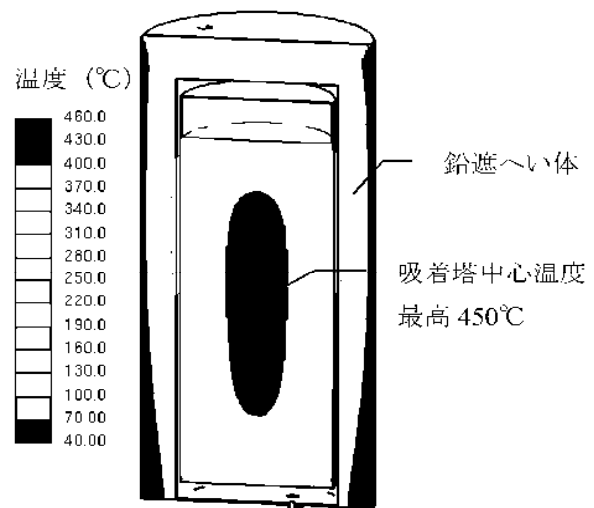
3.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は 450°C と評価された。計算による温度分布を図－4に示す。

そのため、吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は 600°C 程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛の遮へい性能に影響を与えるものではない。



図－3 吸着塔と収納容器隙間の自然通風空気の流れ



図－4 三次元解析による第二セシウム吸着装置吸着塔の温度分布

廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価

廃スラッジ貯蔵施設に貯蔵されるスラッジの崩壊熱については、これまでの水処理設備の運転実績を踏まえて、セシウム吸着装置・凝集沈殿除染装置の順列での処理を想定して評価を行った。

別添に示す評価フローに基づいて評価した結果、廃スラッジの発熱密度は表 1 の通りと評価された。

表－ 1 廃スラッジの発熱密度の評価結果

評価項目	評価結果	備考
廃スラッジ量	90 (m ³)	廃スラッジ貯蔵施設内に設置される貯槽 1 基あたりの容量
放射能濃度	3.4×10^8 (Bq/mL)	
発熱密度	3.8×10^{-5} (W/mL)	

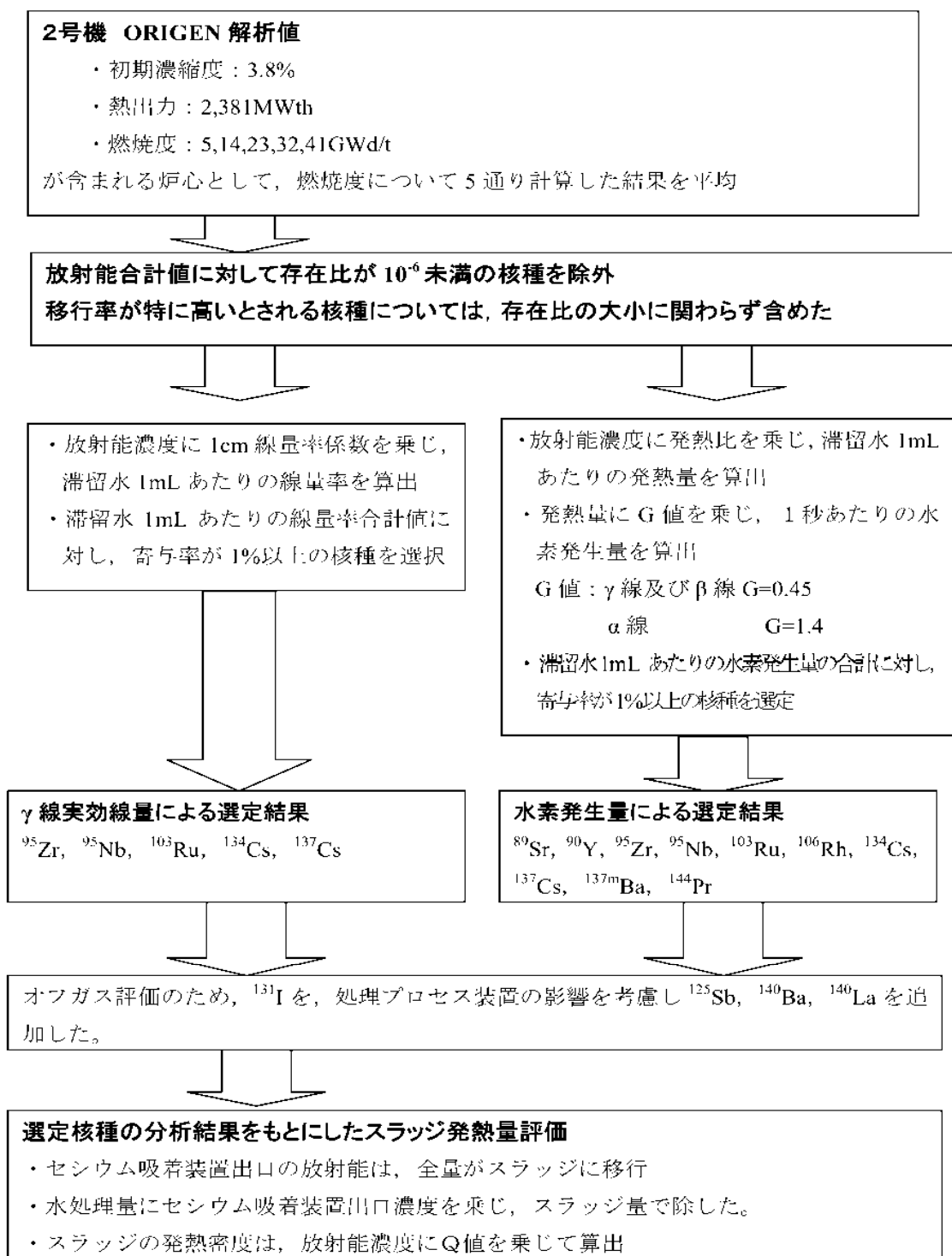
この発熱密度を踏まえて崩壊熱量を算出し、貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱量と崩壊熱量が平衡に達する温度を評価した。その結果を表 2 に示す。

表 2 崩壊熱量と放熱量が平衡となる貯槽温度の評価結果（貯槽 1 基あたり）

評価項目	評価結果	備考
発熱密度	3.8×10^{-5} (W/mL)	
貯槽容量	90 (m ³)	
崩壊熱量	3.42 (kW)	
放熱面積	100 (m ²)	
熱伝達係数	5.46 (W/ m ² K)	自然対流による熱伝達とふく射による熱伝達から算出
雰囲気温度	40 (°C)	機器発熱等を考慮した夏季のセル給気温度に対応するセル排気温度より設定
崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度	46.3 (°C)	

以上の結果から、崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度は雰囲気温度より数℃程度の上昇で平衡になると評価され、廃スラッジから発生する崩壊熱は自然放熱（貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱）で除去することができるものと確認された。

以 上



図ー 1 スラッジ崩壊熱算定の流れ

廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計

廃スラッジ一時保管施設に保管される廃スラッジから放出される放射線について建屋外表面で 1mSv/h 以下となるよう建屋要求壁厚を評価する。

1. 評価条件

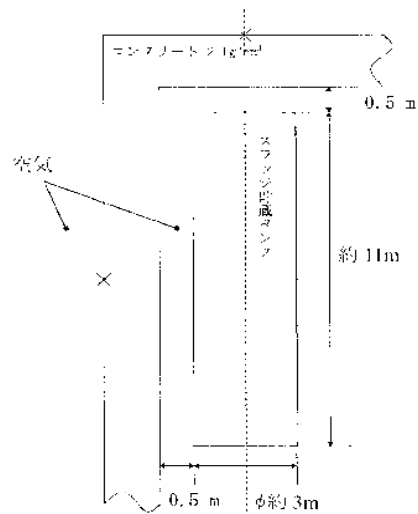
評価にあつては、発生する廃スラッジの元となる廃水に対して、ORIGEN 計算値をもとに想定される組成を求め、核種ごとに線実効線量率に対する比率を算出し、寄与率の高いものを評価対象核種として選定した。選定された核種及び放射能濃度、線源強度は表 1 に示す通り。遮へい体はコンクリートであり、その密度は 2.1g/cm^3 とした。

評価モデルは、 90m^3 のスラッジ貯槽を円柱で模擬し、線源となるスラッジ貯槽と建屋壁との距離を保守的に 50cm とした (図－1)。

また、スラッジ貯槽のほかにスラッジが内包される機器として移送配管が建屋内にあるため、その配管を対象とした評価も行う。建屋内の配管の口径はいくつかの種類があることから、線源として保守的になるよう 100A 配管で 1m 長さとし、配管と建屋壁との距離を保守的に 10cm とした (図－2)。

表－1 選定された核種及び放射能濃度、線源強度

核種	^{89}Sr , ^{90}Y , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{103}Ru , ^{106}Rh , ^{125}Sb , ^{132}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{137m}Ba , ^{140}Ba , ^{140}La , ^{141}Pr
上澄液放射能濃度 (合計)	$5.4 \times 10^{-1} \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$
スラッジ放射能濃度 (合計)	$1.1 \times 10^0 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$
上澄液線源強度 (合計)	$1.2 \times 10^{-3} \text{ (MeV/sec)}$
スラッジ線源強度 (合計)	$7.0 \times 10^{-8} \text{ (MeV/sec)}$



図ー 1 スラッジ一時保管施設 建屋外壁評価モデル

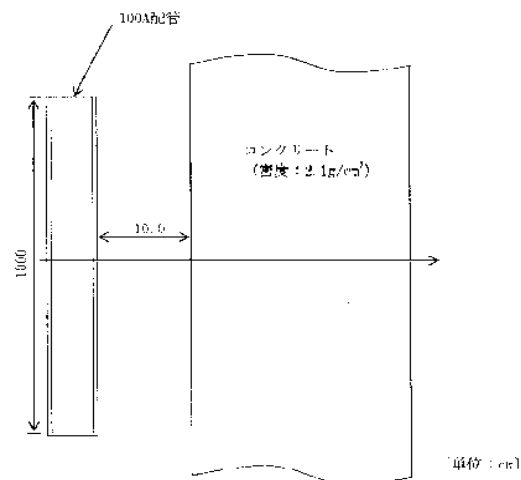


図 2 配管遮へい評価モデル

2. 評価結果

上記の条件を踏まえて評価した結果、貯槽 1 基に対して壁外表面の線量率が 1.0mSv/h 以下を満足する壁厚は径方向・軸方向ともに 85cm であるが、実際には複数の貯槽が並ぶことから、余裕を考慮して必要な壁厚を 100cm と評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図 3、 4 に示す。

また、配管に対する遮へいについては、壁外表面の線量率が 1.0mSv/h 以下を満足する壁厚は 70cm であるが、保守的な評価として複数の移送配管内にスラッジが移送されることを考慮して必要な壁厚を 80cm と評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図ー 5 に示す。

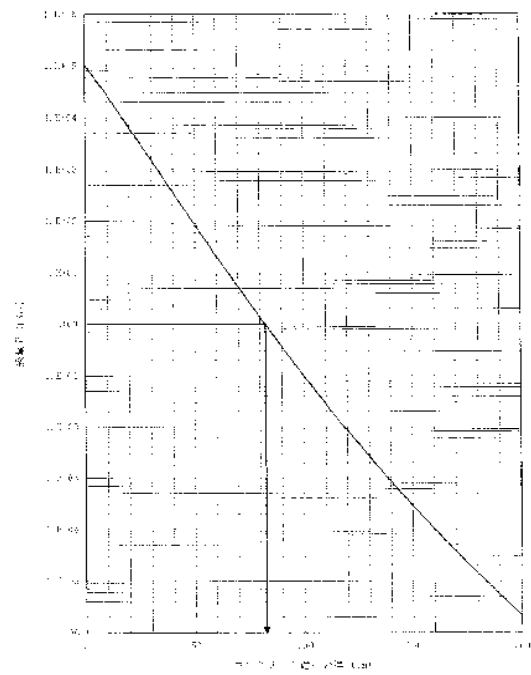


図 3 スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（径方向）

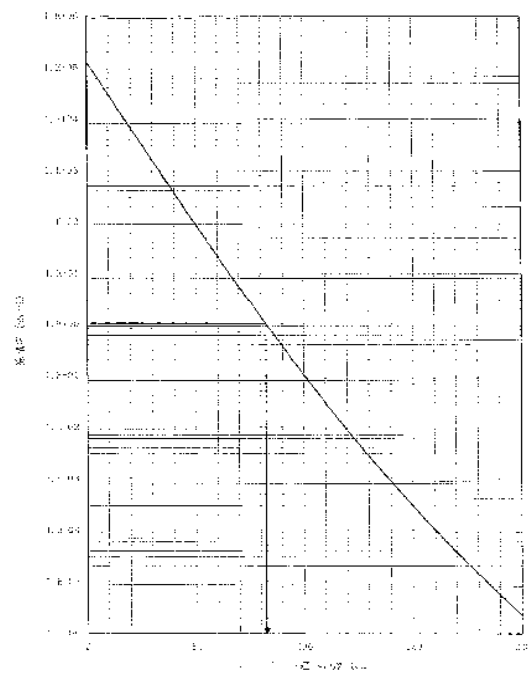
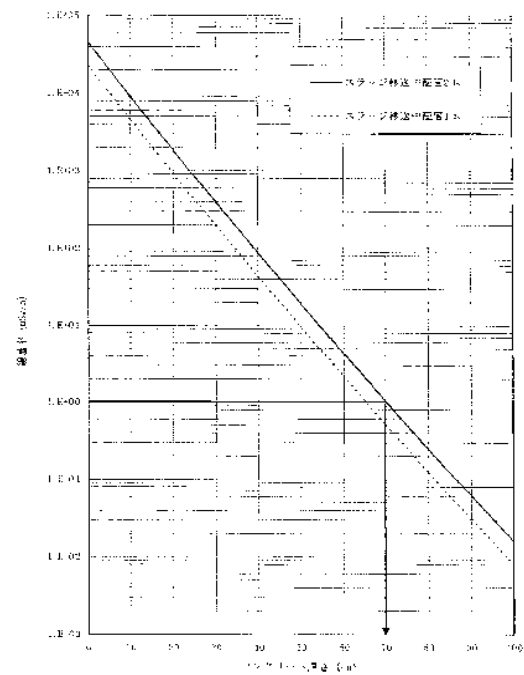


図 4 スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（軸方向）



図ー5 配管周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係

以 上

汚染水処理設備等の工事計画及び工程について

高レベル汚染水処理設備、貯留設備、使用済セシウム吸着塔保管施設、及び廃スラッジ貯蔵施設等は、高レベルの放射性物質を扱うため設備の信頼性向上及び敷地境界線量の低減を目的とした以下の工事について計画し、実施する。

1 設備の現状及び工事の概要

1.1 淡水化装置移送ラインのポリエチレン管化

淡水化装置移送ラインの信頼性向上のため、移送ラインを耐圧ホースからポリエチレン管に取替を行う。現状、主要系統の配管については耐圧ホースからポリエチレン管へ取替済みであり、今後淡水化装置及びポンプ等の機器周り耐圧ホースについて、ポリエチレン管等の信頼性の高い設備への取替を行う。

1.2 タンク増設

汚染水処理設備、多核種除去設備の稼動に合せ、淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）からの淡水、廃水、並びに多核種除去設備の処理済水を貯蔵する中低濃度タンクの設置を行う。今後は必要となる容量を確認しながら逆浸透膜装置の廃水を貯留する RO 濃縮水貯槽及び多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水貯槽について追加設置する。貯蔵容量は地下水の流入抑制策を取ったとしても一定程度増加する汚染水を十分に貯蔵できるよう、平成 25 年 10 月を日途に約 44 万 m³、平成 27 年中頃に 70 万 m³、平成 28 年度中に 80 万 m³（今後、具体的に検討）に増設する。なお増設計画は地下水流入状況を見定めつつ、柔軟に見直し、運用していく。設置にあたっては寸法（肉厚）確認※¹、及び耐圧・漏えい確認※²を実施し、構造強度の確認を行う。

※1 肉厚が、構造強度評価にて評価した必要肉厚以上であることを確認する。

※2 タンク満水まで水張った状態で 24 時間以上保持し、変形及び各部からの漏えいが無いことを確認する。

1.3 使用済セシウム吸着塔一時保管施設増設、及び使用済吸着塔の移動

汚染水処理設備の稼動に合せ、放射性物質を吸着させた使用済みの吸着塔を保管する一時保管施設の設置を行う。現状、セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔を貯蔵する第一施設、セシウム吸着装置の使用済み吸着塔及び多核種除去設備の高性能容器を貯蔵する第二施設、セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済み吸着塔及び多核種除去設備の使用済み処理カラムを貯蔵する第四施設が設置済みである。

今後、多核種除去設備の稼動に伴い、多数発生する二次廃棄物を収納する高性能容

器を貯蔵するため第三施設を増設する。また、敷地境界線量の低減のため、敷地中央付近の第四施設に、敷地境界付近の第一施設にあるセシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔を順次移動する。

2 工程

項目	平成25年									平成26年												平成27年		
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
淡水化装置移送ラインのポリエチレン管化							設計・据付																	
タンク増設							平成25年10月を目途に約44万 ^m ³ （貯蔵容量）																	
使用済セシウム吸着塔一時保管施設増設																								
使用済セシウム吸着塔の移動																								

No.1 ろ過水タンクへの逆浸透膜装置廃水の貯留について

1. はじめに

平成 25 年 4 月 5 日に確認された地下貯水槽に貯留している逆浸透膜装置の廃水の漏えいを踏まえ、今後、地下貯水槽は使用しない方針とし、地下貯水槽に貯留している逆浸透膜装置の廃水を地上に設置している鋼製タンクへ移送・貯留する。ただし、逐次設置している逆浸透膜装置の廃水用タンクで地下貯水槽に貯留していた逆浸透膜装置の廃水全てを直ちに受け入れる事は出来ないため、地下貯水槽（No.1）の一部を No.1 ろ過水タンクで貯留する。

No.1 ろ過水タンクは、既設設備だが汚染水を貯留するための設備でないため、1 年以内を目途に別の容器に移送することを前提とし、逆浸透膜装置の廃水を貯留する場合の適合性を評価した結果を以下に示す。

2. ろ過水タンクの仕様等

容量：8,000m³/基

基数：2 基

寸法：タンク内径φ24.8m×タンク高さ 18.1m（最高液面高さ 16.6m）

肉厚：7mm（最上段）～18mm（最下段）

材料：SS400 等（内面塗装有り）

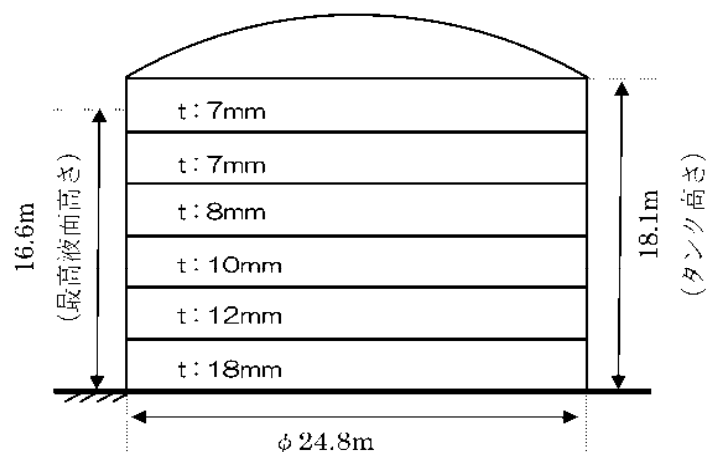
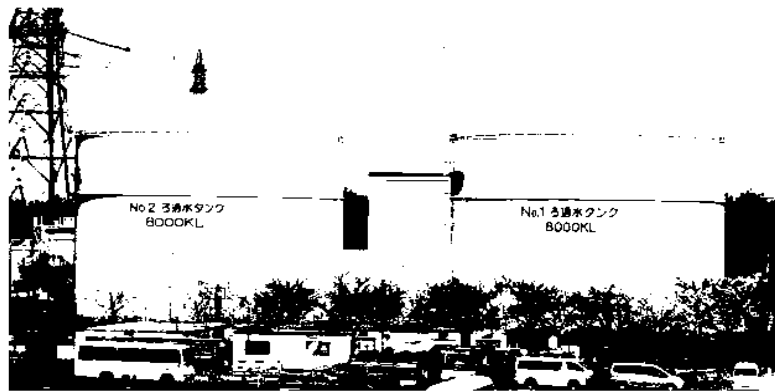


図 1 ろ過水タンク概要（1／2）



図－１ ろ過水タンク概要（２／２）

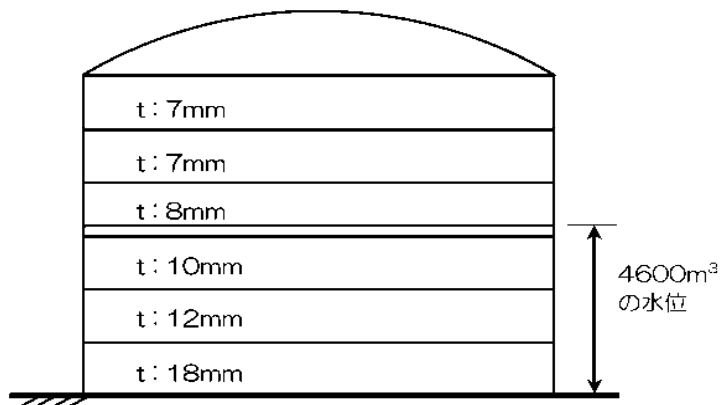
3. 逆浸透膜装置の廃水を貯留する場合の適合性評価等

(1) 逆浸透膜装置の廃水の貯留量

ろ過水タンクは、炉注水の非常用水源であり保安規定において、No.1 ろ過水タンク、No.2 ろ過水タンクいずれか 1 基の保有水量として 916m^3 以上を要求している。

そのため、逆浸透膜装置の廃水の貯留は No.1 ろ過水タンクのみとする（No.2 ろ過水タンクは炉注水の非常用水源として継続使用）。

また、東北地方太平洋沖地震の際、当該タンクに破損、漏えいは発生していないが、側板の一部に変形が認められたため、座屈強度の低下を考慮し 70%貯水制限（ $5,600\text{m}^3$ ）を設けてタンクを使用してきた（別添 1 参照）。そのため、逆浸透膜装置の廃水を貯留する場合にも当該貯水制限を適用し、下記(2)を踏まえ、貯留する逆浸透膜装置の廃水の量を $4,600\text{m}^3$ とする。



図－２ 貯留水位イメージ

(2) 構造強度・耐震性

a. 板厚評価

ろ過水タンクは、本来ろ過水を貯留するため、発電用原子力設備規格 設計・建設規格に準拠して設計されていない。

今回、逆浸透膜装置の廃水を貯留することから、設計・建設規格への適合性を評価するため、設計・建設規格での胴の板厚評価を実施した。

その結果、設計・建設規格の要求に適合していることを確認した（表－1 参照）。

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

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

表 1 No.1 ろ過水タンク 板厚評価結果

評価部位	必要肉厚 [mm]	実厚 [mm]
板厚（最下段）	17	18
板厚（下から 4 段目）	6 ^{※1}	8

※1 上式の計算結果に比べて、胴の内径の区分(m)（16 を超え 35 以下）に対する胴の必要厚さ 6mm の方が大きいいため

b. 耐震性評価

逆浸透膜装置の廃水を貯留するため、B クラス機器を想定して転倒評価を実施した。

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを比較した結果、転倒しないことを確認した（表 2 参照）。なお、S クラスに適用する水平震度 0.72 においても転倒は発生しない。

地震による転倒モーメント: $M_1 \text{ [N} \cdot \text{m]} = m \times g \times C_H \times H$ 自重による安定モーメント: $M_2 \text{ [N} \cdot \text{m]} = m \times g \times L$

m: 機器質量 H: 据付面から重心までの距離
L: 転倒支点から重心までの距離
C_H: 水平震度

表 2 No.1 ろ過水タンク 転倒評価結果

水平震度	転倒モーメント M ₁ [kN・m]	安定モーメント M ₂ [kN・m]
0.36	9.4×10 ⁴	6.1×10 ⁵

また、逆浸透膜装置の廃水を貯留することを考慮し、地震発生時のタンク内包水のスロッシング評価を実施した。

容器構造設計指針（日本建築学会）を参考にスロッシング波高の評価を行った結果、スロッシング時のタンク内の液位はろ過水タンク高さ以下であることを確認した（表－3 参照）。

表ー3 No.1 ろ過水タンク スロッシング評価

スロッシング波高 [m]	スロッシング時液位 [m]	タンク高さ [m]
3.1	12.7※1	18.1

※1 4600m³貯留時の液位 9.6m にスロッシング波高を加えたもの

(3) No.1 ろ過水タンクの点検結果及び処置・対策等

a. No.1 ろ過水タンクの点検結果

No.1 ろ過水タンクの水抜きを行い、内部点検を実施した。その結果を別添 2 に示す。

底板、側板に塗装の剥離、浮きが確認され、底板には変形が認められた。また、予備ノズルフランジには腐食が確認された。

b. 処置・対策

No.1 ろ過水タンクの内部点検結果を踏まえ、ろ過水タンクへの逆浸透膜装置の廃水の受け入れにあたり、以下の対応を実施する。

- 塗装の損傷箇所（底板及び側板の一部）は、塗装の除去、手入れを行い、鉄粉が配合されたエポキシ系の金属用補修剤を塗布する。実施結果を別添 3 に示す。なお、側板の高所に存在する塗装剥離部は現状維持とするが、c.に示す当該部の肉厚測定評価より問題ない。
- フランジの補修箇所は、フランジ面の手入れを行い、漏えい確認を実施した後、金属用補修剤による漏えい防止措置を施す。
- 底板の変形が材料強度に及ぼす影響について評価した結果、ひずみ量は僅かであり問題ないことを確認した（別添 4 参照）。

c. 貯留時の腐食に対する評価

金属の腐食の腐食形態は、一般的に下記の 8 種類に分類される。

- ① 全面腐食
- ② 孔食
- ③ すき間腐食
- ④ 粒界腐食
- ⑤ 応力腐食割れ
- ⑥ 電位差腐食（ガルバニック腐食）
- ⑦ 流動腐食
- ⑧ 酸化及び高温腐食

上記のうち、今回のろ過水タンク内の構造・環境を考慮した場合、発生する腐食として主として考えられるのは、孔食及びすき間腐食である。

ここで、全面腐食であれば、環境等からおおよその腐食速度を想定できるのであるが、孔食等の場合は、腐食面積が小さく、深さ方向に速く腐食が進むため、腐食速度を想定するのが難しい。

そこで、今回実施したろ過水タンク内面補修時の除去深さデータから想定される腐食速度は、別添 5 に示すように、 $0.32\text{mm}/\text{年}$ となり、側板を貫通するまで最短で 18 年となる。底板の場合には $0.37\text{mm}/\text{年}$ となり、貫通するまで 18 年となる。この腐食速度の想定は、全面腐食の場合、海水と淡水の腐食速度に有意な差が見られないことに基づいている。

一方、No.1 ろ過水タンクで貯留した逆浸透膜装置の廃水は 1 年以内を目途に別の容器に移送することを計画しており、腐食により No.1 ろ過水タンクからの逆浸透膜装置の廃水の漏えいが発生する可能性は極めて少ないと考えている。

(4) その他考慮事項

a. 漏えい発生防止、検知・監視及び漏えい発生時の評価

(a) 漏えい発生防止

ろ過水タンクの腐食対策は、管台部分も含めて、全面に防食塗装（タールエポキシ）を施し、孔食及びすき間腐食を防止する。また、フランジ部は、閉止板の面積相当の全面ガスケットとし、シール面にシール剤（ガスケットペースト）を塗布することにより、漏えい及びすき間腐食を防止する。

また、床面やフランジ補修等に用いた金属用補修剤は、鉄粉が配合されたエポキシ系の補修剤で一般に金属材質設備機器の肉盛り、穴埋め等に使用されるものである。

上記に加え、更なる漏えいの発生防止のため、取水用の取り出し口に閉止フランジを取り付けるとともに、漏えいがないことを確認した後、フランジ部に金属用補修剤を塗布する。

(b) 漏えいの検知・監視

ろ過水タンクは溶接構造であり漏えいの可能性は低いですが、万一の漏えいを考慮し、ろ過水タンク周囲の堰等を設置する（図-3、表-4 参照）。

堰は、雨水の排水を考慮して排水弁を設置し、常時開とする運用とするが、漏えいが確認された場合に閉じる運用とする。

漏えいの検知方法は、水位計の計器精度が 0.5% 程度であることから、水位計による水位の常時監視に加えて、ろ過水タンク外周面近傍に約 120° 間隔で 3 台の監視カメラを設置し、また 3 台の線量計を設置し、監視カメラによるタンク基礎部の確認及び線量計による雰囲気線量の変化を重要免震棟及びシールド中央操作室にて連続監視することにより、漏えいの有無を監視するとともに、1 日に 1 回以上の巡視点検を実施する。また、円周基礎部に設置された雨水排水孔（円周 4 方向：計 4 箇所）のドレン水について、ドレン水の発生状況を考慮し、適宜サンプリングを実施し、塩分、全 β の濃度を測定する。

水位計及び線量計に有意な変化が確認された場合は、現場にて β 線等を直接測定し、事前に測定した逆浸透膜装置の廃水の線量値と比較することにより、漏えいの判断を行う。線量計の有意な変化等を確認後、現場での直接確認、漏えいの判断までに要する時間は最大でも 30 分程度と想定している。

また、雨水排水孔ドレン水の分析結果において、塩分、全 β の有意な検出がされた場合も、事前に測定した逆浸透膜装置の廃水の線量値と比較することにより、漏えいの判断を行う。

上記の漏えいの検知方法、判断までの想定時間及び、堰による漏えい拡大防止と合わせて、大量の汚染水漏えい発生防止に万全を尽くすこととする。

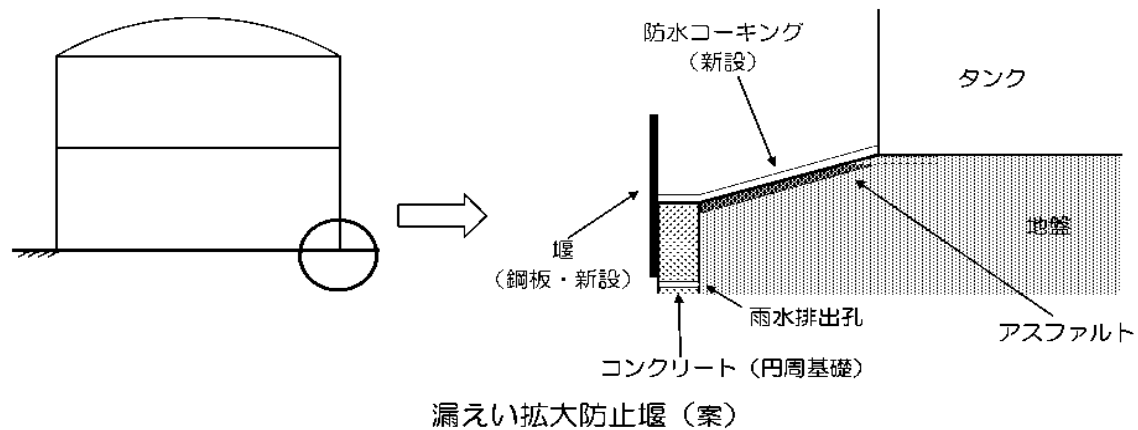


図 3 No.1 ろ過水タンク廻り堰構造概要

表 4 No.1 ろ過水タンク廻り堰 主要仕様

高さ [m]	容量 [m ³]
0.3	38

(c) 漏えい発生時の対応

漏えい発生防止や監視・検知に万全を尽くすが、万一漏えいが発生した場合に備え、緊急で補修できる様に鉄粉が配合されたエポキシ系の金属用補修剤等を確保し、板当て補修等を行い、漏えいを防止する。

また、漏えい水の回収は、少量の漏えいであれば吸水材による回収等を行う。一方、多量の漏えいに対しては、堰内にポンプ、吸引車等を設置して漏えい水を回収し、ろ過水タンクに漏えい水を戻すことで漏えい拡大防止を図る。

b. 地下貯水槽から No.1 ろ過水タンクへの移送時の配慮

地下貯水槽から No.1 ろ過水タンクへの移送ラインは図－4 であり、移送にあたってはこれまでの不具合等を鑑みフランジ部の抜け防止、吸水材による養生、移送ホース設置時の注意喚起、ならびに排水路への流出防止（土のう設置）等の対策を行う。また、No.1 ろ過水タンク移送時には現場で常時監視を行う。

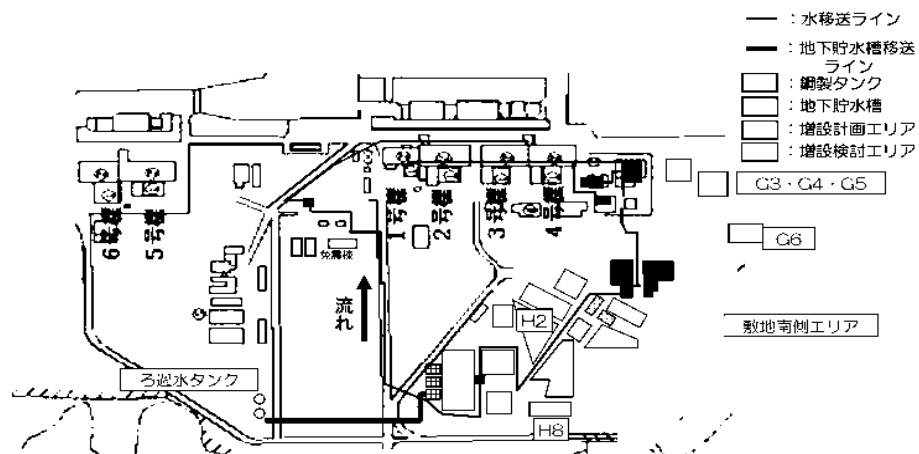


図 4 No.1 ろ過水タンクへの移送ライン概略図

c. No.1 ろ過水タンクへの逆浸透膜装置廃水貯留に伴う被ばく線量への影響

(a) 放射線業務従事者等への被ばくの影響

逆浸透膜装置の廃水を貯留している鋼製タンクの表面線量当量率は、主にストロンチウム 90 の濃度に依存し、 $30 \mu\text{Sv/h} \sim 170 \mu\text{Sv/h}$ となっている（高さ約 1m、タンク表面からの距離約 5cm の位置に測定器を近づけて測定）。

ろ過水タンクに逆浸透膜装置の廃水を貯留した場合でも、タンク表面の線量当量率は鋼製タンクと同様に $100 \mu\text{Sv/h}$ 程度であり、ろ過水タンク周辺で作業する放射線業務従事者等へ過度の放射線被ばくのリスクを及ぼすものではない。なお、不要な被ばくを避けるため、区画及びタンク表面に線量表示を行う。

(b) 敷地境界線量評価への影響

ろ過水タンクに逆浸透膜装置の廃水を貯留した場合の敷地境界線量への影響は、「Ⅲ-3.2.2 線量評価」にて確認する。

(c) 漏えい発生時の対応作業に関する線量評価

漏えい発生時の対応作業による被ばく線量を、過去の漏えい事象発生時の実績から評価する。高濃度汚染水の漏えい事象として、代表的な事例を表 5 に示す。

2012 年の事象における被ばく線量が 2011 年の事象における被ばく線量と比較して低いのは、作業体制の整備が進み、漏えいに対して速やかに対応が取れたこと、及び無駄な被ばくがないよう計画的に作業を実施出来たことによる。

No.1 ろ過水タンクへの水移送に際しても、現場で常時監視を行うなど漏えいの早期検知に万全を尽くす。このため万が一漏えいが発生した場合の漏えい水量、作業員の被ばく線量は上述の 2012 年の漏えい事象に比べて同等以下になると考えられる。

表－５ 高濃度汚染水の漏えい事象例

過去の漏えい事象	発生日	回収量	回収方法	作業員被ばく線量 (最大値)
蒸発濃縮缶装置 からの漏えい	2011/12/4	約 14m ³	水中ポンプ	γ : 0.78mSv β : 5.3mSv
逆浸透膜装置移送 ホースからの漏えい	2012/3/26	約 10m ³	吸引車	γ : 0.14mSv β : 0.9mSv

4. 添付資料

別添 １：No.1 ろ過水タンクの座屈変形評価

別添－２：No.1 ろ過水タンク内部点検結果

別添 ３：No.1 ろ過水タンク内部補修結果

別添－４：ろ過水タンク底板の変形が材料強度に及ぼす影響について

別添 ５：No.1 ろ過水タンク補修未実施箇所の肉厚評価

以 上

No.1 ろ過水タンクの座屈変形評価

No.1 ろ過水タンクは、僅かな象足座屈変形(45mm 程度の膨らみ)があることを確認している。本件に対し、当該タンクの健全性を既往の知見等から以下の通り評価し、貯留量約 5,800m³（水位約 12m）において本震の ZPA 相当加速度 0.7G で座屈を生じない結果となった。

《既往の知見等》

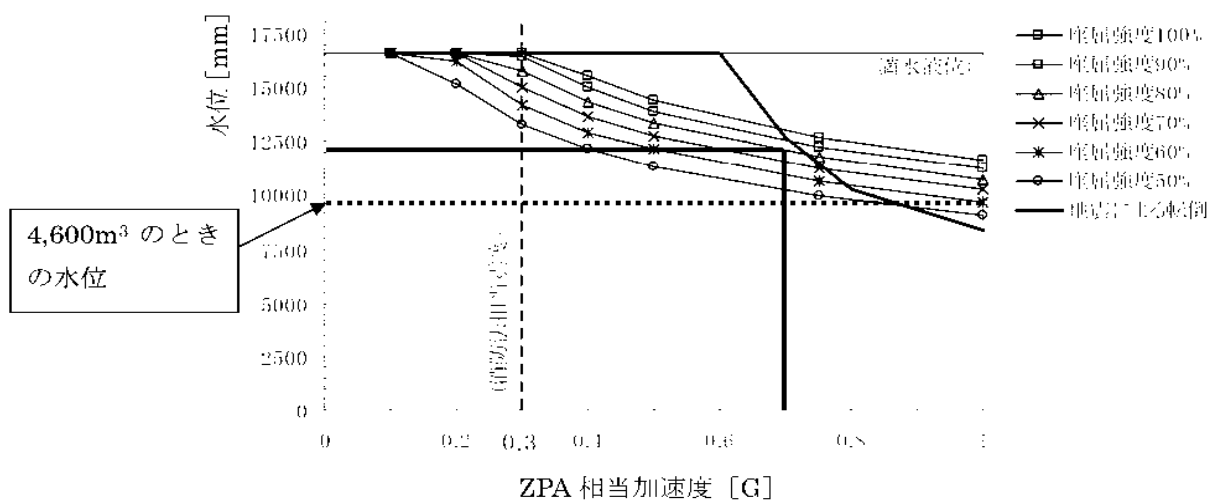
- 座屈強度（≒タンク崩壊強度）において、おおよそ直径の 1%の変形で、元の強度の 90%程度に低下
- 消防法の設計基準を満足するタンクであれば、基準地震動 Ss においても機能維持
- 本震における福島第一原子力発電所の敷地内地表面部の最大加速度（ZPA）は 0.7G 程度

《評価概要》

- 消防法設計加速度により、タンクが健全な状態において、座屈が生じない水位を評価（水位をパラメータとし、設計加速度による側板の圧縮応力=許容座屈応力となる水位を算出）
- 上記評価結果に基づき、座屈等による強度低下（許容座屈応力を 10%刻みで低下）と加速度をパラメータとして座屈が生じない水位を評価
- 使用可能水位を評価する場合、座屈強度の低下量、想定する地震の加速度を設定して、上述で算出された使用可能水位を読み取り

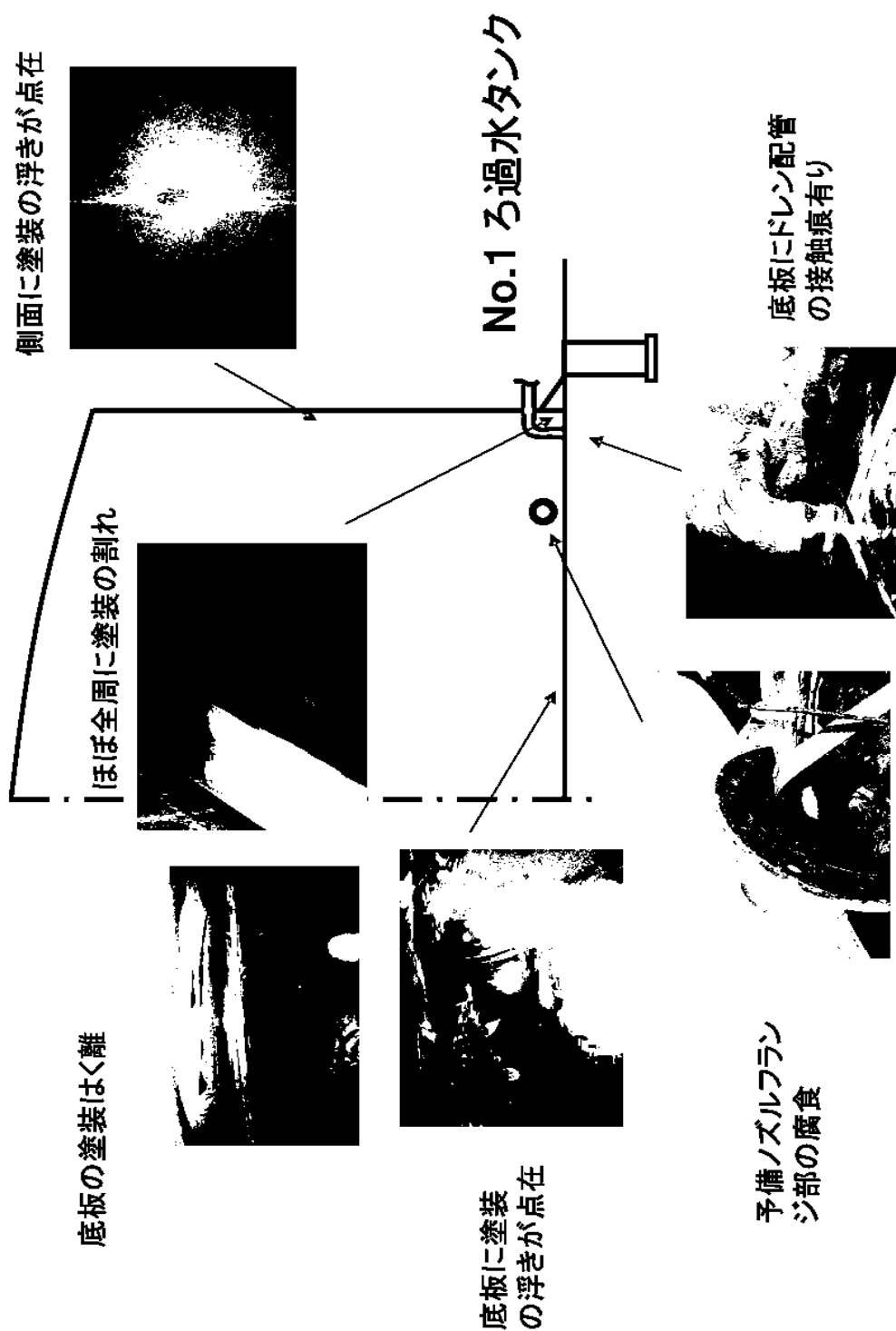
《評価結果》

- 評価条件
 - ZPA 相当震度：0.7G
 - 座屈等による強度低下：座屈によるタンク直径の変化量は 1%よりも十分低い、20%の強度が低下している（座屈強度 80%）と想定
- 評価結果（下図参照）
 - 消防法設計加速度（ZPA 相当加速度：0.3G）では、タンクが健全な状態においては満水でも座屈を生じない
 - 地震発生時の水位（ほぼ満水状態）では、本震の ZPA 相当加速度 0.7G において、座屈を生じる恐れ有り
 - 座屈により 20%の強度が低下している場合（座屈強度 80%）においても、貯留量約 5,800m³（水位約 12m）であれば本震の ZPA 相当加速度 0.7G で座屈を生じない。

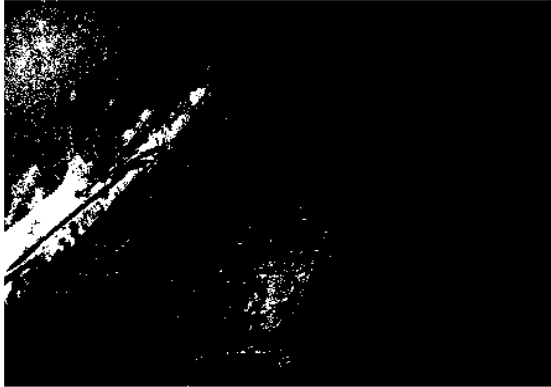


以 上

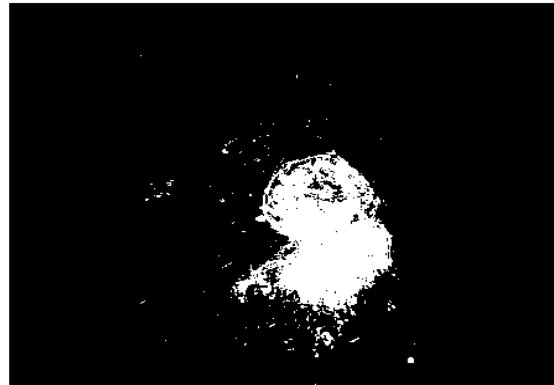
No.1 ろ過水タンク 内部点検結果



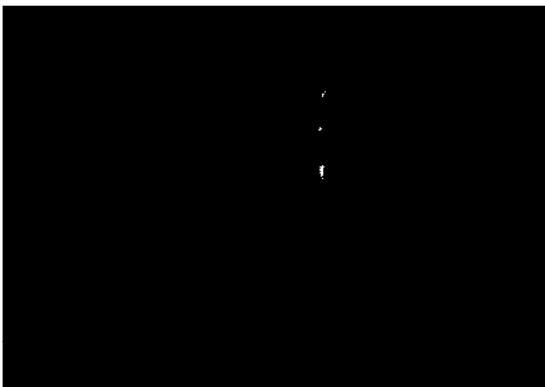
No. 1 ろ過水タンク内部補修結果



底板



底板



側板



底板ドレン配管近傍

ろ過水タンク底板の変形が材料強度に及ぼす影響について

1. ろ過水タンク底板鉛直方向変位の測定

図 1 に示すろ過水タンク底板の半径方向の経路上で、基準点（タンク中心）に対する鉛直方向変位の測定を実施した結果を図 2 に示す。

タンク底板は、図 2 中に赤の破線で示すような、中心から外周に向かって 1/120 のドリ勾配を持つ基礎の上に設置されているが、実測結果は、中心から約 11m の範囲は概ね水平であり、11m 以上外周側の範囲で、基準点からの鉛直方向変位が拡大するという傾向が、いずれの方角に対して確認された。

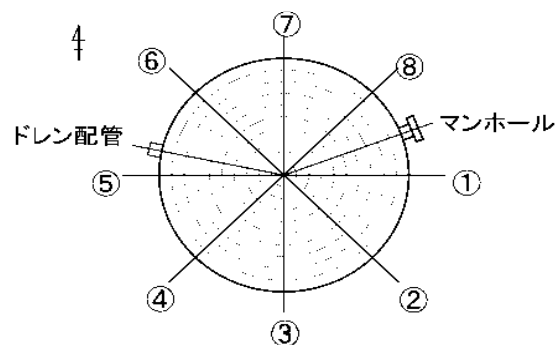


図 1 ろ過水タンク底板鉛直方向変位の測定経路

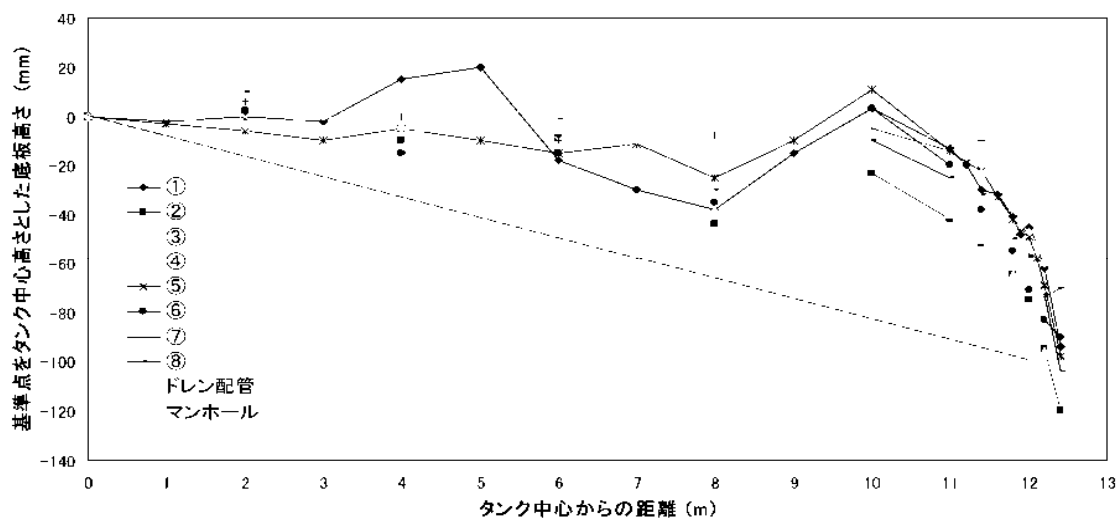


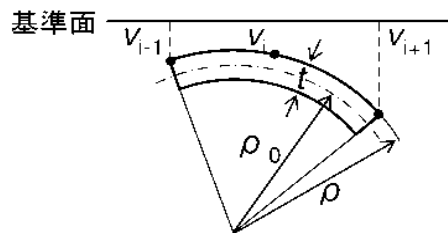
図 2 ろ過水タンク底板鉛直方向変位の測定結果

2. ろ過水タンク底板の残留ひずみの評価

図 2 の測定結果に基づき、底板上面での残留ひずみの評価を実施した。残留ひずみは、図 3 に示すように、基準点からの鉛直方向距離の隣り合う 3 点での測定値 v_{i-1} 、 v_i 、 v_{i+1} を通る円弧

の曲率半径 ρ から式 1 を用いて算出した。ここで、タンク底板の板厚には、全域に対してアニュラ板の 12mm を用いた。

$$\text{残留ひずみ: } \varepsilon = \frac{\rho - \rho_0}{\rho} \quad \dots (1)$$



v_i : 底板各点の基準面からの垂直方向距離測定値
 ρ : 底板上面の曲率半径
 (隣り合う3測定点を通る円弧の曲率)
 ρ_0 : 曲げの中立軸の曲率半径 ($\rho_0 = \rho - t$)
 ※ 板厚 t には、アニュラ板の値 12mm を用いた

図 3 ろ過水タンク底板鉛直方向変位に基づくひずみの評価方法

ひずみ評価値の半径方向分布を図 4 に、各半径方向における最大のひずみ評価値を図 5 に示す。いずれの方向においても外周部（中心からの距離が 11m 以上の範囲）でひずみが高くなる傾向を示した。

評価されたひずみは、ドレン配管方向の最外周近傍で最大 0.8%，①および④方向の最外周近傍で 0.6%，0.7% を示したが、それ以外では概ね 0.5% 以下となった。

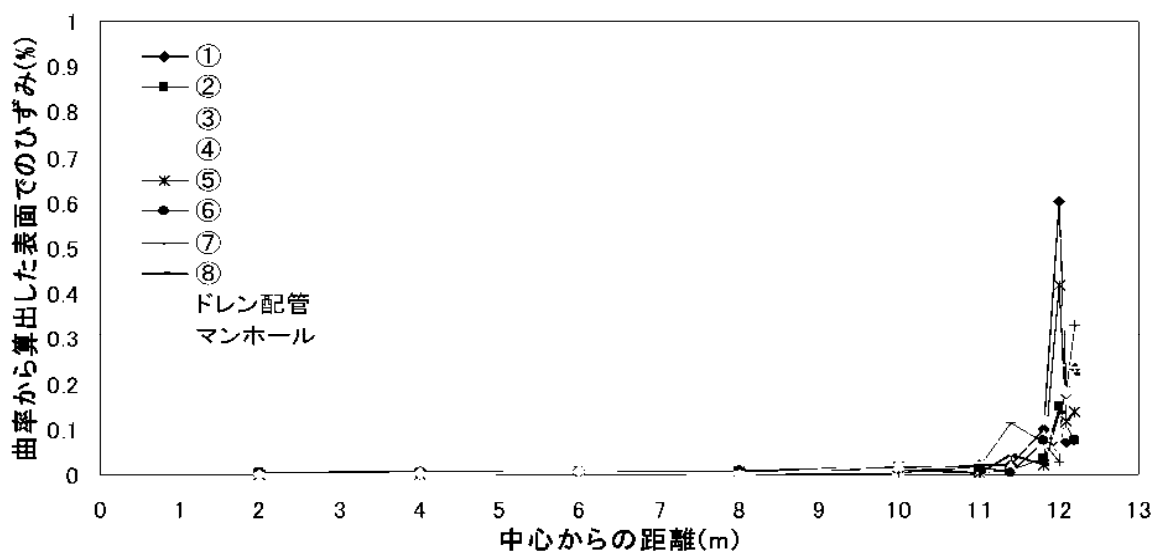


図 4 ろ過水タンク底板上面のひずみの評価結果

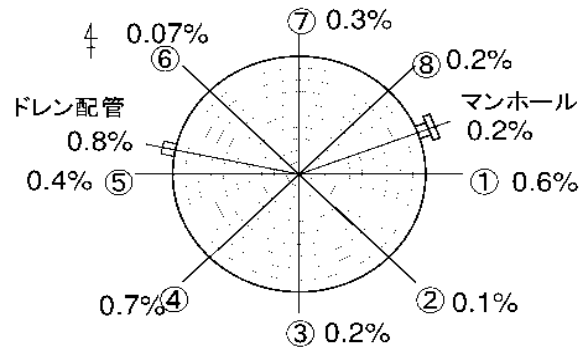


図4 ろ過水タンク底板上面のひずみの評価結果の各評価経路内の最大値

3. 残留ひずみ評価値に基づくタンク材料特性への影響評価

炭素鋼の強度特性に及ぼすひずみの影響を評価した過去の知見から、±8%の繰返し予ひずみや、10%程度の静的予ひずみを付与した場合、引張強さの増加と、極わずかな破断延性の低下が生じること、また疲労強度については、ほとんどの影響が認められないことが知られている。

以上のことから、ろ過水今回タンク底板に発生した1%程度のひずみであれば、材料強度に及ぼす影響はほとんどないと判断され、設計時と同様な手法・データに基づく健全性評価の適用が妥当であると判断される。

以 上

No.1 ろ過水タンク補修未実施箇所の肉厚評価

1 段目の欠陥箇所のうち、床面から補修可能な部位（59 箇所）の腐食の除去深さを実測したところ、最大で 1.88mm となった。

前回の内面点検（平成 18 年度）後、平成 19 年 4 月から腐食が始まり、平成 25 年 4 月までの約 6 年間で腐食が進行したものと仮定すると、腐食速度は $1.88\text{mm}/6\text{年} \approx 0.32\text{mm}/\text{年}$ となる。

側板厚さ設計値から既に 2mm の腐食があると仮定し、さらに $0.32\text{mm}/\text{年}$ で腐食した場合の側板が貫通するまでの期間を評価した結果、下表に示すとおり最短で 18 年となる。

場所	側板厚さ設計値 (mm)	側板厚さ評価値 (mm)	貫通までの期間 (年)
4 段目	8	6	18
3 段目	10	8	25
2 段目	12	10	31
1 段目	18	16	50

なお、底板の腐食部については補修を実施しているが、21 箇所について腐食の除去深さを実測したところ、最大で 2.18mm となった。

上述と同様に約 6 年間で腐食が進行したものと仮定すると、腐食速度は $2.18\text{mm}/6\text{年} \approx 0.37\text{mm}/\text{年}$ となる。

底板厚さ設計値から既に 2.2mm の腐食があると仮定し、さらに $0.37\text{mm}/\text{年}$ で腐食した場合の底板が貫通するまでの期間を評価した結果、下表に示すとおり 18 年となる。

場所	底板厚さ設計値 (mm)	底板厚さ評価値 (mm)	貫通までの期間 (年)
底板	9	6.8	18

2号機及び3号機の海水配管トレンチにおける高濃度汚染水の処理設備

1. はじめに

1, 2号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水において、放射性物質が告示濃度限度（海水中の放射性物質濃度が線量限度等を定める告示に定める周辺監視区域外の濃度限度）を上回る高い濃度で検出されており、港湾内海水中の放射性物質濃度が減少しておらず、地下水の水位等のデータ分析結果から、汚染された地下水が海水に漏えいしているものと推定している。

そのため、高濃度の汚染水（以下、「滞留水」という。）が滞留している2号機及び3号機の海水配管トレンチについて、モバイル式の処理装置及び汚染水処理設備へ滞留水を移送する配管等を設置し、滞留水に含まれる放射性物質濃度の低減を図る。

2. 基本設計

2. 1 設置の目的

2号機及び3号機の海水配管トレンチには、高濃度の汚染水が滞留していることが確認されている。早期に海水配管トレンチ内の滞留水に含まれる放射性物質濃度を低減するため、使用済燃料プールの浄化に用いたモバイル式の処理装置（以下、「モバイル式処理装置」という。）を導入することに加え、汚染水処理設備へ滞留水を移送するための配管等を設置する。

2. 2 設計方針

モバイル式処理装置は、使用済燃料プールの浄化に使用していたもの1基と同仕様のものを新たに1基導入することとしており、海水配管トレンチの処理期間を考慮した設計とする。

（1）放射性物質の漏えい及び管理されない放出の防止

モバイル式処理設備は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には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. 液体状の放射性物質が漏えい防止として、屋外には基本的にポリエチレン管を使用し、設置箇所の状況に応じて耐圧ホースを使用する。

- c. モバイル式処理装置は、漏えい受けパンを設置する。また、漏えい検知器を設置し、一括警報を設置する。

(2) 放射線遮へいに対する考慮

モバイル式処理設備は、放射線業務従事者等の線量を低減する観点から、放射線を適切に遮へいする設計とする。

(3) 崩壊熱除去に対する考慮

モバイル式処理装置は、放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し、必要に応じて崩壊熱を除去できる設計とする。

(4) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

モバイル式処理装置は、水の放射性分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。

2. 3 主要な機器

モバイル式処理設備は、2号機、3号機のそれぞれに設置し、海側トレンチ立坑から汲み上げた滞留水を処理し、山側トレンチ立坑へ移送する。また、2号機タービン建屋に設置されている滞留水移送装置へ接続する配管を設け、海水配管トレンチ内の滞留水をプロセス主建屋、高温焼却炉建屋等への移送を可能とする。

モバイル式処理装置は、1塔の吸着塔により、滞留水に含まれる核種を除去する。吸着材は、除去する核種に応じて変更する場合がある。

また、吸着塔は適切な遮へいを有するものとする。交換した吸着塔は、内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

なお、モバイル式処理設備は、現在詳細設計中であり確定次第、実施計画へ反映する。

3. 1 主要仕様

モバイル式処理設備は、2号機、3号機それぞれに同様の機器を設置する。

(1) 吸着塔

系列数	1 (系列／号機)
-----	-----------

(2) トレンチ水移送ポンプ

台数	1 (台／号機)
----	----------

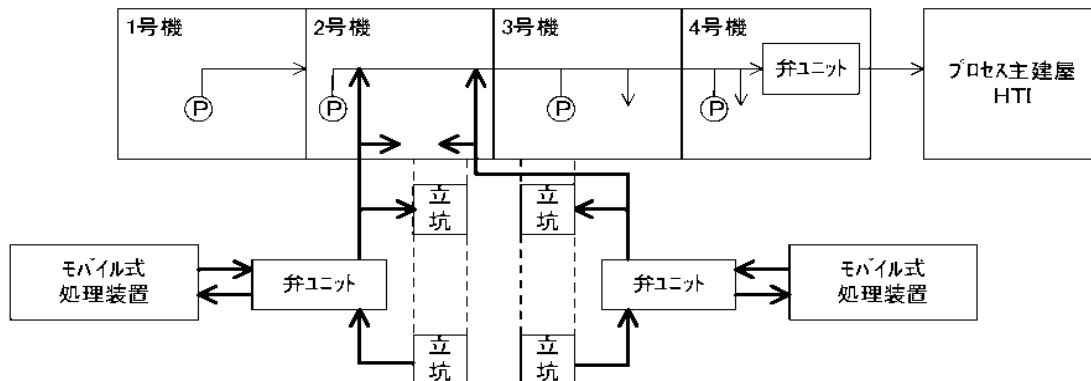


図1 モバイル式処理設備の系統概略図

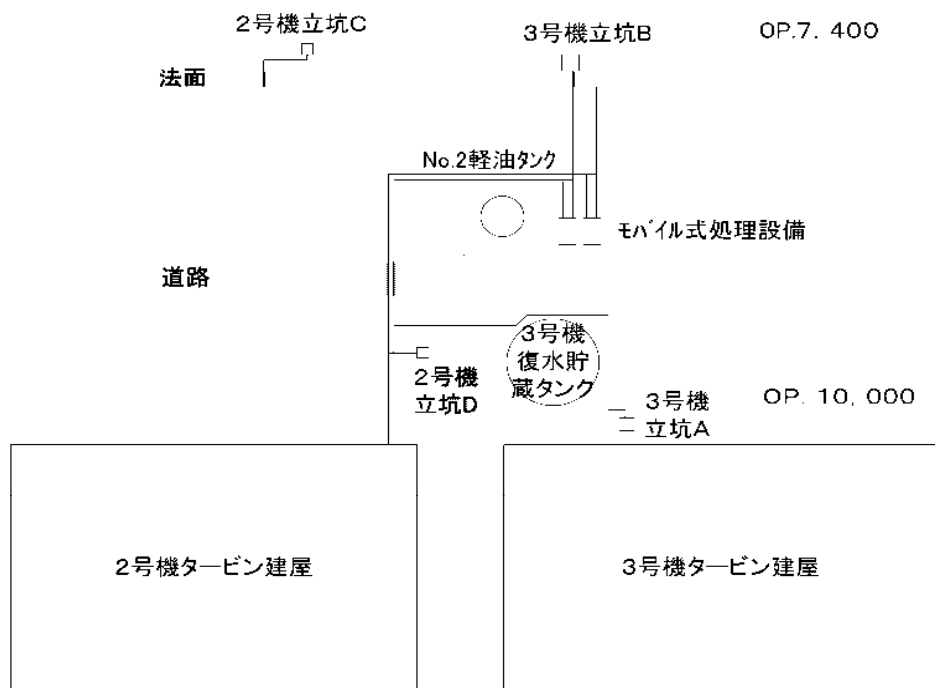


図2 配置概要図

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 基本設計

2.6.1.1 設置の目的

既設 1～4 号機の原子炉建屋、タービン建屋（コントロール建屋及び、2，3 号機海水配管トレンチ・立坑^{※1}を含む）、廃棄物処理建屋には、高レベル放射性汚染水（以下、「滞留水」という。）が滞留している。また、集中廃棄物処理建屋のうち、プロセス主建屋、雑固体廃棄物減容処理建屋（以下、「高温焼却炉建屋」という。）は、1～4 号機のタービン建屋の滞留水を移送するための受け入れ先とするものであることから、各建屋の滞留水の状況を適切に監視し、放射性物質の建屋外への漏えいを防止するための機能を満足する設備とする。

※1：立坑とは、規模の大きな地中構造物のうち、比較的深い（10m 程度）「縦の坑道」をいう。

2.6.1.2 要求される機能

- (1) 建屋等に滞留する滞留水の状況を監視できる機能を有し、建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有すること。
- (2) 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合にも、建屋等の外への漏えいを防止できるよう水位を管理できること。
- (3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有すること。
- (4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有すること。

2.6.1.3 設計方針

- (1) 建屋等の滞留水の状況を監視できる機能を有し、建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有する設計とする。

具体的には、建屋等の滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置する。また、各建屋からの滞留水の漏えいを防止するために、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する必要があること、地下水の水位は、サブドレン水^{※2}の水位により確認していることから、建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

※2：サブドレン水とは、建屋周辺の地下水をいう

(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。

(3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有する設計とする。

具体的には、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、必要に応じて各建屋についてダストサンプリングを実施する。

(4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有する設計とする。

具体的には、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

(5) 必要に応じて、貯留または滞留している滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有する設計とする。

具体的には、滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し水素の滞留のないことを確認する。また、念のため、必要に応じて換気口を設けるなど水素の滞留を抑制する。

(6) 環境条件に対する設計上の考慮は、次の通りとする。

海水による影響については、「Ⅲ.3.1.3.1.2(5) 1～4号機原子炉建屋の点検について及び、同 添付資料-6 コメント回答③」に記載している。

(7) 電源停止に対する設計上の考慮は、次の通りとする。

全電源喪失による水位の遠隔監視機能が喪失の場合でも、これまでの実績から地下水の流入及び原子炉注水による水位の上昇は緩慢なものであり、水位のシミュレーションも可能である。また、交流電源を使用しない別の水位計により電源復旧までの間、手動での水位計測も可能である。以上のことから、漏えい防止の水位監視機能は喪失しないことから、安全上の問題は生じない。

(8) 信頼性に対する設計上の考慮は、次の通りとする。

建屋等の外への漏えいを防止できる機能については、多重性を持たないが、滞留水を

貯留する機能については、1～4号機各建屋の滞留水をプロセス主建屋、高温焼却炉建屋に移送することができ、更に、高濃度滞留水受けタンクにも移送が可能であり、それぞれ独立した設備であることから多重性、独立性を有している。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮は、次の通りとする。

建屋そのものの構造・強度の健全性については、直接的には、水没部が高線量であり確認することは出来ないが、類似箇所からの類推評価や解析により健全性を評価することが可能である。

また、建屋の滞留水を貯留する能力については、滞留水の水位制御により担保されていることから、水位が規定の値に制御されていることにより能力が保たれていることを確認することが可能である。また、建屋周囲のサブドレン水の放射能濃度を計測することにより、漏えいがないことを確認でき、滞留水の地下水への漏えいのないことを確認可能である。

(10) 建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかかる方針は、次の通りとする。

滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減を図るためには、今後、地下水位を管理し地下水の流入を抑制し滞留水の水位を下げタービン建屋、原子炉建屋、廃棄物処理建屋内にある滞留水を処理する必要がある。このため、地下水バイパス、トレンチ止水等の方策を検討する。

2.6.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 建屋等の外への滞留水の漏えいを防止できる機能を有すること

2.6.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

滞留水を貯留している建屋等は、集中廃棄物処理建屋のうち、滞留水を貯留するプロセス主建屋、高温焼却炉建屋と、滞留水が滞留する1～4号機の原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋で構成する。

各号機の建屋等について設計内容を目標ごとに以下に記載する。

(2) プロセス主建屋

プロセス主建屋に貯留する滞留水は、2号機、3号機及び4号機から滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）で移送され、汚染水処理設備で処理されることにより水位調整を行う。移送については、移送元の1～4号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

プロセス主建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置し、建屋内水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水を実施する。

(b) 外壁、床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として、外壁、床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

(e) サイトバンカ建屋における滞留水の対応について

プロセス主建屋に隣接するサイトバンカ建屋においては、地下に滞留している水に放射能が検出されていることから、プロセス主建屋に貯留する滞留水が両建屋間を繋ぐ階段室を介し流入した可能性は否定できない。

このため、サイトバンカ建屋の滞留水は適宜プロセス主建屋へ移送する。

また、サイトバンカ建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから、プロセス主建屋への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。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また、必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は、チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタを通して排気するものと

する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し、水素の滞留のないことを確認する。また念のため、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として、建屋上部より吸気して排気する局所排風機を設置する。

なお、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については、可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(3) 高温焼却炉建屋

高温焼却炉建屋に貯留する滞留水は、2号機、3号機及び4号機から滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）で移送することにより受け入れ、汚染水処理設備により処理することにより水位調整を行う。移送については、移送元の1～4号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

高温焼却炉建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置し、建屋内水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水工事を実施する。

(b) 外壁、床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として、外壁、床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理する。そのため、建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、

拡散評価を行う。

(e) 隣接する地下通路への滞留水の漏えい対応について

高温焼却炉建屋の滞留水は、隣接する地下通路に漏えいしていることが確認されたが地下通路部の水位の方が高いことから漏えいは抑制されていると考える。念のため、高温焼却炉建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから、高温焼却炉建屋への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。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また、必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は、チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタを通して排気するものとする。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの監視箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し、水素の滞留のないことを確認する。また念のため、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として、建屋上部より吸気して排気する局所排風機を設置する。

なお、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については、可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(4) 1号機

1号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留して

おり、原子炉建屋から上に廃棄物処理建屋を通して2号機廃棄物処理建屋へ流出するとともに、タービン建屋にも流出する場合があると考えられる。1号機タービン建屋の滞留水については、水位状況に応じて1号機廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）を通じて移送することにより2号機タービン建屋に移送する。1号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置した場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、1号機の滞留水が流入する2号機タービン建屋等の水位を、余裕のある水位に維持する。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。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋、廃棄物処理建屋についてダストサンプリングを実施する。

なお、原子炉からの放射性物質の飛散抑制の応急措置的対策のため、原子炉建屋にカバーを設置する。本カバーの設置とともに排気設備を設置し、チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタを通して排気することにより、滞留水に起因する気体

状の放射性物質の環境への放出の低減を図る。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(5) 2号機

2号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり、2号機タービン建屋から3号機タービン建屋または集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）を通じて移送することにより水位調整を行う。移送については、移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。2号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

OP. 4000に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

- b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

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し、滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるOP. 4000 までの余裕を確保する。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。

- c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋、廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

- d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

- e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(6) 3号機

3号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、3／4号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動がある。また、2号機から滞留水移送装置で移送された滞留水が流入する。これらの滞留水は3号機タービン建屋から4号機タービン建屋、3号機または4号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）で移送することにより水位調整を行う。移送については、移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。3号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

- a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

ＯＰ．４０００に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため１～４号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

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し、滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるＯＰ．４０００までの余裕を確保する。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。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋、廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(7) 4号機

4号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、3/4号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり、3号機タービン建屋または4号機タービン建屋から滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）で集中廃棄物処理建屋へ移送することにより水位調整を行う。移送については、移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。4号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

OP. 4000に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため拡散評価を実施する。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

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し、滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるOP. 4000までの余裕を確保する。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。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、必要に応じて

原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

2.6.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波対策は、「Ⅲ.3.1.3.2 津波への対応」に記載している。

(2) 豪雨・台風

豪雨・台風対策は、「Ⅲ.3.1.4.1 台風・豪雨について」に記載している。

(3) 竜巻

竜巻対策は、「Ⅲ.3.1.4.2 竜巻について」に記載している。

(4) 火災

建屋内の各設備においては、設備毎に必要な火災対策を実施している。また、滞留水を貯留・滞留している建屋地下エリアは、火気作業が無いため火災が発生するリスクが低く、仮に火災が発生したとしても、滞留水の貯留機能に影響はないことから、追加の火災対策は不要である。

2.6.1.7 構造強度及び耐震性

(1) プロセス主建屋

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析、点検による確認

プロセス主建屋は耐震Bクラスであり、今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの、弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが、構造物としての健全性が維持されていることについて、地震応答解析、点検により確認を行う。

h. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し、参考に基準地震動 S_s に対して、構造強度を満足することを確認する。

(2) 高温焼却炉建屋

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析、点検による確認

高温焼却炉建屋は耐震 B クラスであり、今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの、弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが、構造物としての健全性が維持されていることについて、地震応答解析、点検により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し、参考に基準地震動 S_s に対して、構造強度を満足することを確認する。

(3) 1～4号機

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析

原子炉建屋は耐震 S クラス、タービン建屋、廃棄物処理建屋は耐震 B クラスであり、今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの、弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが、原子炉建屋とタービン建屋は構造物としての健全性が維持されていることについて、地震応答解析により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し、原子炉建屋について、基準地震動 S_s に対して、構造強度を満足することを確認する。

また、参考に、タービン建屋、廃棄物処理建屋について、基準地震動 S_s に対して、構造強度を満足することを確認する。

2.6.2 添付資料

添付資料 1	系統概略図
添付資料 2	構造強度及び耐震性
添付資料 3	地下水バイパスによる地下水流入量の低減
添付資料 4	プロセス主建屋の貫通部の止水措置
添付資料 5	プロセス主建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
添付資料 6	プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
添付資料 7	高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置

- 添付資料－ 8 高温焼却炉建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
- 添付資料 9 高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
- 添付資料－ 1 0 1 ～ 4 号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価
- 添付資料 1 1 建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかか
かる方針
- 添付資料 1 2 汚染水処理対策委員会で議論された汚染水処理問題の抜本対策
- 添付資料－ 1 3 汚染された地下水の港湾への流出抑制策等について

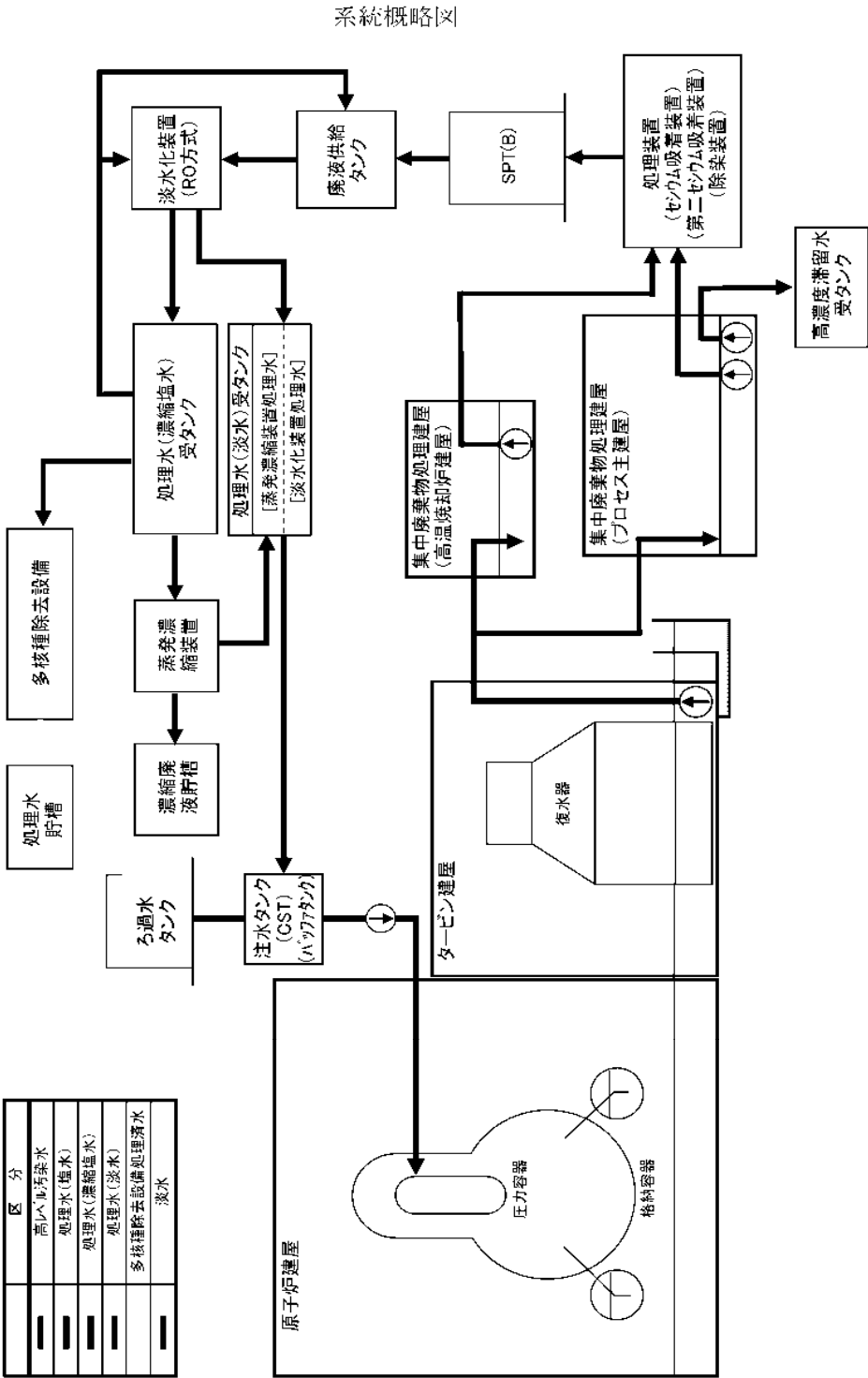
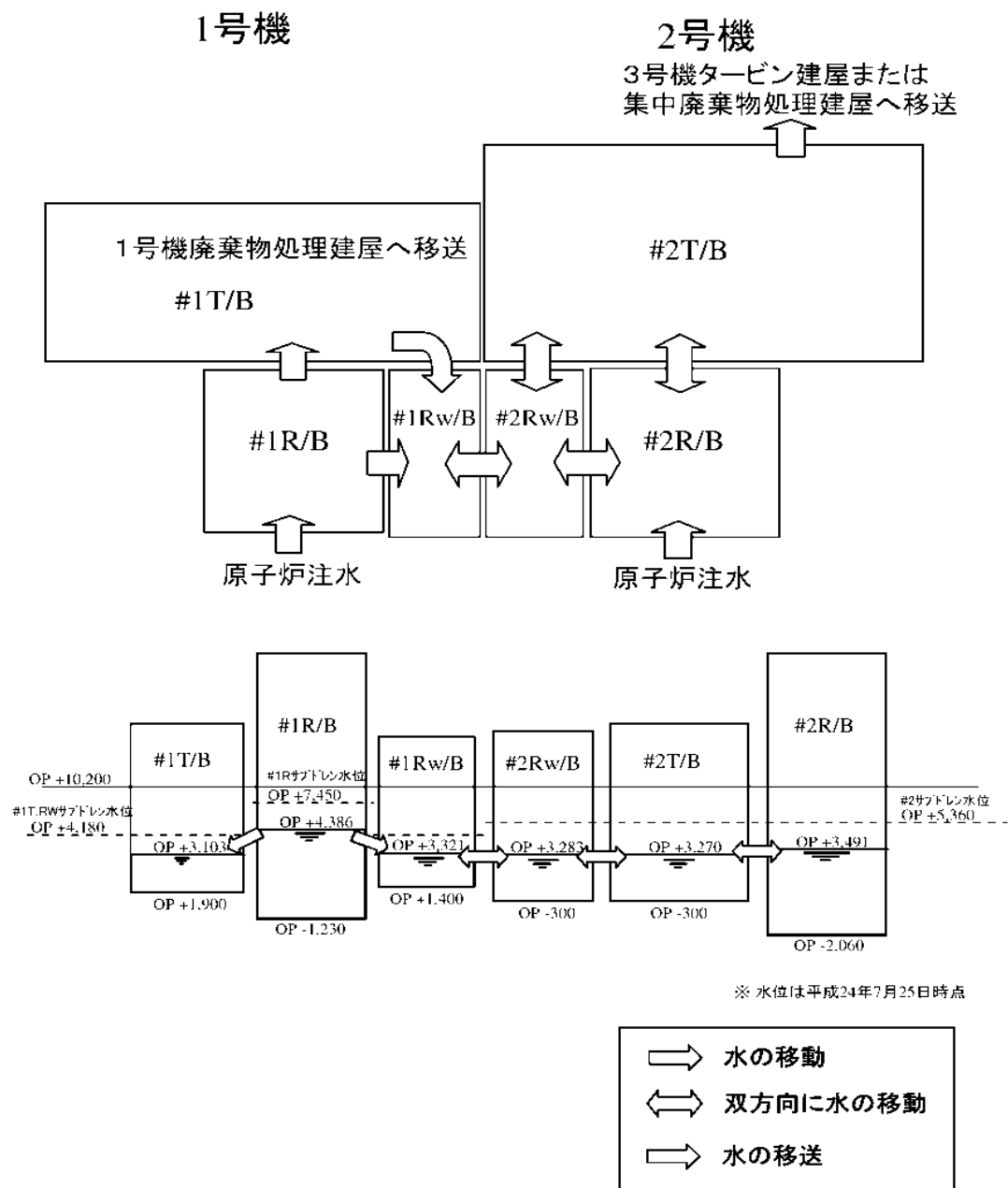
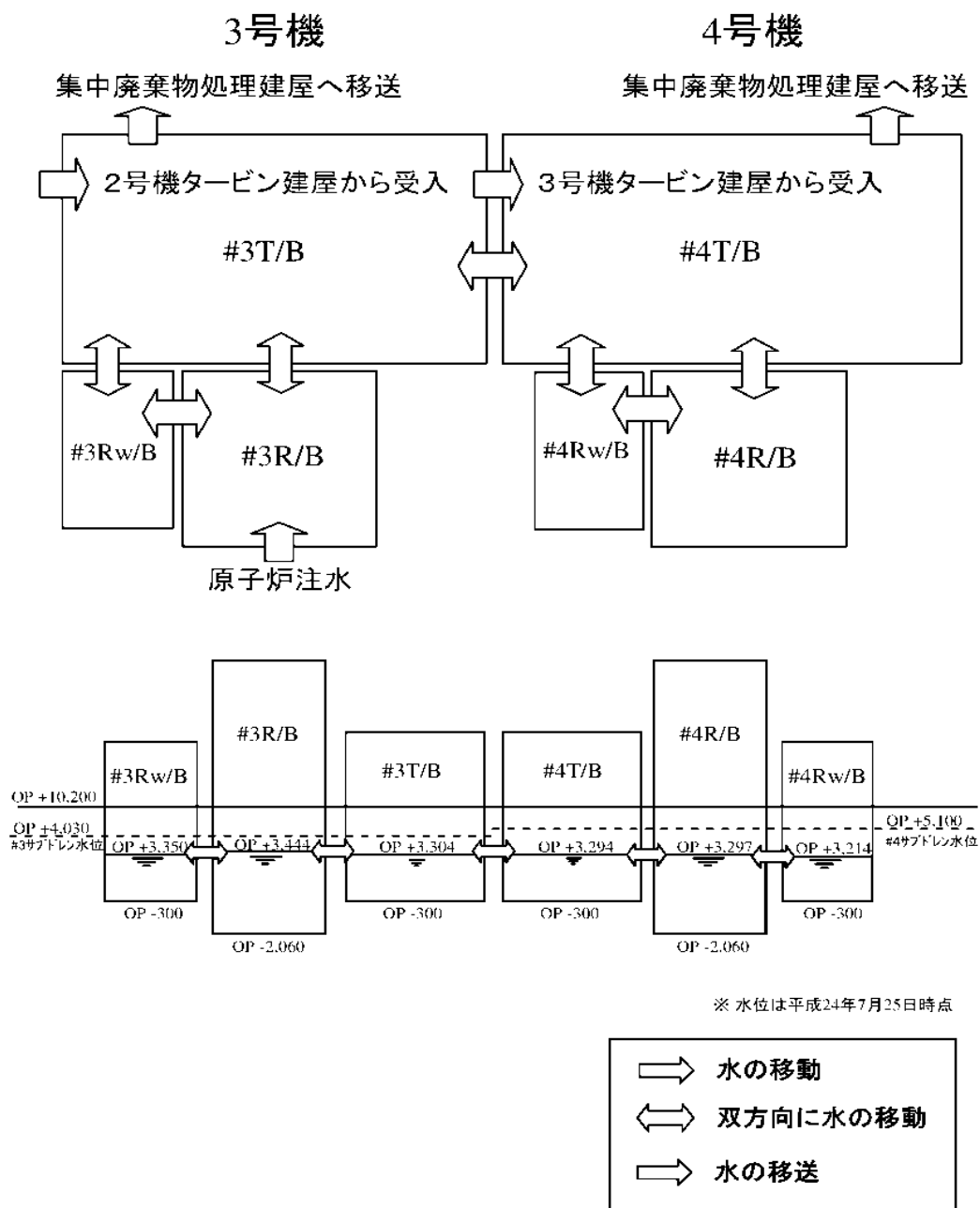


図 1 滞留水移送概念図



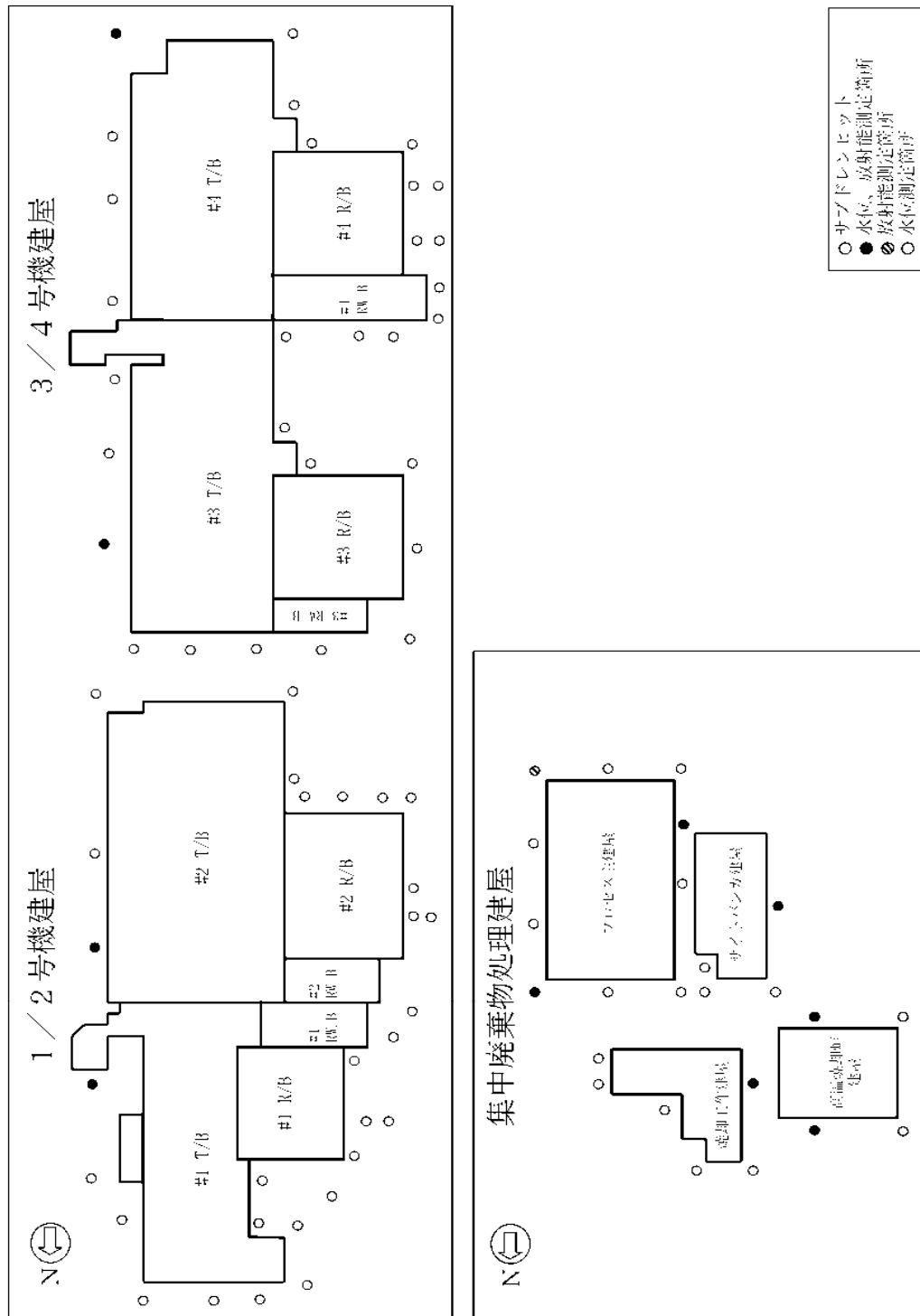
注 #n: n号機, R/B:原子炉建屋, T/B:タービン建屋, Rw/B:廃棄物処理建屋

図2 1／2号機建屋間における滞留水の流れのイメージ



注 #n: n 号機, R/B: 原子炉建屋, T/B: タービン建屋, Rw/B: 廃棄物処理建屋

図3 3 / 4 号機建屋間における滞留水の流れのイメージ



構造強度及び耐震性
(地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価)

1 はじめに

地下に滞留水を貯留する1～4号機原子炉建屋、1～4号機タービン建屋、1～4号機廃棄物処理建屋及び1～4号機コントロール建屋について、地下階に滞留水があることを考慮し、基準地震動 S_s に対し、地下外壁が崩壊しないことを確認する。なお、判定は地下階の耐震壁が終局限界に至らないことを確認する。

1～4号機原子炉建屋について、基準地震動 S_s に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し、地下外壁の耐震安全性を評価する。(4号機原子炉建屋については、Ⅲ.3.1.3 添付資料3を参照)

また、1～4号機タービン建屋、1～4号機廃棄物処理建屋及び1～4号機コントロール建屋について、それぞれ代表号機を選定した上で、基準地震動 S_s に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し、地下外壁の耐震安全性を評価する。なお、代表号機以外については、代表号機の耐震安全性評価結果を踏まえ、建屋の類似性等を考慮して、耐震安全性を評価する。ここで、代表号機は滞留水の容量が最大の号機とする。

2 原子炉建屋

2.1 1号機原子炉建屋

2.1.1 解析評価方針

1号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは、地下1階から地上5階に設置された機器を含む建屋全域を NS、EW 方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

1号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 2.1.1-1 に示す。

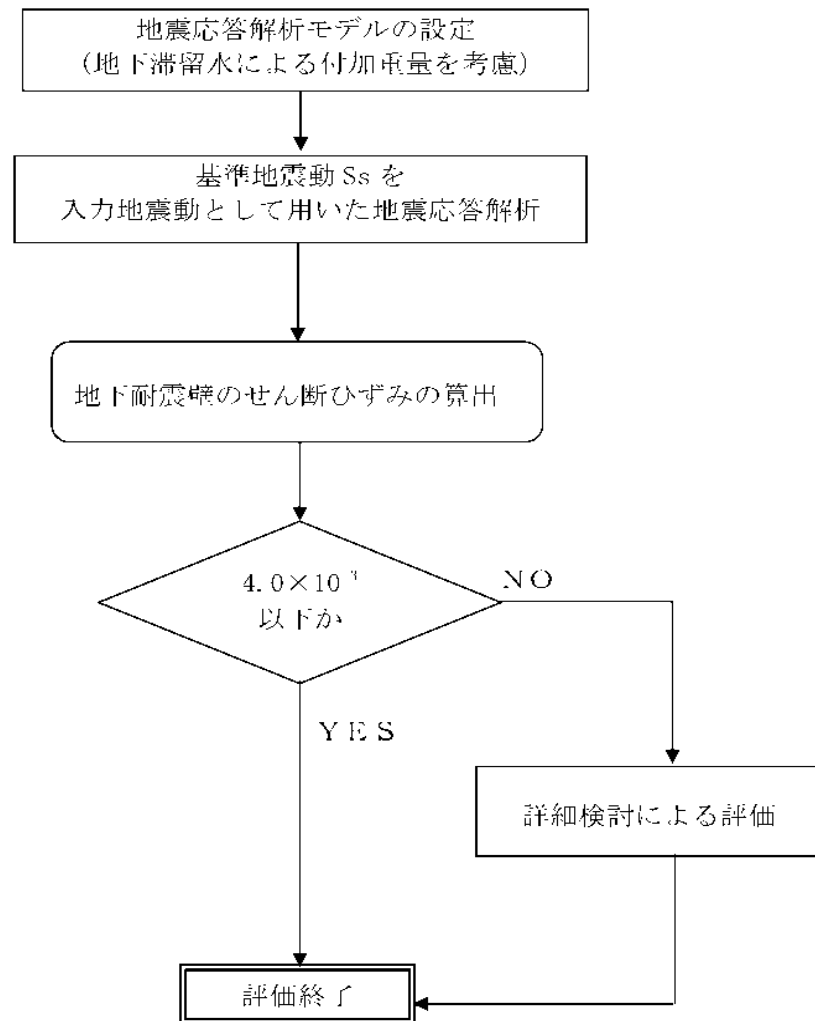


図 2.1.1-1 1号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.1.2 1号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表2.1.2-1に示す。

表 2.1.2-1 1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1号機
水位	O.P. 7,000
貯水量	5,600m ³

2.1.3 解析に用いる入力地震動

1号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地盤応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.1.3-1 に示す。この1号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O. P. -196.0m) における基準地震動 S_s の加速度波形について、図 2.1.3-2 に示す。

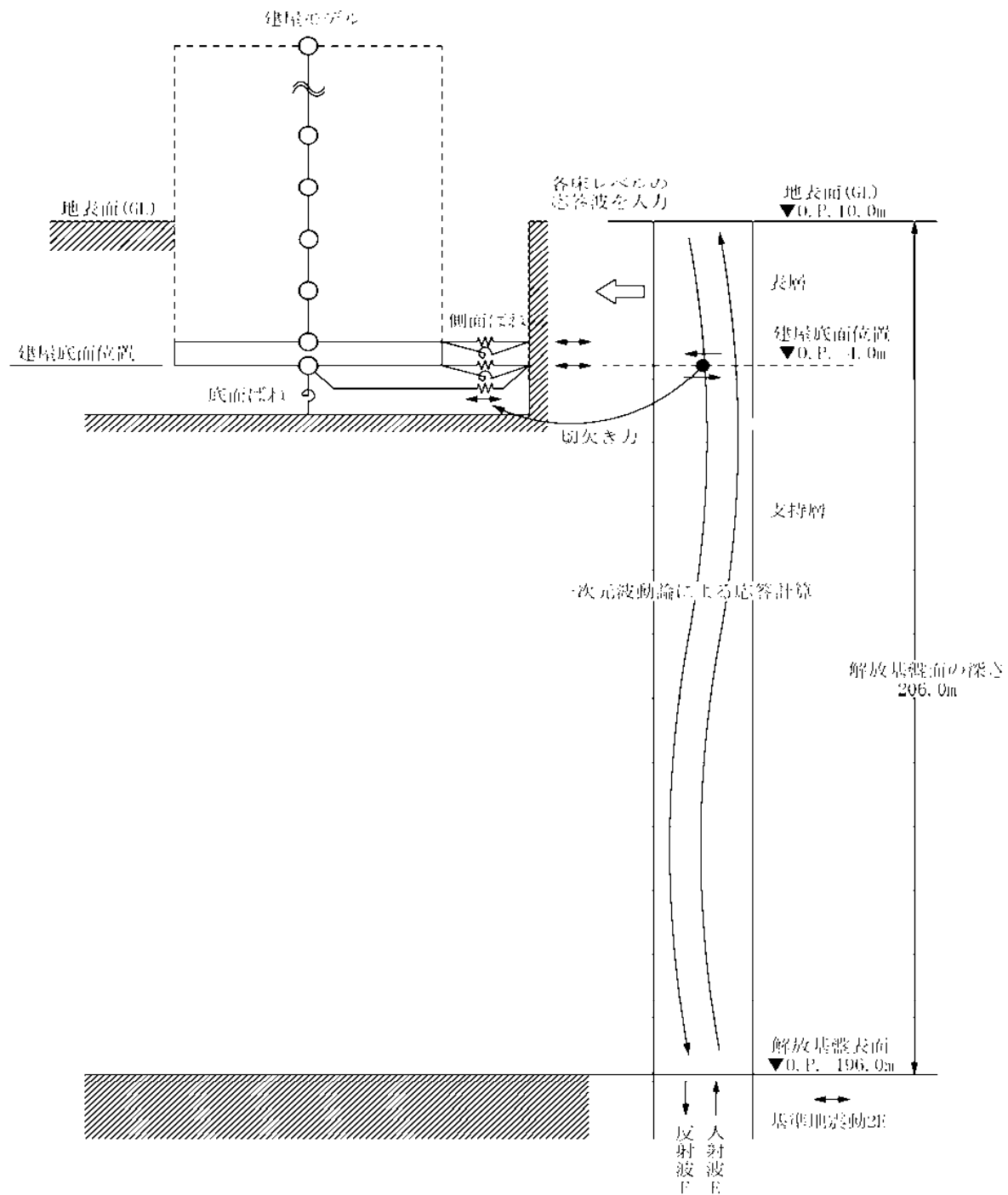


図 2.1.3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

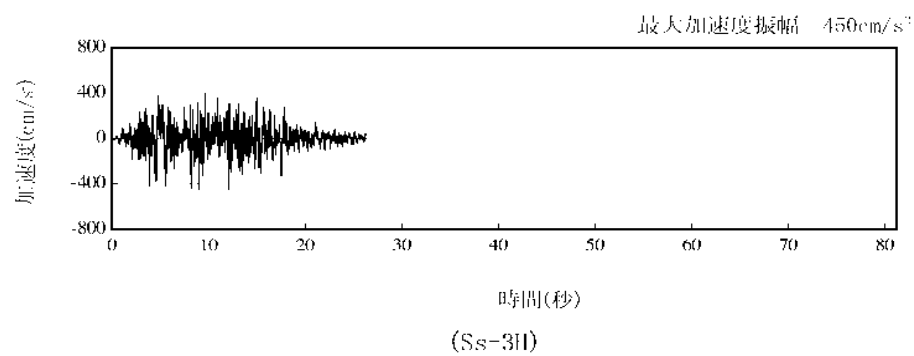
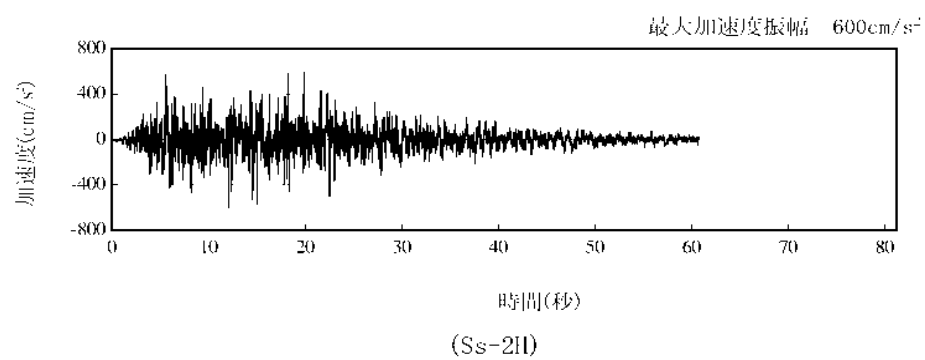
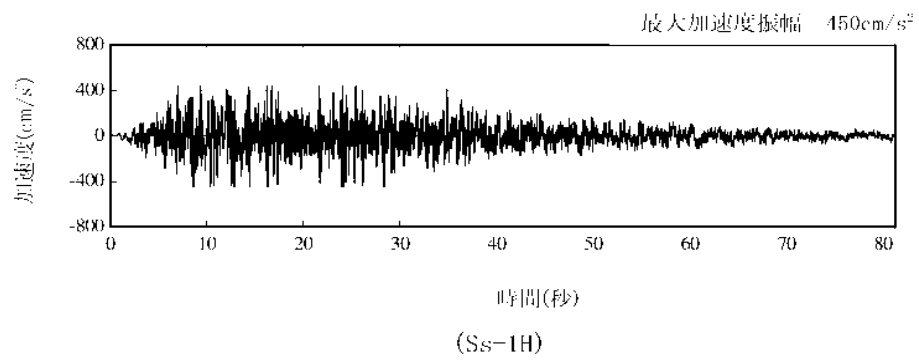


図 2.1.3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 1 号機原子炉建屋の地震応答解析は、「2.1.3 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 2.1.4-1 及び図 2.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋—地盤連成系モデルとする。建屋—地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.1.4 1 に、建屋解析モデルの諸元を表 2.1.4 2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.1.4 3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋込部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 2.1.4-3 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋—地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

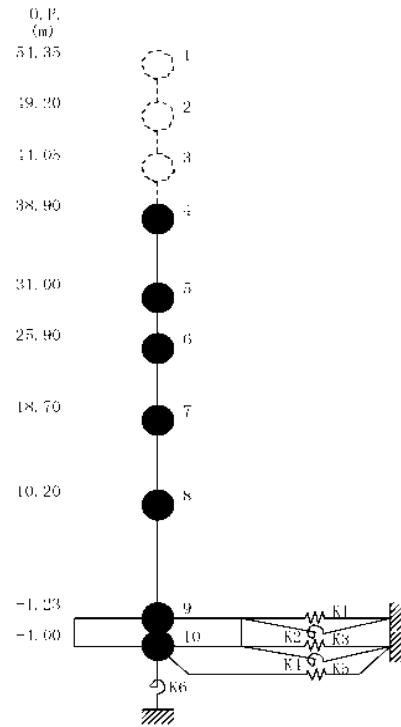


図 2.1.4-1 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

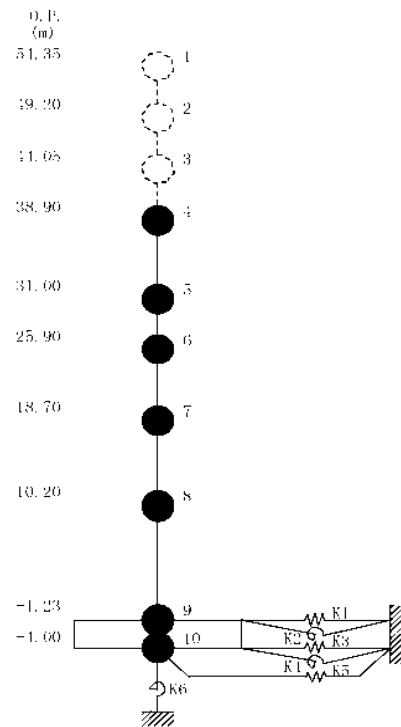


図 2.1.4-2 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 2.1.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F_c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

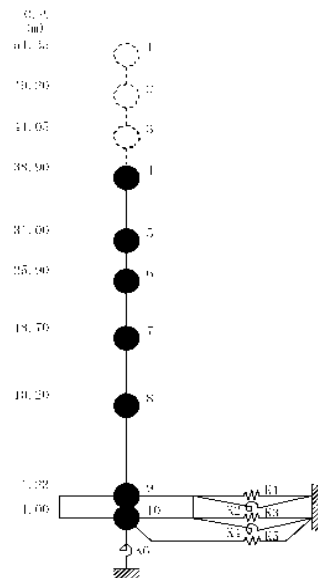
*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2.1.4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向

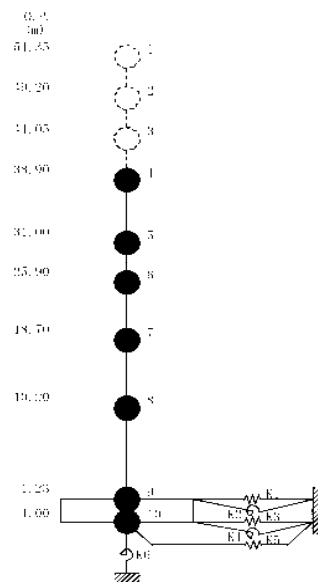


質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_c(\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s(\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I(\text{m}^4)$
1			—	—
2			—	—
3			—	—
4	58,690	84.43	135.0	16,012
5	67,910	97.77	160.8	21,727
6	77,220	111.11	132.8	24,274
7	88,440 [1,240]	127.32 [1.79]	155.6	36,481
8	162,800 (16,780)	234.31 (24.15)	294.0	52,858
9	185,210 (38,140)	266.64 (54.91)	1,914.3	275,530
10	62,400	89.83		
合計	702,670			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。
[]内はカバリング工事による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN/m}^2)$
せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN/m}^2)$
ポアソン比 ν 0.20
減衰 h 5%
基礎形状 41.56m(NS 方向) \times 43.56m(EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_c(\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s(\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I(\text{m}^4)$
1	—	—	—	—
2			—	—
3	—	—	—	—
4	58,690	48.34	102.7	9,702
5	67,910	55.90	163.9	13,576
6	77,220	63.55	131.6	14,559
7	88,440 [1,240]	127.32 [1.79]	197.8	36,427
8	162,800 (16,780)	234.31 (24.15)	294.0	52,858
9	185,210 (38,140)	327.39 (67.42)	1,914.3	338,428
10	62,400	110.32		
合計	702,670			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。
[]内はカバリング工事による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN/m}^2)$
せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN/m}^2)$
ポアソン比 ν 0.20
減衰 h 5%
基礎形状 41.56m(NS 方向) \times 43.56m(EW 方向)

表 2.1.4-3 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26		
	(解放基盤)									

表 2.1.4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26		
	(解放基盤)									

表 2.1.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26		
	(解放基盤)									

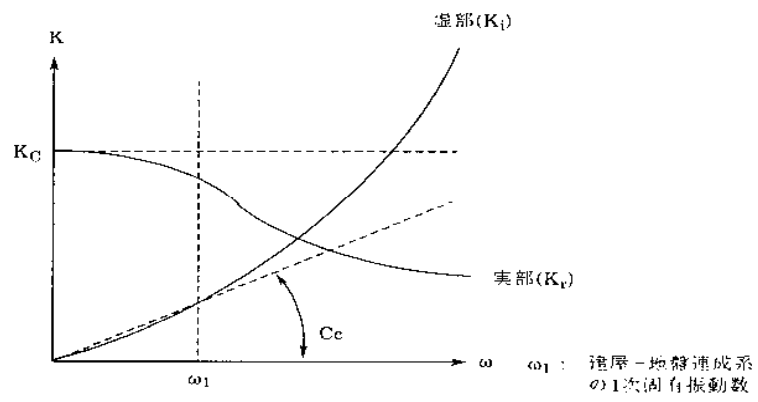


図 2. 1. 4-3 地盤ばねの近似

2.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向，EW 方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮の場合と比較して^{*iv}，図 2.1.5-1～図 2.1.5-6 に示す。

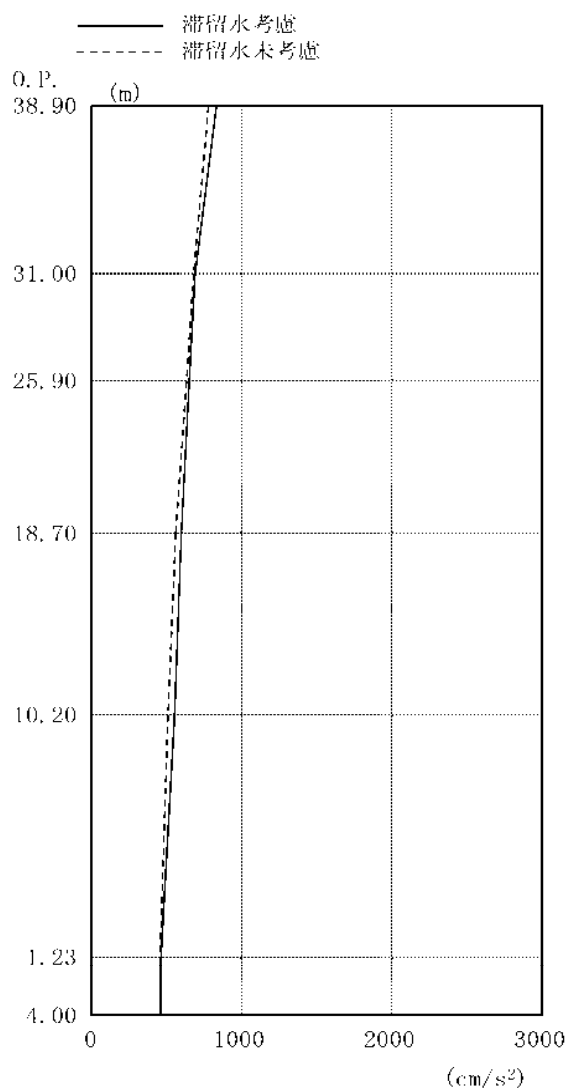


図 2.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

*注：滞留水考慮：本検討における結果であり，滞留水の重量の他，原子炉建屋カバーの重量を考慮したもの。

滞留水未考慮：損傷前の「福島第一原子力発電所」「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果（中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号（平成 21 年 6 月 19 日付け）の結果。

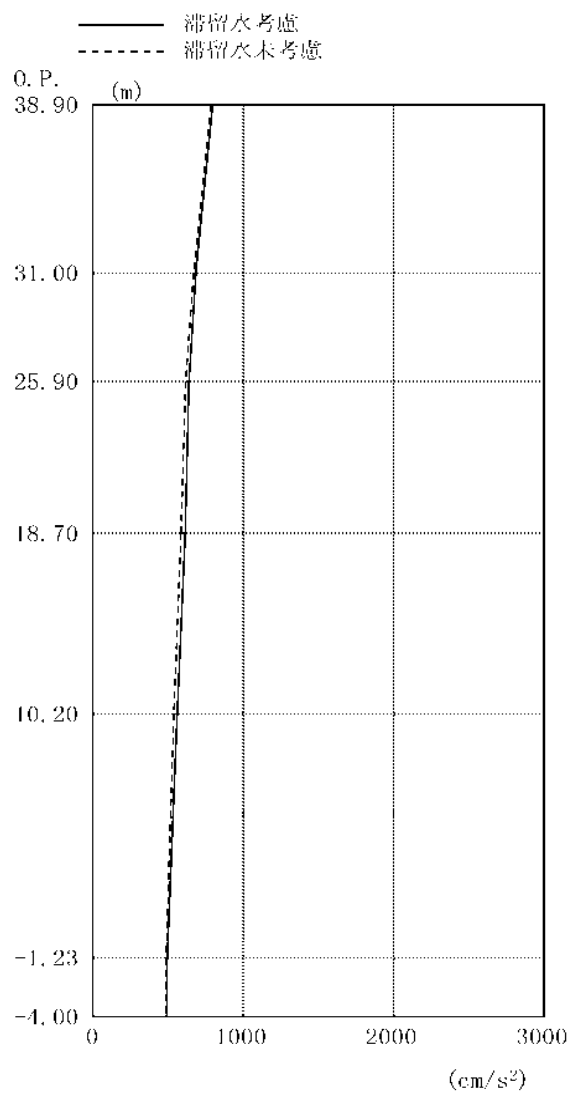


图 2.1.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

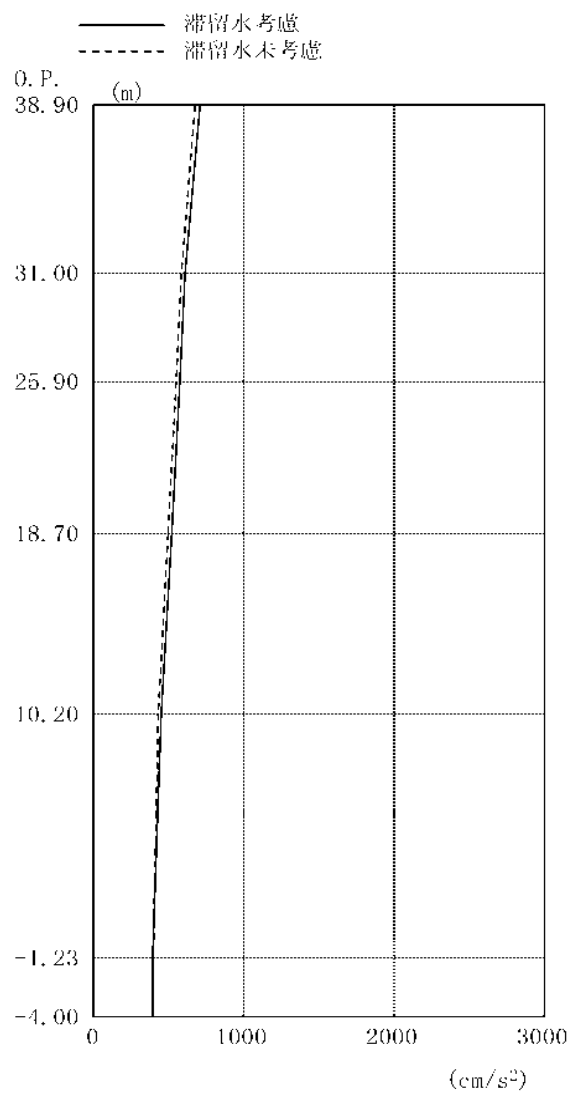


図 2.1.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

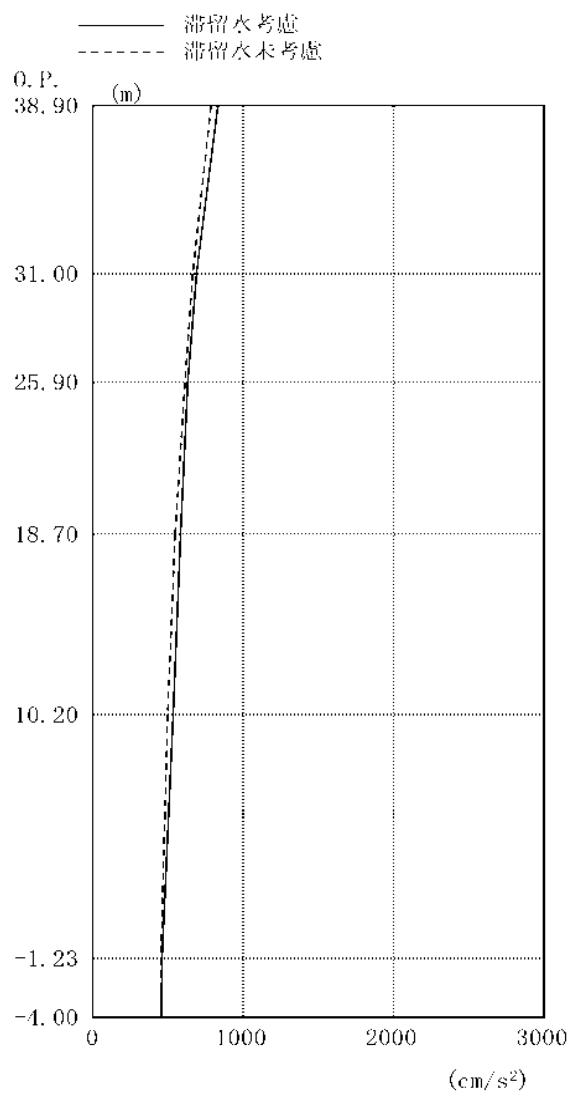


図 2.1.5 4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss 1II)

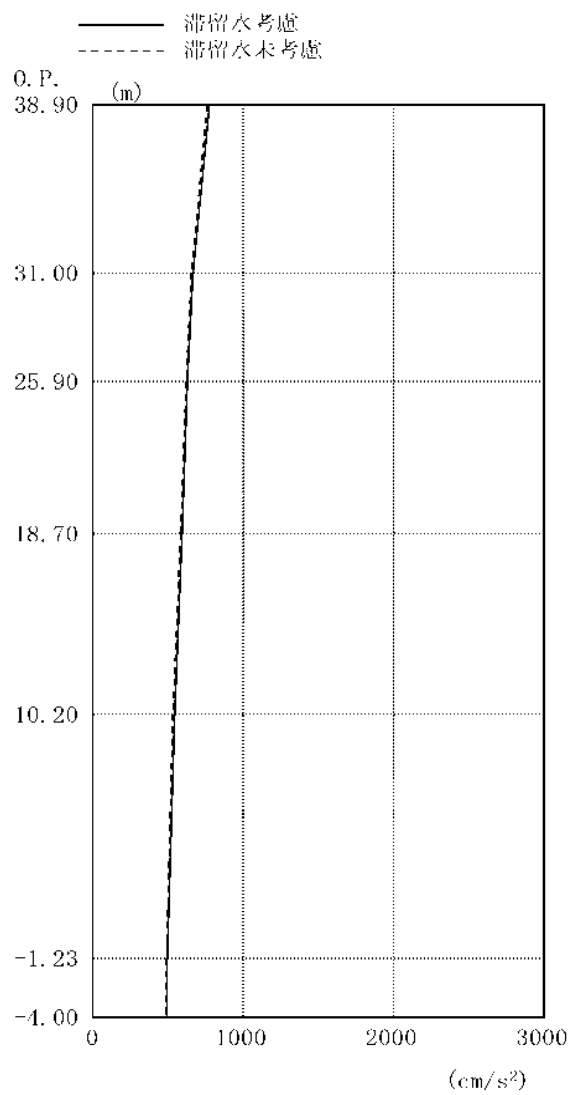


図 2.1.5 5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss 2II)

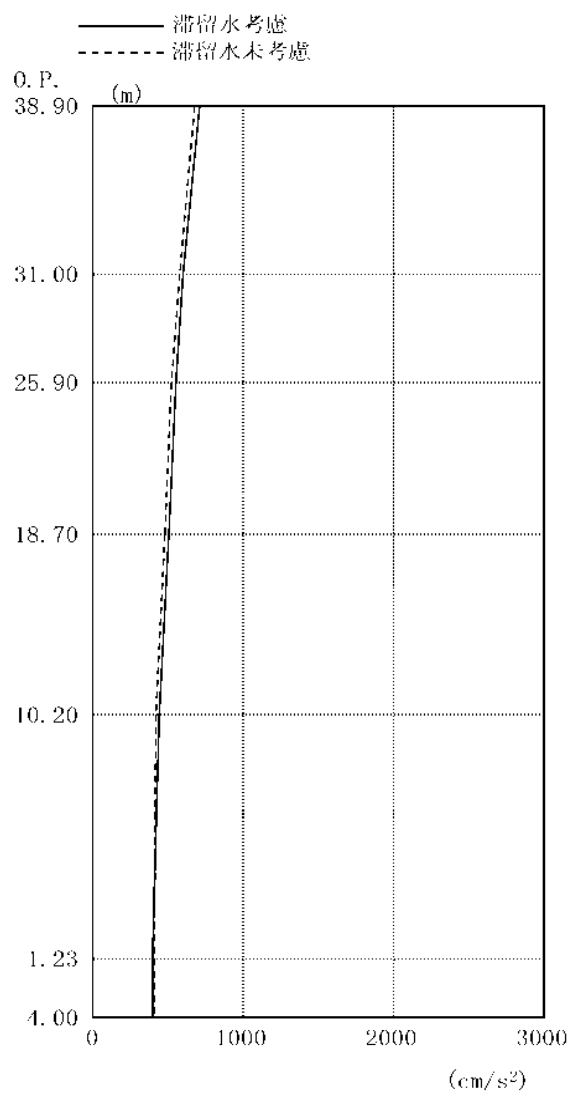


図 2. 1. 5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3II)

2.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 2.1.6-1 及び表 2.1.6-2 に示す。また、図 2.1.6-1 及び図 2.1.6-2 に基準地震動 S_s に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で 0.09×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-4}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEA4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、1号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～ -1.23	考慮	0.09	0.09	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.09	0.07	

表 2.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O.P.	滞留水	Ss 1H	Ss 2H	Ss 3H	評価基準
B1F	10.20～ -1.23	考慮	0.09	0.09	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.09	0.07	

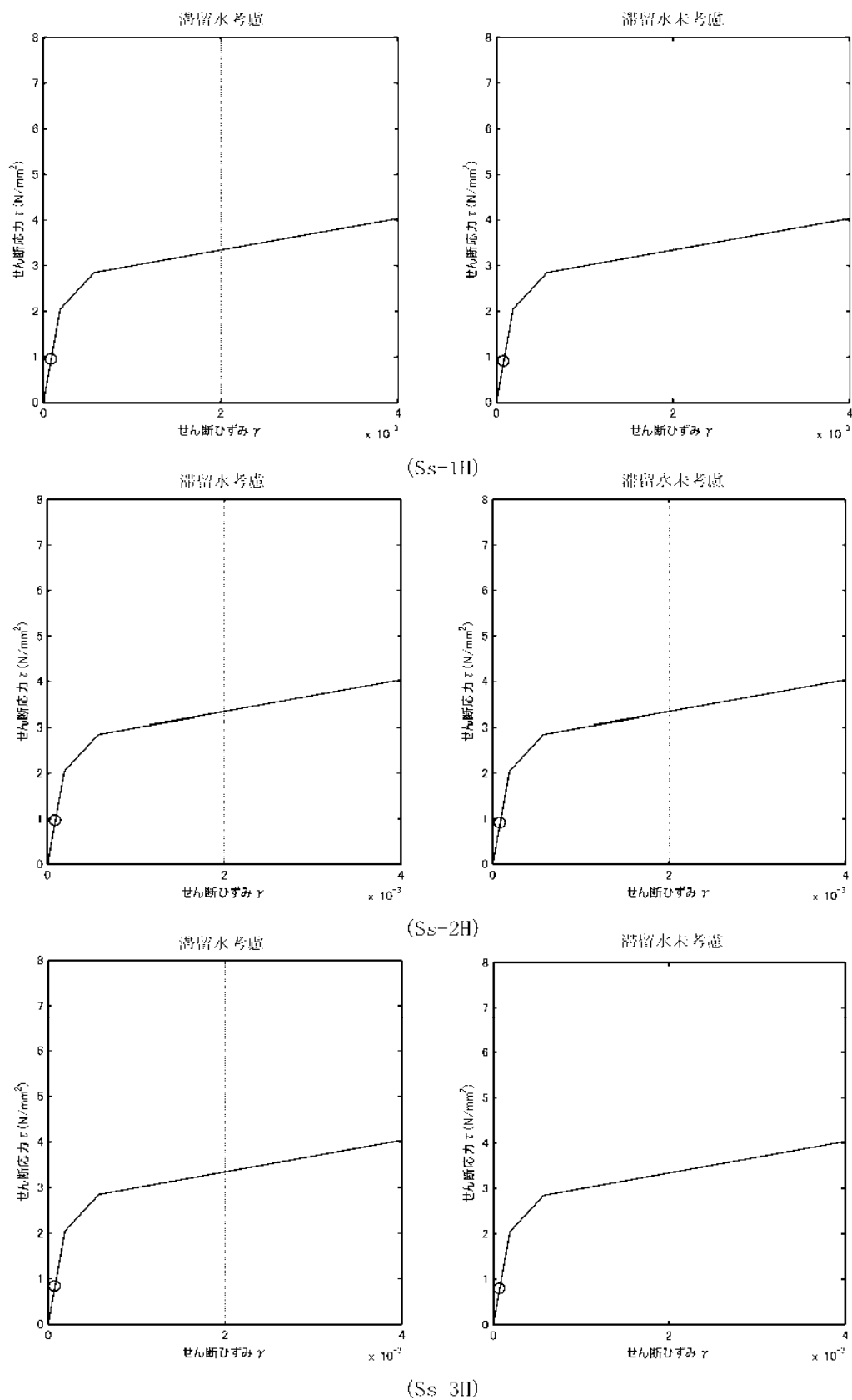


図 2.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)

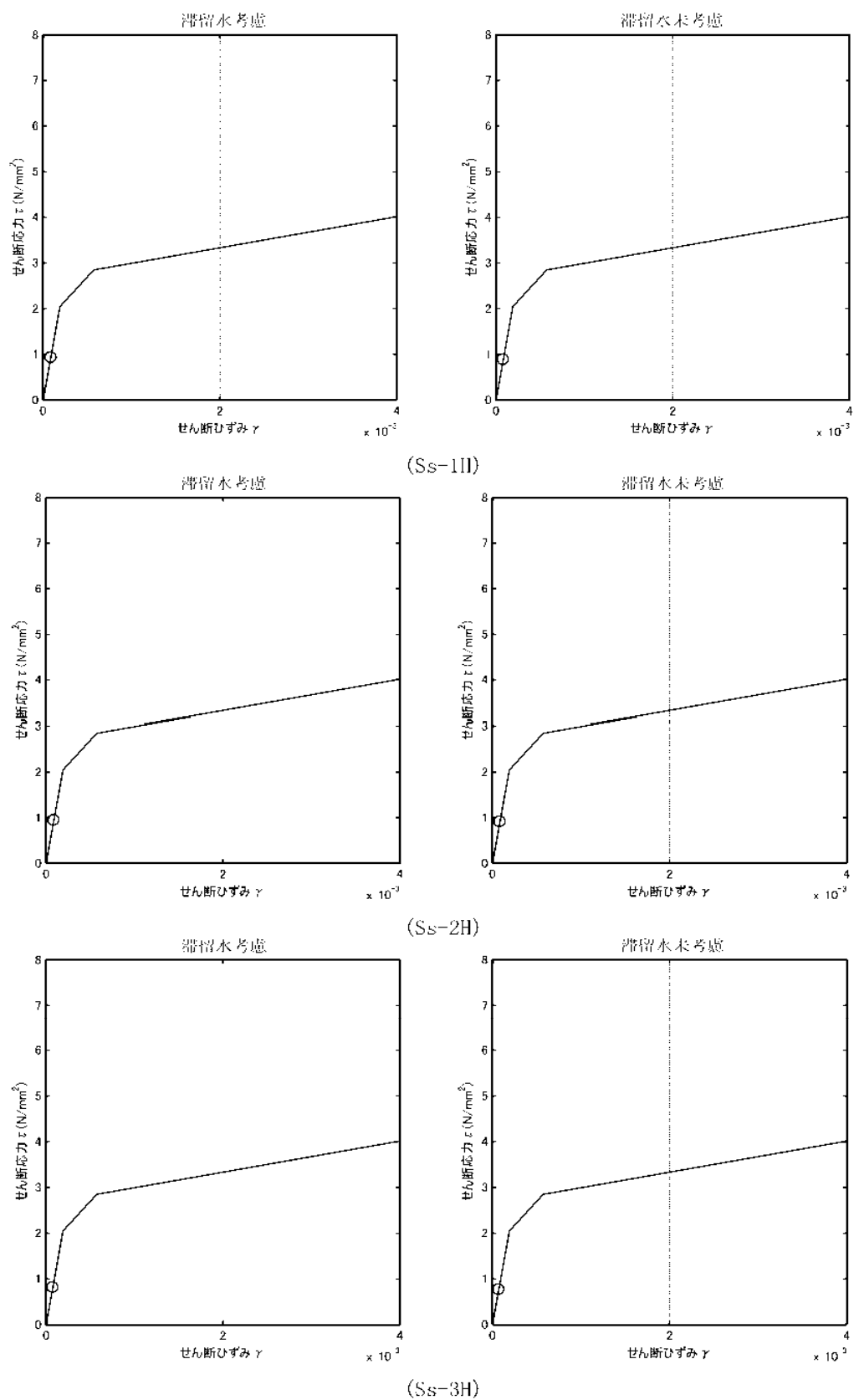


図 2.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (FW 方向)

2.2 2号機原子炉建屋

2.2.1 解析評価方針

2号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは、地下1階から地上5階に設置された機器を含む建屋全域をNS、EW方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 2.2.1-1 に示す。

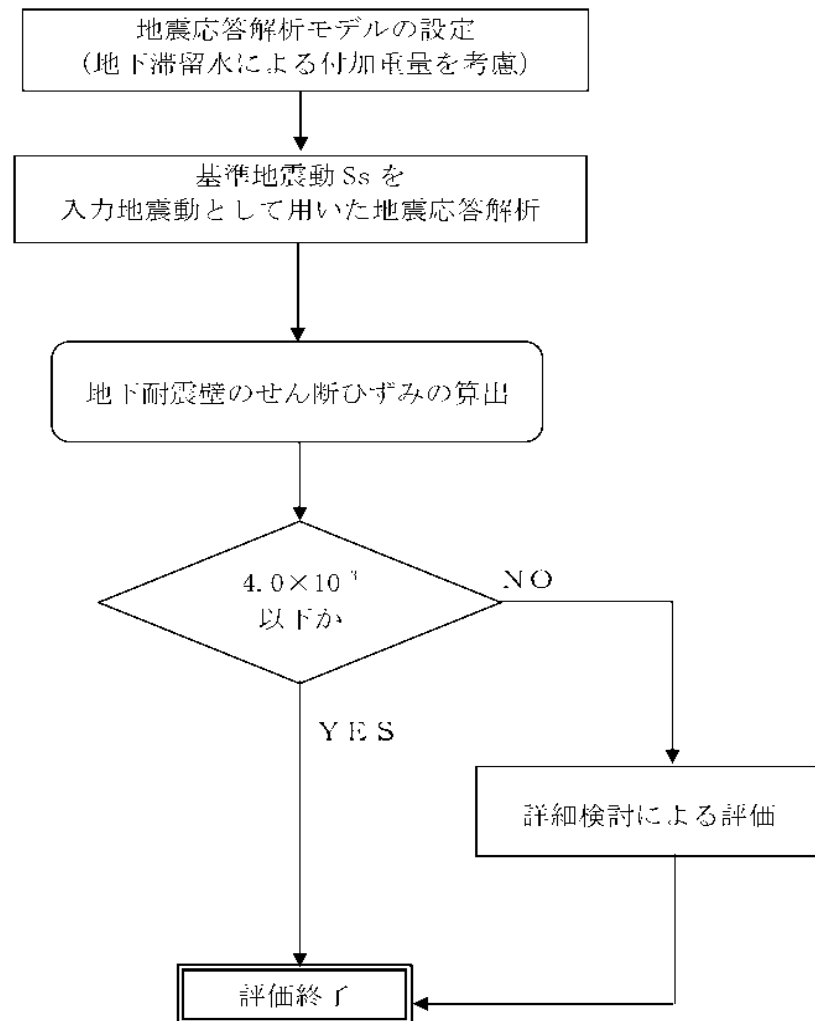


図 2.2.1-1 2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.2.2 2号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

2号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表2.2.2-1に示す。

表 2.2.2-1 2号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	2号機
水位	O.P. 4,000
貯水量	6,500m ³

2.2.3 解析に用いる入力地震動

2号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.3-1 に示す。この2号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 S_s の加速度波形について、図 2.2.3-2 に示す。

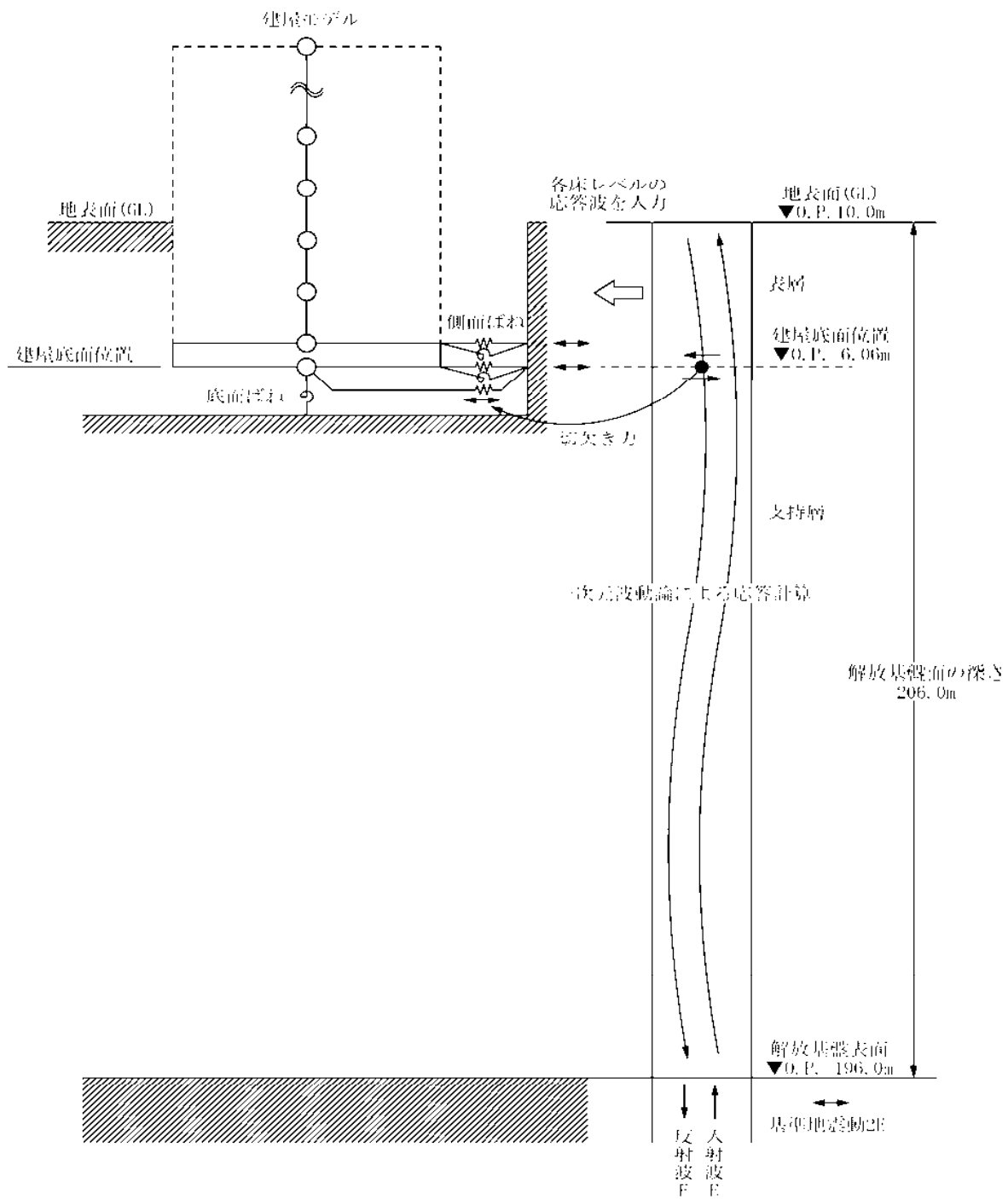


図 2. 2. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

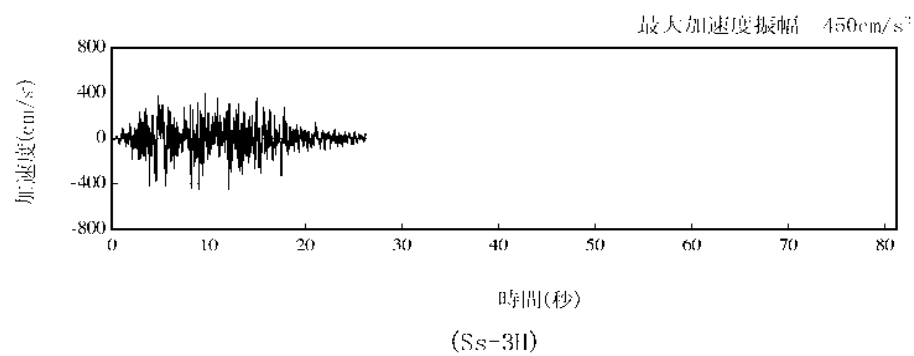
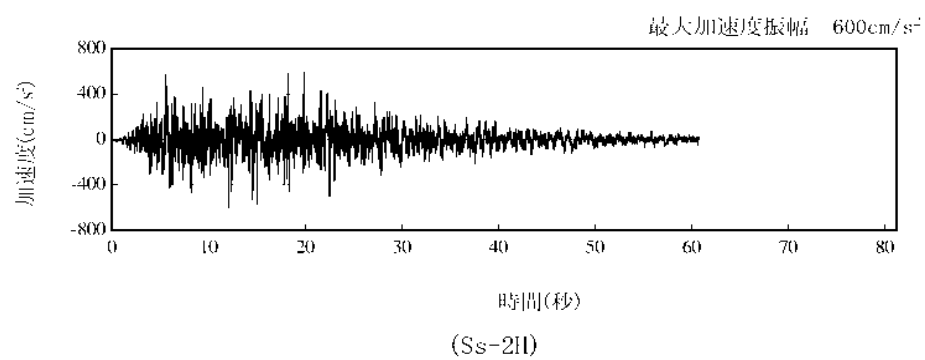
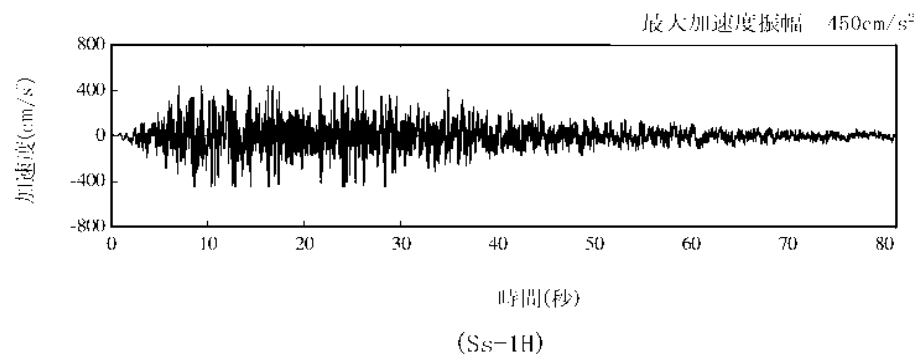


図 2.2.3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.2.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 2 号機原子炉建屋の地震応答解析は、「2.2.3 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 2.2.4-1 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋—地盤連成系モデルとする。建屋—地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.2.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 2.2.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.2.4-3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋込部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 2.2.4-2 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋—地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

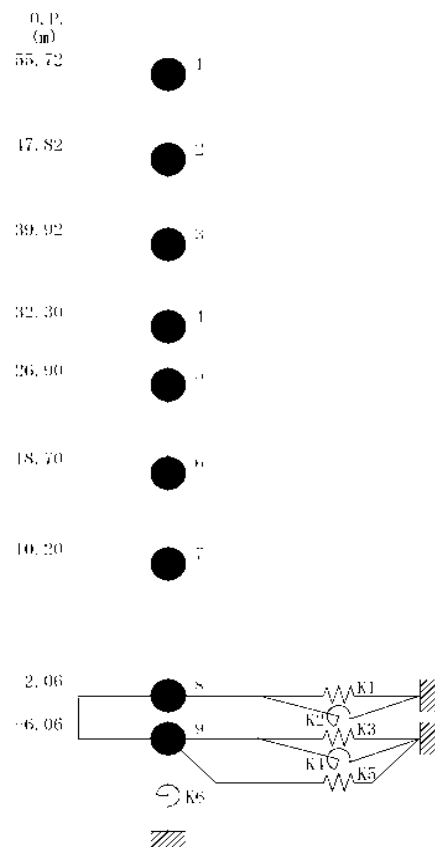


図 2.2.4-1 2号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS・EW 方向)

表 2.2.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F_c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2.2.4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向

質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_p(\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s(\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I(\text{m}^4)$
1	11,380	2a.99	18.6	10,151
2	10,220	18.53	18.6	10,675
3	58,470	105.81	184.3	22,551
4	70,140	127.49	166.8	21,629
5	107,720	191.96	219.3	11,401
6	116,670	211.14	157.1	10,661
7	199,190	360.49	156.8	110,441
8	341,290 (63,750)	617.55 (115.35)	2,656.2	180,675
9	125,030	226.21		
合計	1,013,110		注 () 内は滞留水による付加分を示す。	

ヤング係数 E_c	$2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
せん断弾性係数 G	$1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%
基礎形状	46.60m(NS 方向) \times 57.00m(EW 方向)

EW 方向

質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_p(\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s(\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I(\text{m}^4)$
1	11,380	14.71	14.0	5,911
2	10,220	10.40	14.0	6,307
3	58,470	59.72	108.2	11,927
4	70,140	71.88	117.3	14,199
5	107,720	191.96	185.7	33,796
6	116,670	211.14	173.1	11,960
7	199,190	539.37	418.1	132,121
8	341,290 (63,750)	923.98 (172.59)	2,656.2	719,166
9	125,030	338.53		
合計	1,013,110		注 () 内は滞留水による付加分を示す。	

ヤング係数 E_c	$2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
せん断弾性係数 G	$1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%
基礎形状	46.60m(NS 方向) \times 57.00m(EW 方向)

表 2.2.4-3 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	11.68	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26		
	(解放基盤)									

表 2.2.4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26		
	(解放基盤)									

表 2.2.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26		
	(解放基盤)									

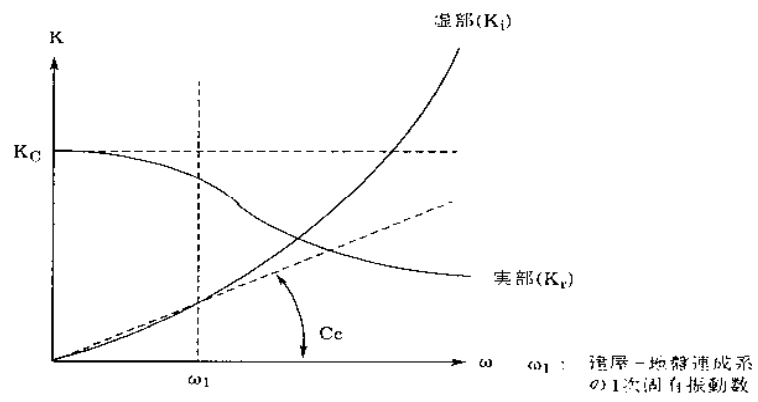


図 2. 2. 4-2 地盤ばねの近似

2.2.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を, 滞留水を未考慮の場合と比較して, 図 2.2.5-1～図 2.2.5-6 に示す。

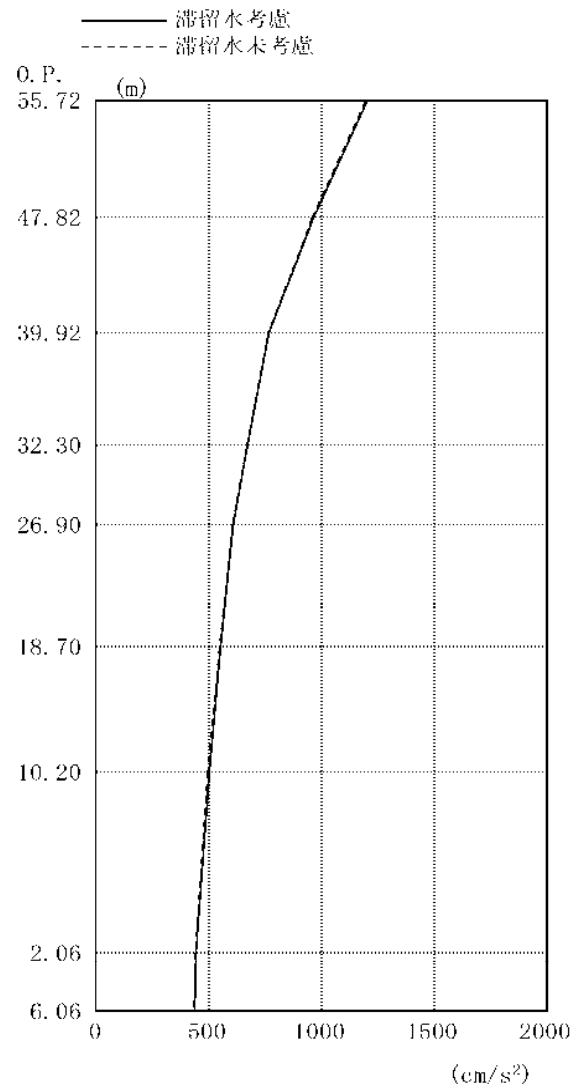


図 2.2.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-11I)

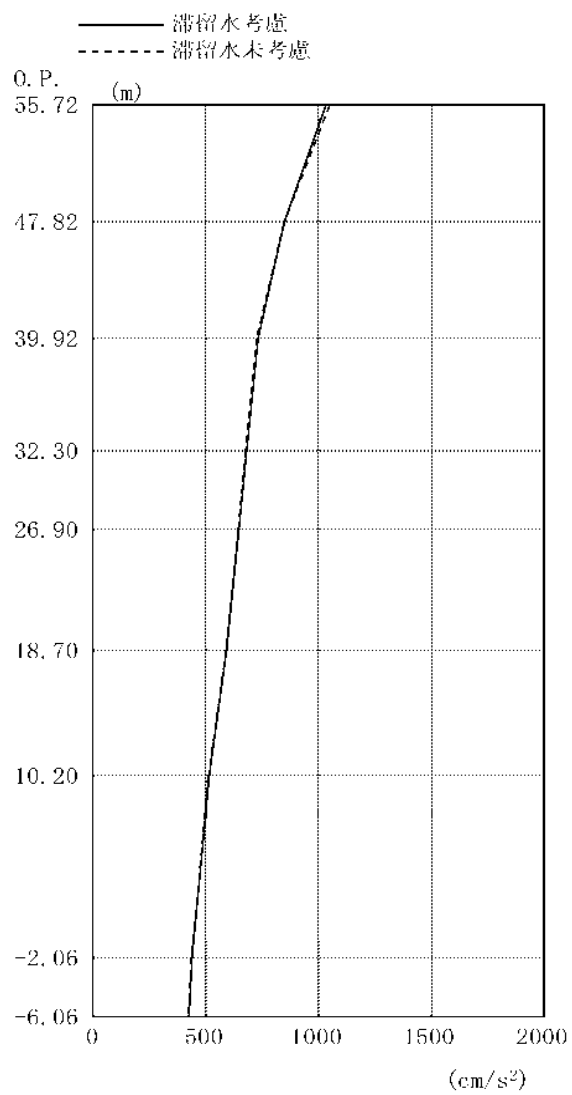


图 2.2.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

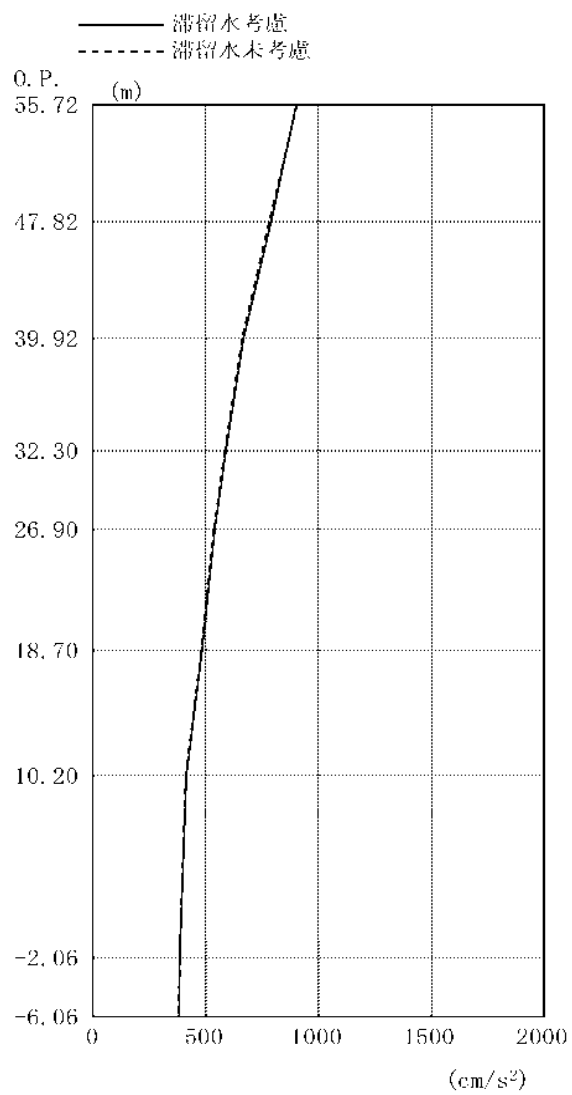


図 2.2.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

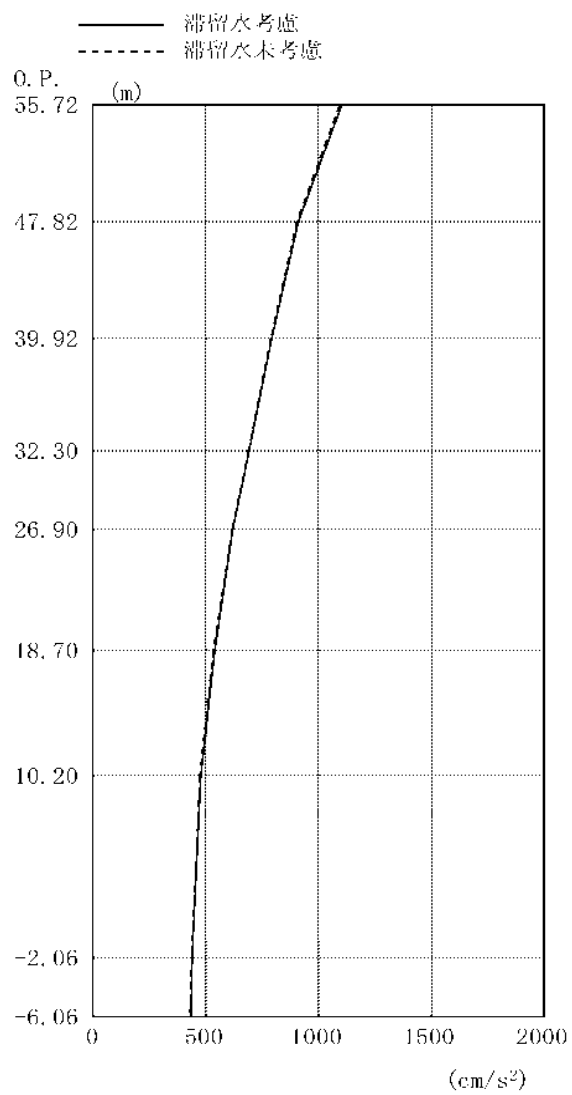


図 2.2.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)

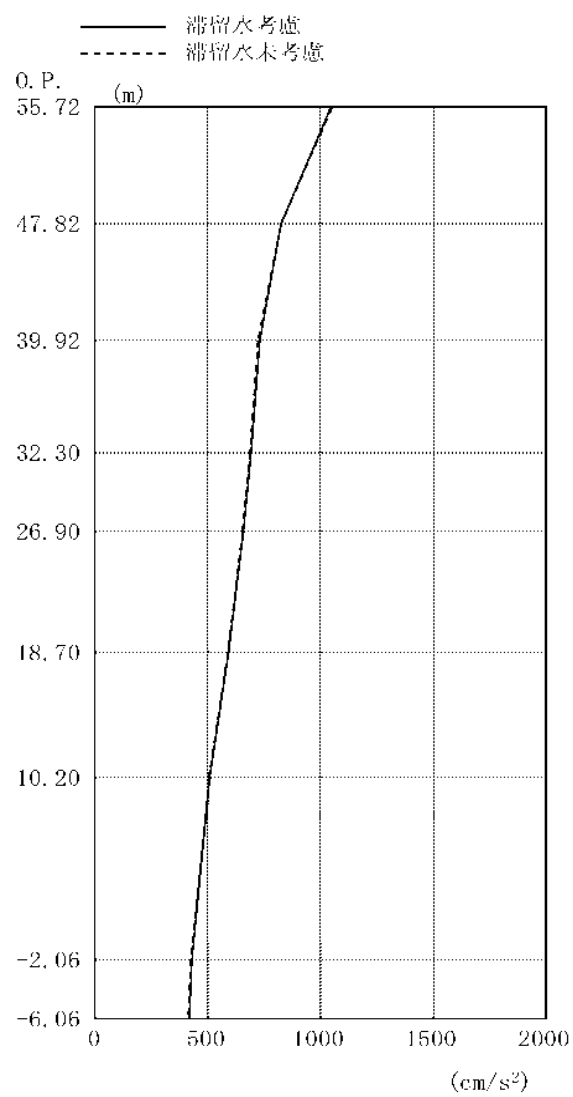


図 2.2.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

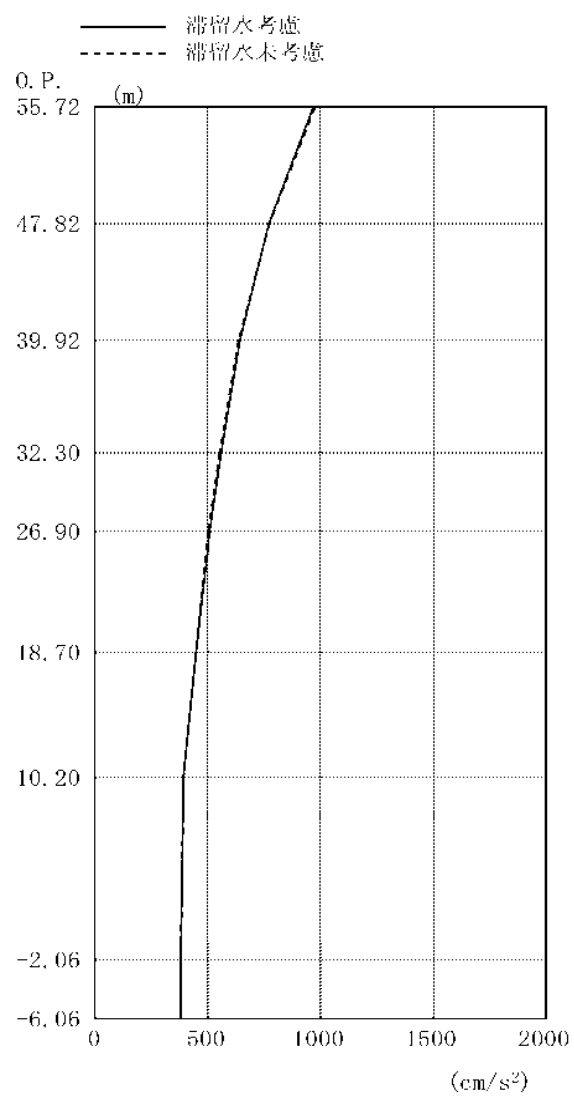


図 2.2.5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3H)

2.2.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 2.2.6-1 及び表 2.2.6-2 に示す。また、図 2.2.6-1 及び図 2.2.6-2 に基準地震動 Ss に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で 0.08×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEA4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、2号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.2.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O. P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～-2.06	考慮	0.07	0.08	0.07	4.0 以下
		未考慮	0.07	0.07	0.06	

表 2.2.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O. P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～-2.06	考慮	0.08	0.08	0.07	4.0 以下
		未考慮	0.07	0.08	0.06	

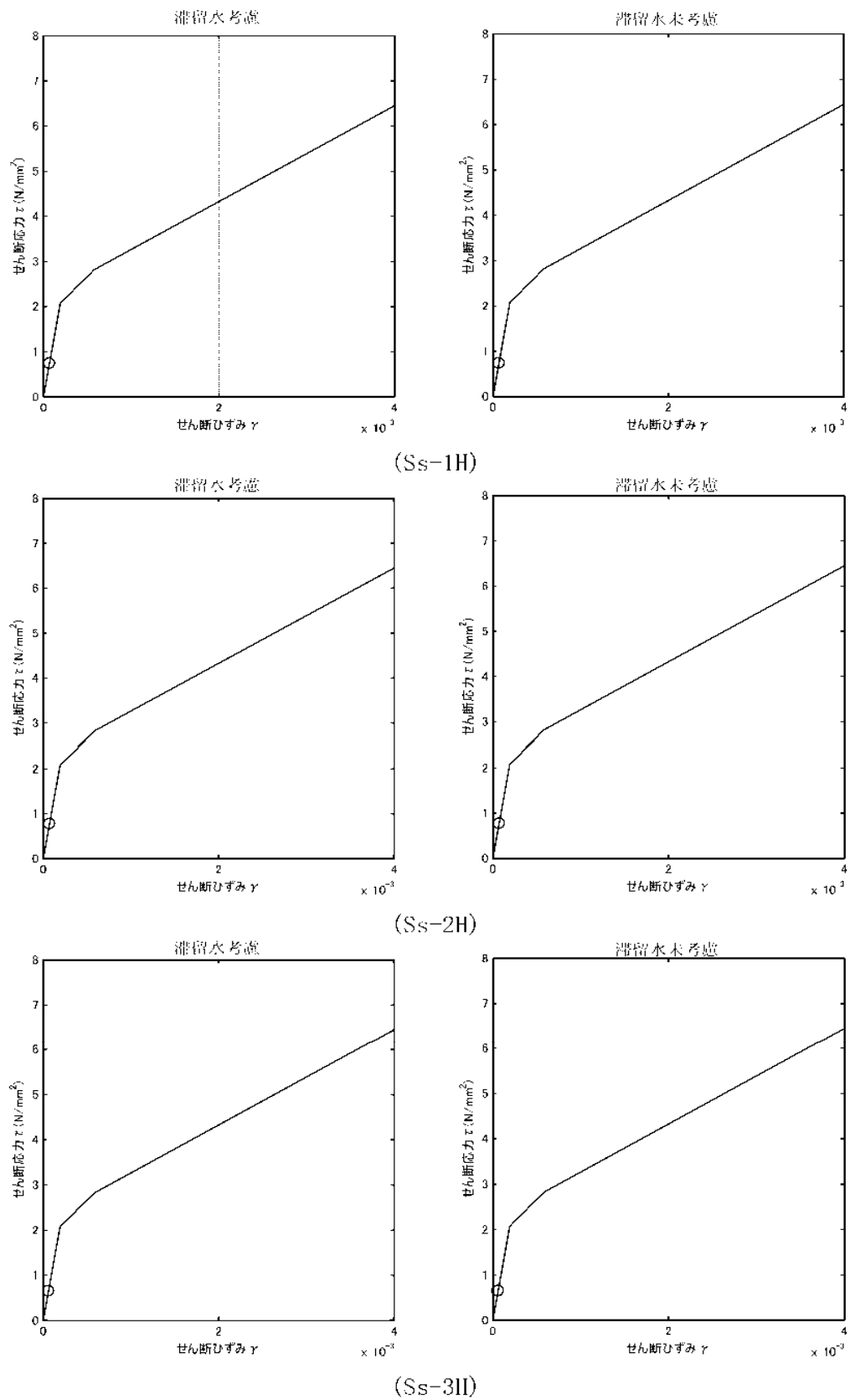


図 2.2.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)

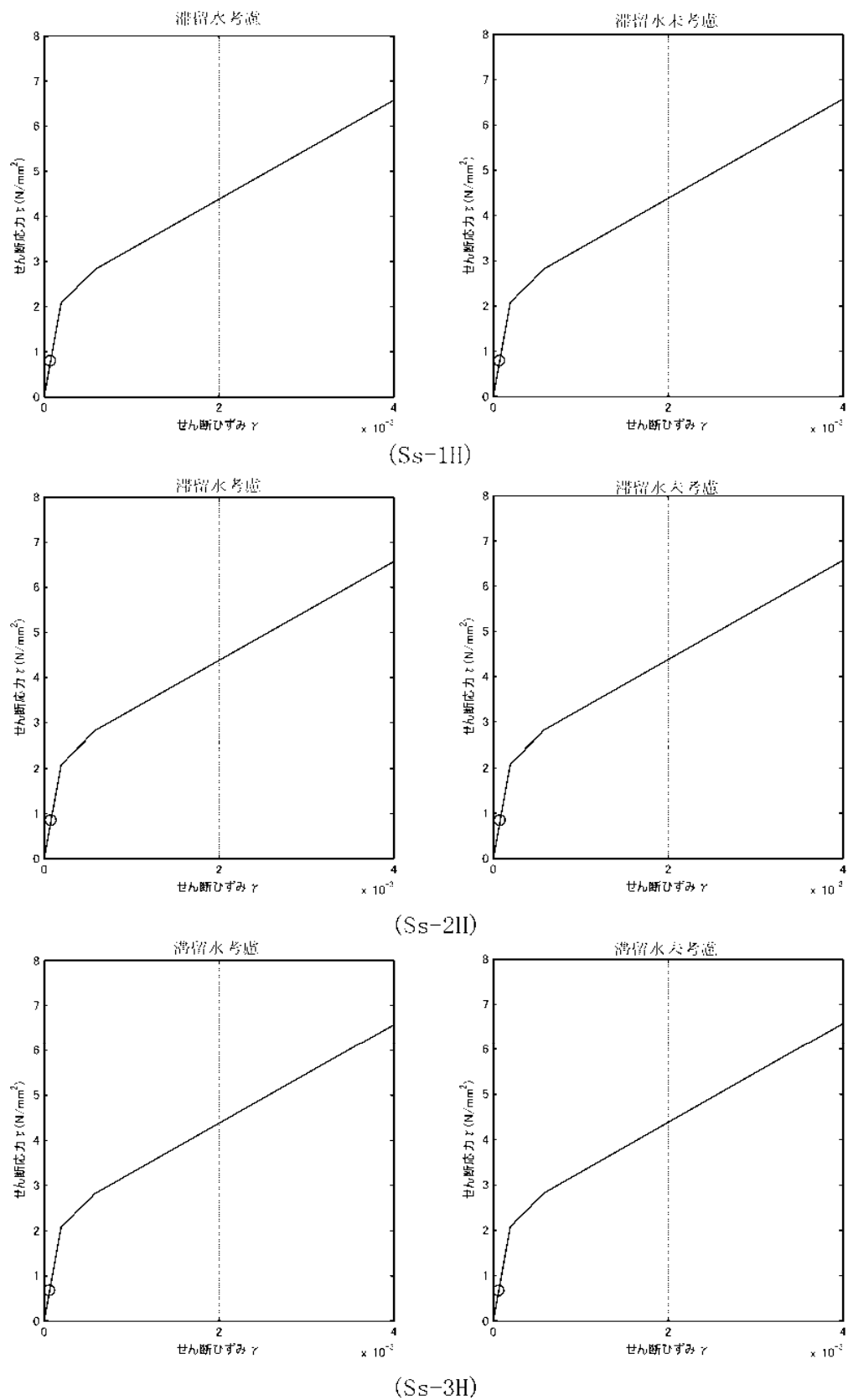


図 2.2.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

2.3 3号機原子炉建屋

2.3.1 解析評価方針

3号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは、地下1階から地上5階に設置された機器を含む建屋全域をNS、EW方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

3号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 2.3.1-1 に示す。

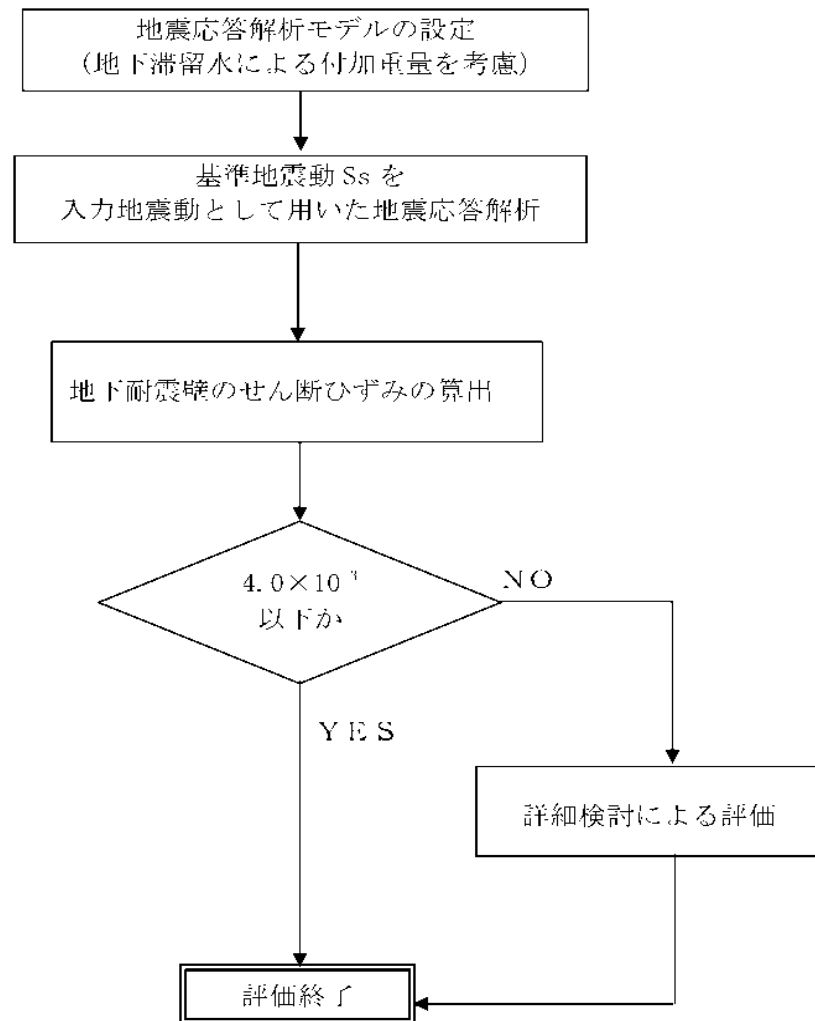


図 2.3.1-1 3号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.3.2 3号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

3号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表2.3.1-1に示す。

表 2.3.2-1 3号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	3号機
水位	O.P. 4,000
貯水量	6,800m ³

2.3.3 解析に用いる入力地震動

3号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地盤応答解析に用いる入力地震動の概念図を図2.3.3-1に示す。この3号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 S_s の加速度波形について、図2.3.3-2に示す。

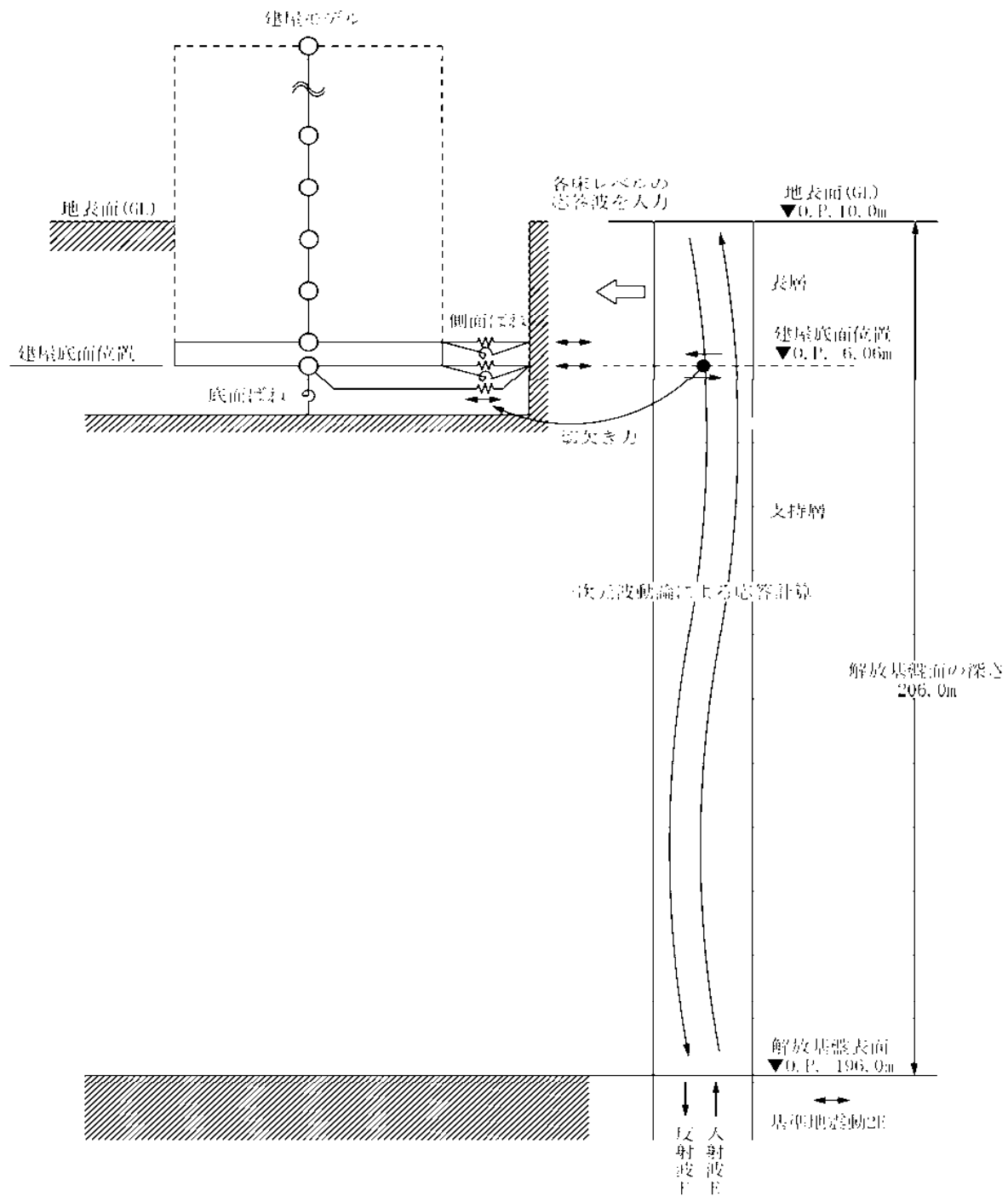


図 2. 3. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

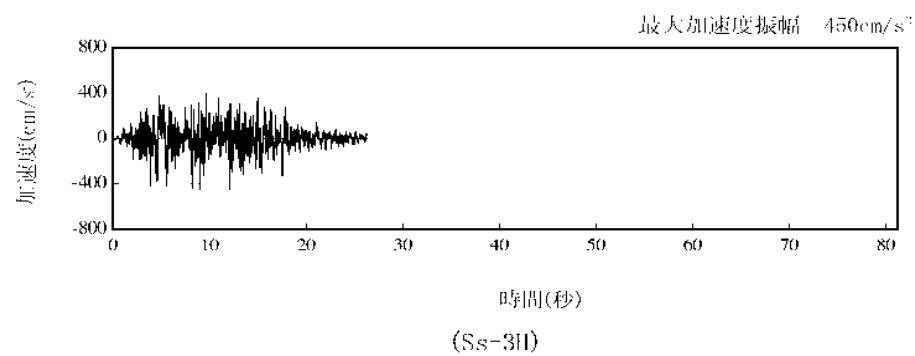
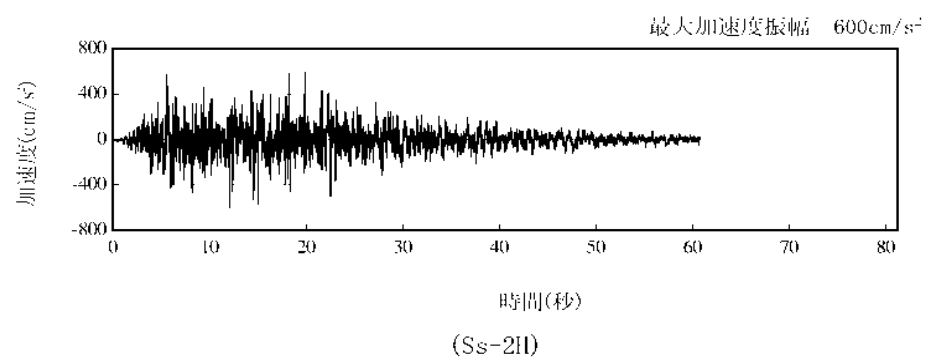
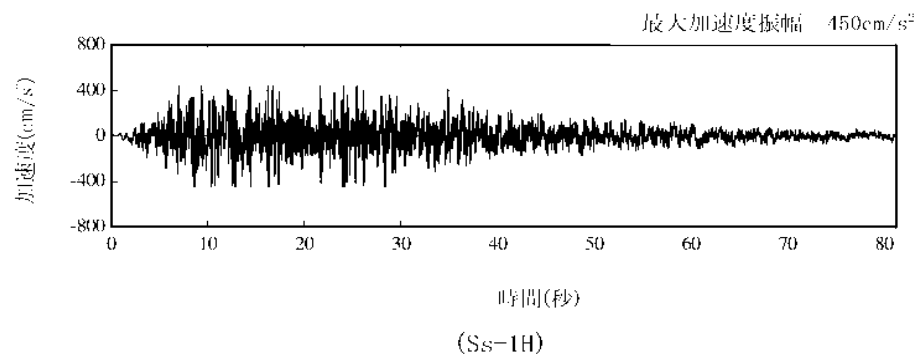


図 2.3.3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.3.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 3 号機原子炉建屋の地震応答解析は、「2.3.3 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 2.3.4-1 及び図 2.3.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋—地盤連成系モデルとする。建屋—地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.3.4-1 に、建屋解析モデルの諸元^{*注}を表 2.3.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.3.4-3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋込部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 2.3.4-3 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋—地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

*注：建屋に係る部分の諸元については、「II-2-11 添付資料 4-2-3. 第 3 号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について」において原子炉建屋の耐震安全性評価に用いたモデルに、滞留水による重量増分を付加したものである。

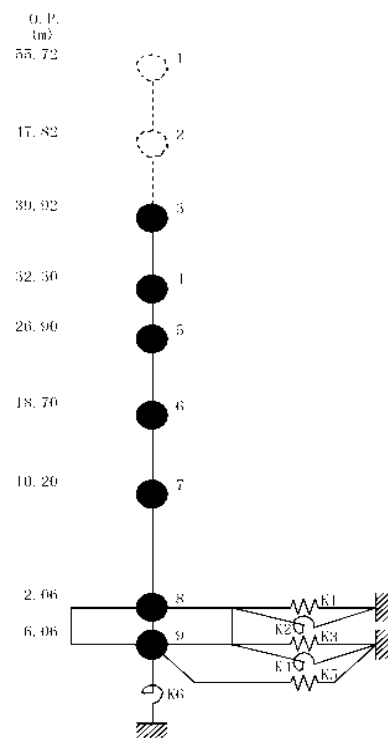


図 2.3.4-1 3号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

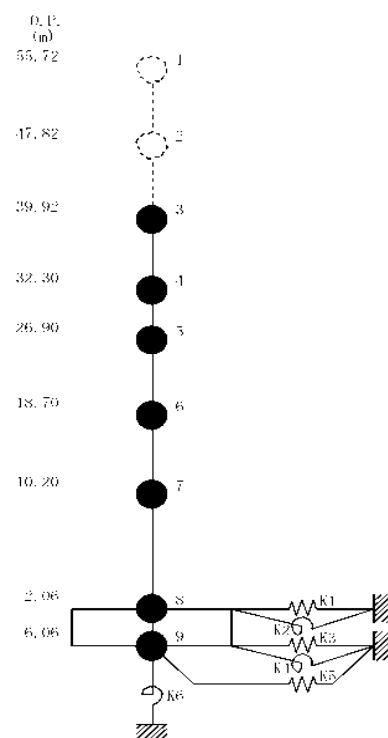


図 2.3.4-2 3号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 2.3.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F_c (N/mm^2)	ヤング係数*2 E (N/mm^2)	せん断弾性係数*2 G (N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m^3)
	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

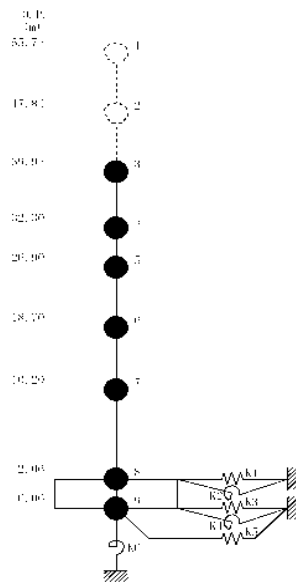
*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2.3.4-2 建屋解析モデルの諸元

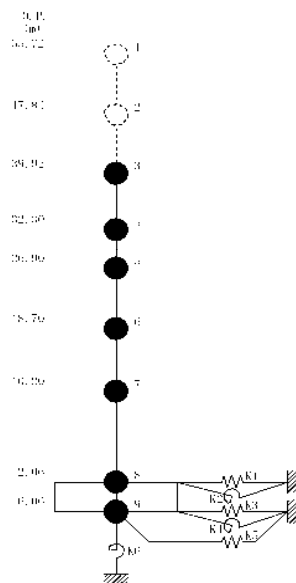
NS 方向



質点番号	質点重量 $W(kN)$	回転慣性重量 $I_p(\times 10^6 kN \cdot m^2)$	せん断断面積 $A_s(m^2)$	断面2次モーメント $I(m^4)$
1	—	—		
2	—	—		
3	87,590	92.34	—	—
4	119,490	138.33	145.3	9,598
5	111,340	204.95	146.1	29,271
6	130,160	239.58	237.3	56,230
7	253,710	467.09	208.6	60,144
8	367,710 (66,680)	676.94 (122.77)	158.7	112,978
9	127,000	233.79	2,697.8	196,620

柱：（ ）内は滞留水による付加分を示す
 ヤング係数 E $2.57 \times 10^7 (kN/m^2)$
 せん断弾性係数 G $1.67 \times 10^7 (kN/m^2)$
 ポアソン比 ν 0.20
 減衰 β 5%
 基礎形状 17.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 $W(kN)$	回転慣性重量 $I_p(\times 10^6 kN \cdot m^2)$	せん断断面積 $A_s(m^2)$	断面2次モーメント $I(m^4)$
1	—	—		
2			—	—
3	87,590	67.22		
4	119,490	124.49	61.9	5,665
5	111,340	204.95	123.4	12,460
6	130,160	249.58	204.4	41,352
7	253,710	696.62	226.6	61,081
8	367,710 (66,680)	1,009.61 (183.11)	131.3	135,128
9	127,000	318.72	2,697.8	740,717

柱：（ ）内は滞留水による付加分を示す
 ヤング係数 E $2.57 \times 10^7 (kN/m^2)$
 せん断弾性係数 G $1.67 \times 10^7 (kN/m^2)$
 ポアソン比 ν 0.20
 減衰 β 5%
 基礎形状 17.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

表 2.3.4-3 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26		
	(解放基盤)									

表 2.3.4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26		
	(解放基盤)									

表 2.3.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26		
	(解放基盤)									

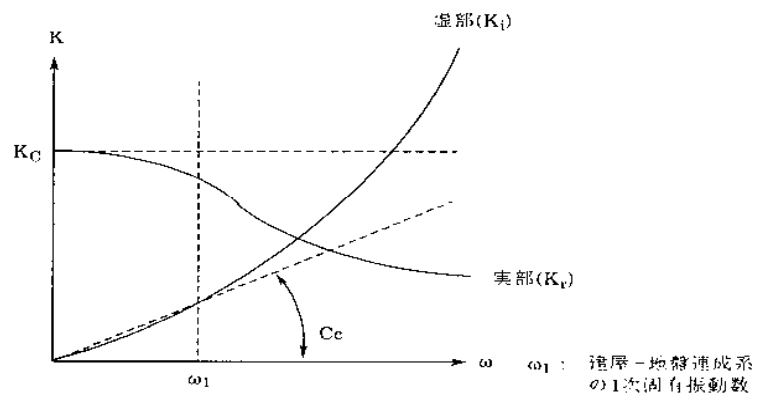


図 2. 3. 4-3 地盤ばねの近似

2.3.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向、EW方向の最大応答加速度を、滞留水を未考慮の場合と比較して^{*iv)}、図2.3.5-1～図2.3.5-6に示す。

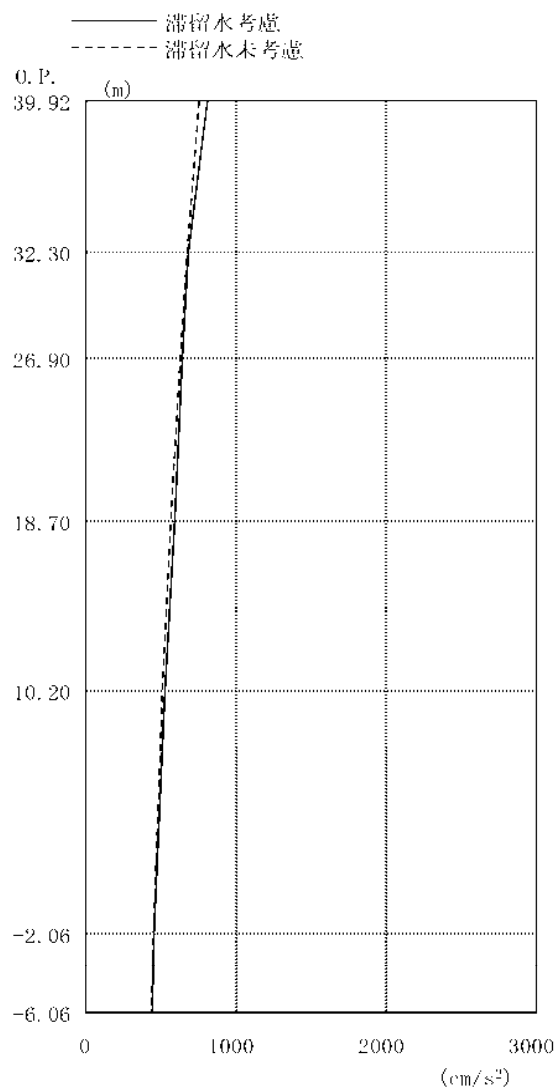


図2.3.5-1 最大応答加速度 (NS方向・Ss-11I)

*注：滞留水考慮：本検討における結果であり、滞留水の重量の他、瓦礫撤去等による重量増減や燃料取り出し用カバーの重量を考慮したもの。

滞留水未考慮：損傷前の「福島第一原子力発電所 〔発電用原子力施設に関する耐震設計審査指針〕の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂版）」（原管発官21第110号 平成21年6月19日付け）の結果。

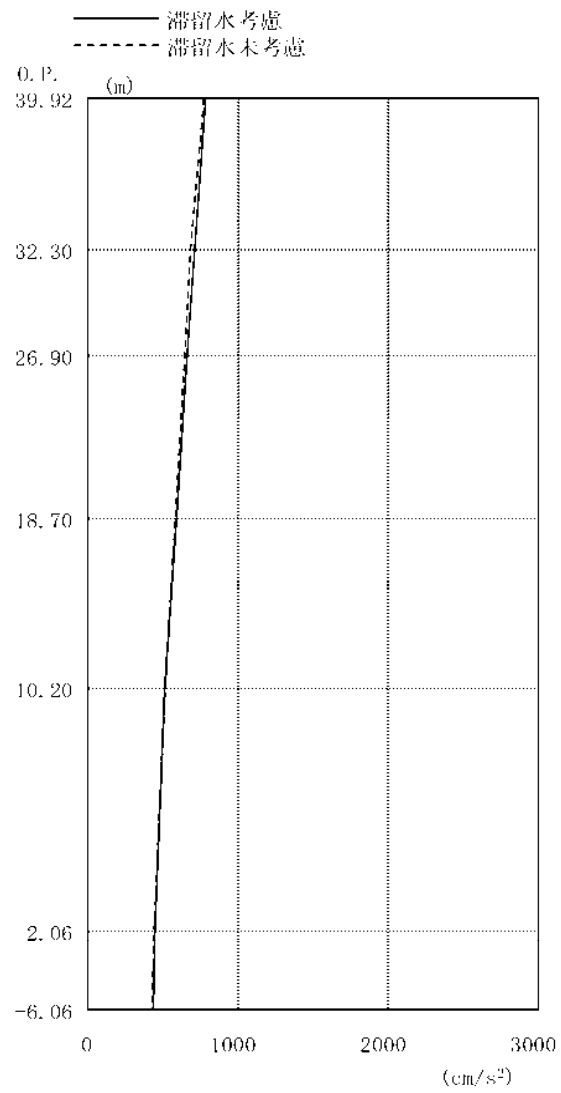


图 2.3.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

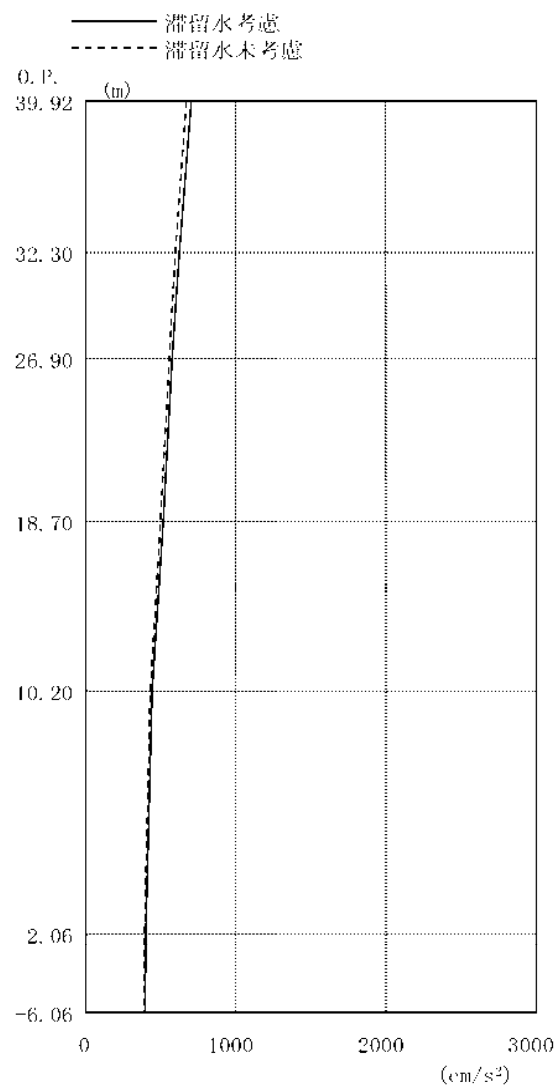


図 2.3.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3II)

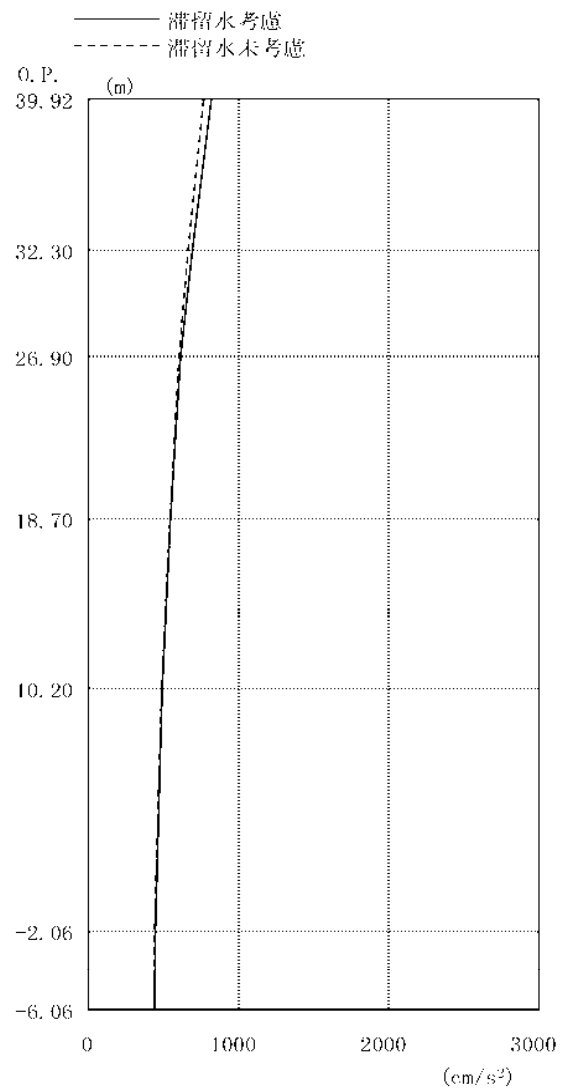


図 2.3.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・SS-11)

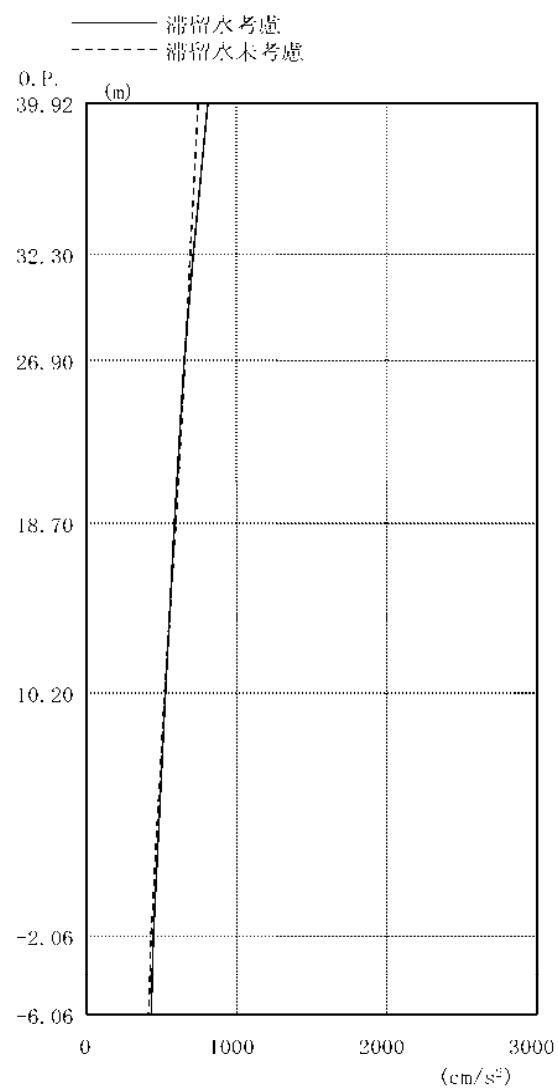


図 2.3.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

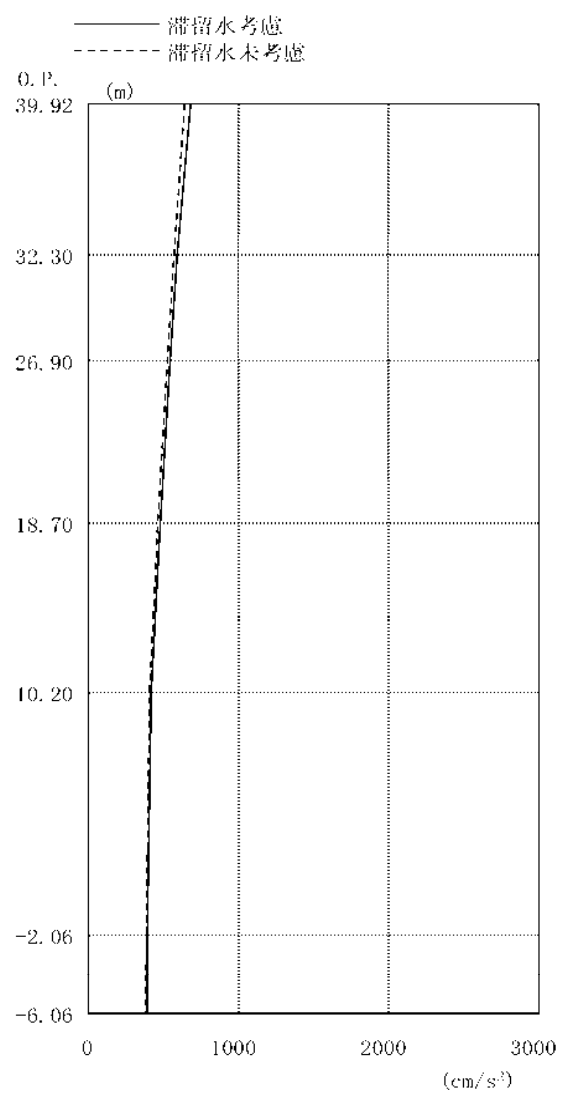


図 2.3.5 6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss 3H)

2.3.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 2.3.6-1 及び表 2.3.6-2 に示す。また、図 2.3.6-1 及び図 2.3.6-2 に基準地震動 S_s に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で 0.10×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-4}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEA4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、3号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.3.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～ -2.06	考慮	0.09	0.09	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.08	0.07	

表 2.3.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O.P.	滞留水	Ss 1H	Ss 2H	Ss 3H	評価基準
B1F	10.20～ -2.06	考慮	0.09	0.10	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.09	0.07	

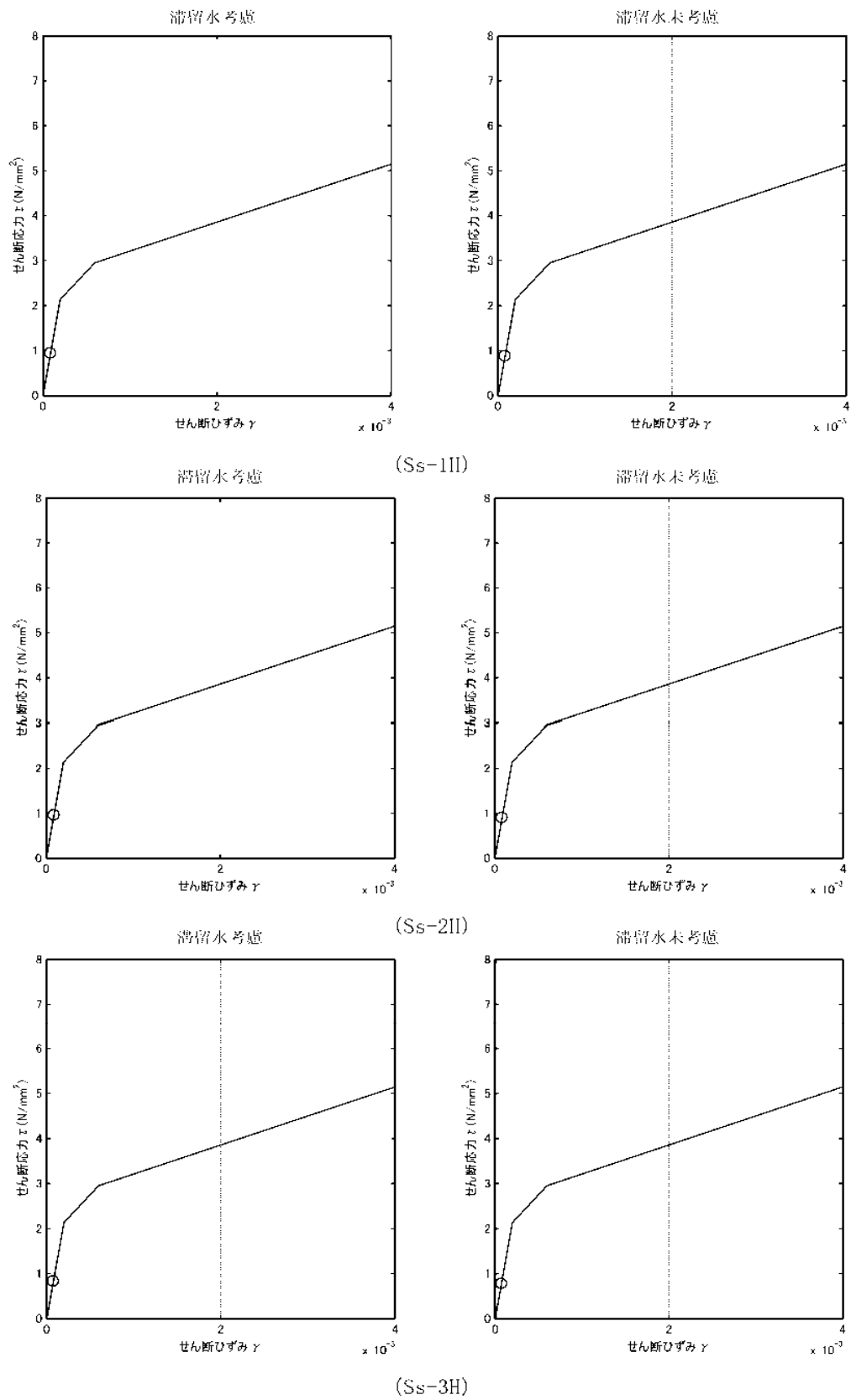


図 2.3.6 1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)

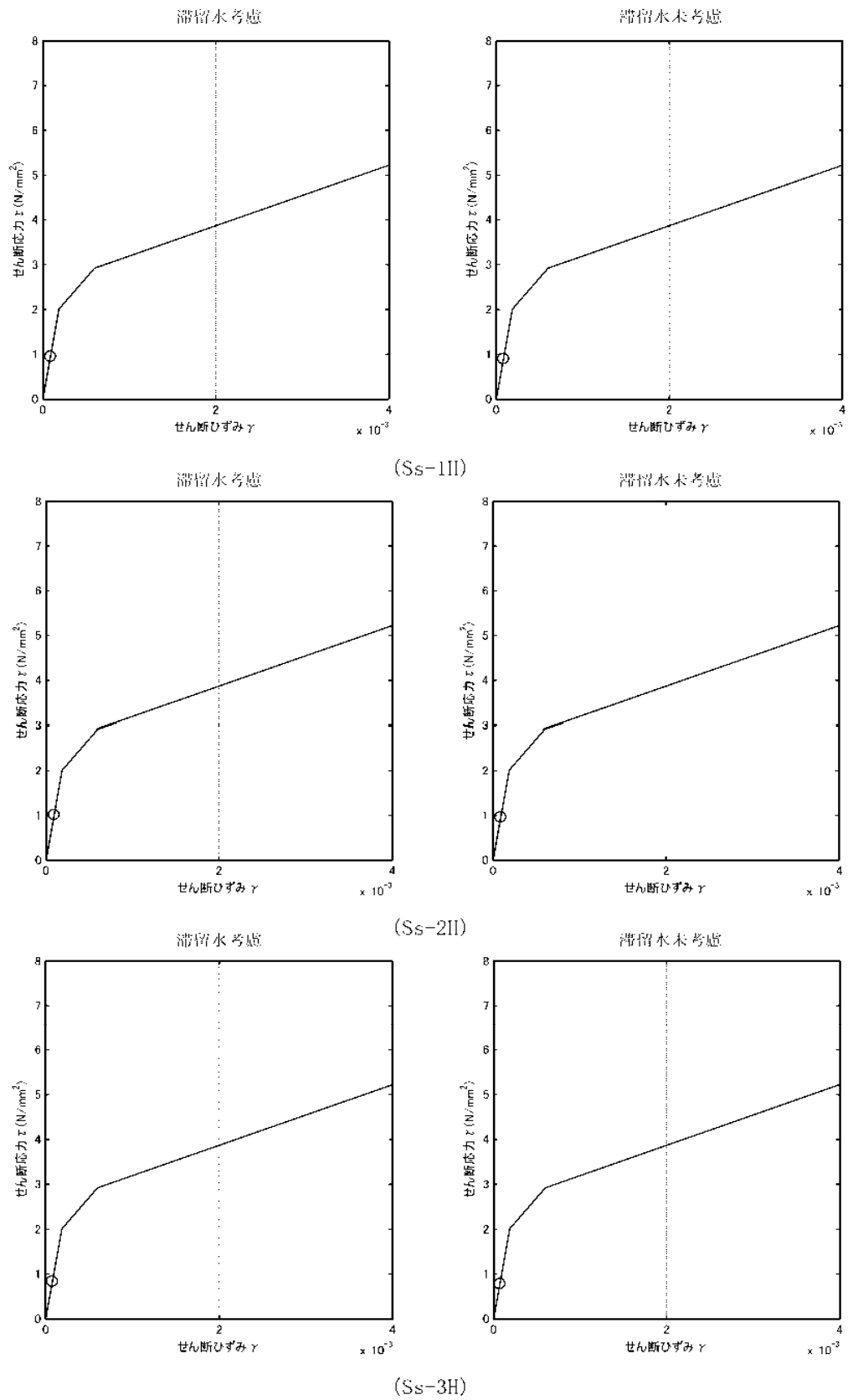


図 2.3.6 2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

3 タービン建屋

3.1 3号機タービン建屋（代表号機）

3.1.1 解析評価方針

タービン建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構造物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

タービン建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは、地下1階から地上3階に設置された機器を含む建屋全域を NS、EW 方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

タービン建屋の地震応答解析の評価手順例を、図-3.1.1 に示す。

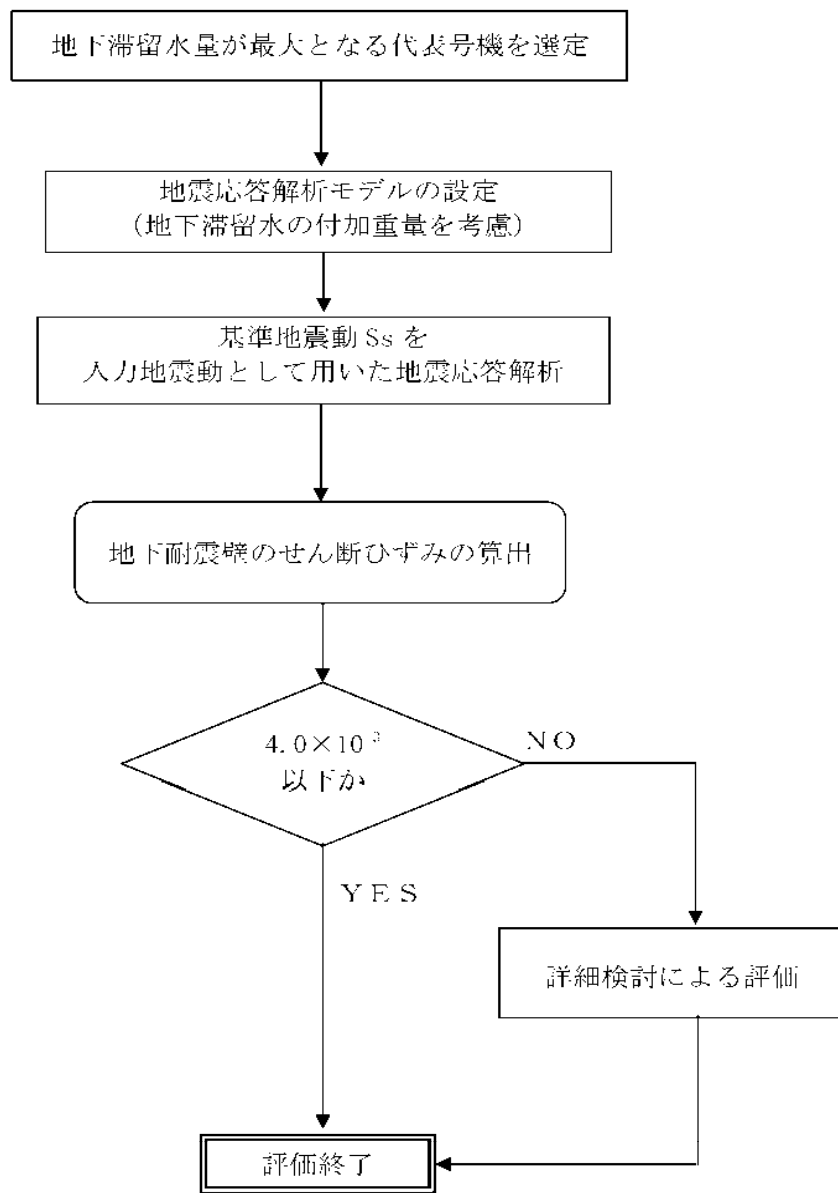


図 3.1.1 1 タービン建屋の地震応答解析の評価手順例

3.1.2 代表号機の選定

タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 3.1.2-1 に示す。表 3.1.2-1 より、貯水量の最も多い 3 号機を代表号機と選定する。

表 3.1.2-1 タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1 号機	2 号機	3 号機	4 号機
水位	O. P. 5, 300	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000
貯水量	9, 600m ³	13, 500m ³	16, 400m ³	12, 800m ³

3.1.3 解析に用いる入力地震動

3号機タービン建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 〔発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針〕の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官19第603号 平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.1.3-1 に示す。この3号機タービン建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s の加速度波形について、図 3.1.3-2 に示す。

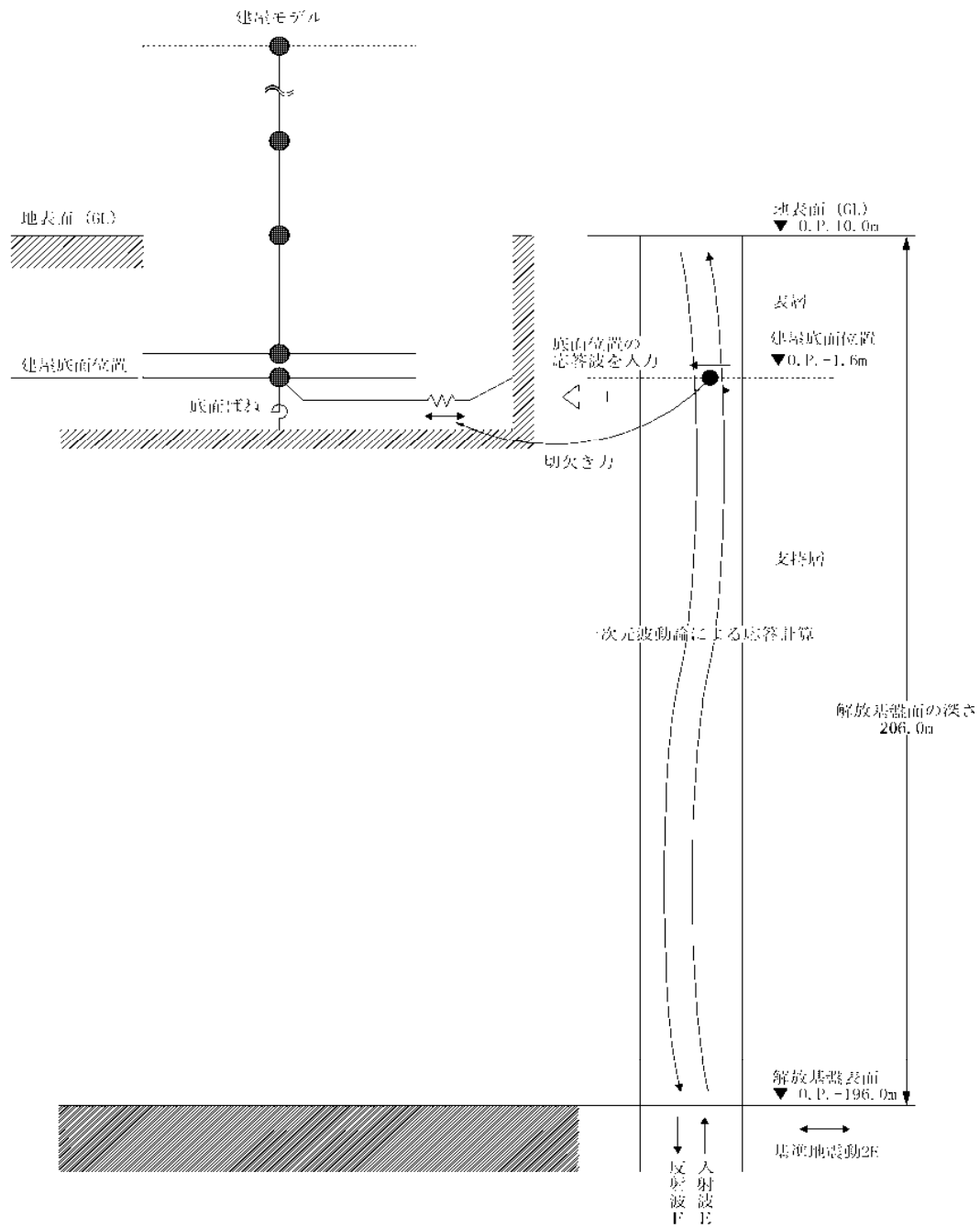


図 3.1.3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

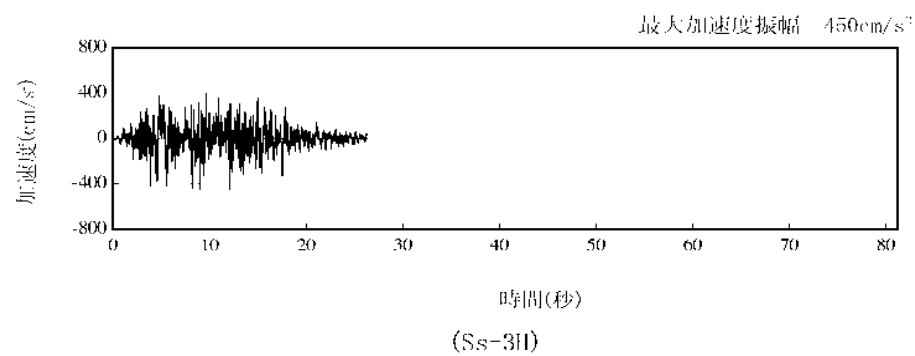
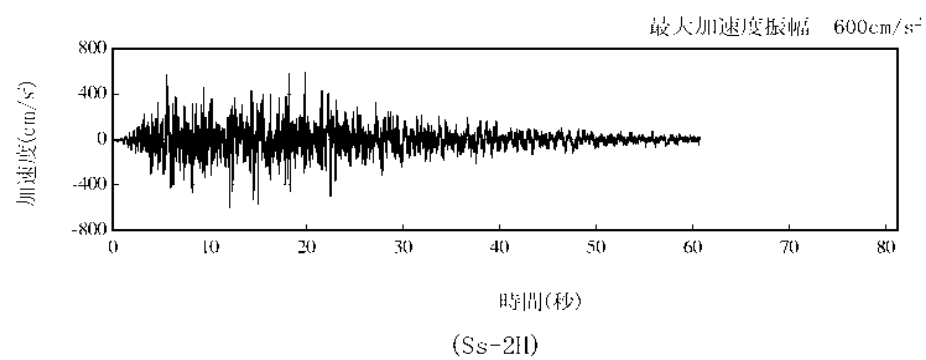
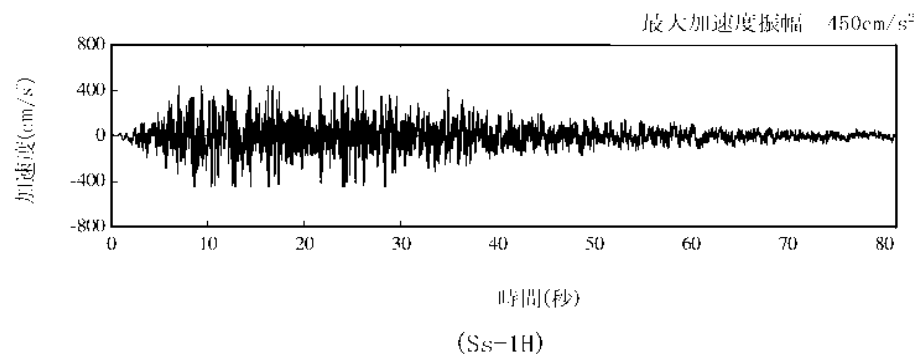


図 3.1.3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

3.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 3 号機タービン建屋の地震応答解析は、「3.1.3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 3.1.4-1 及び図 3.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。建屋-地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 3.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を図 3.1.4-3～図 3.1.4-6 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 3.1.4-2 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 3.1.4-7 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋-地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

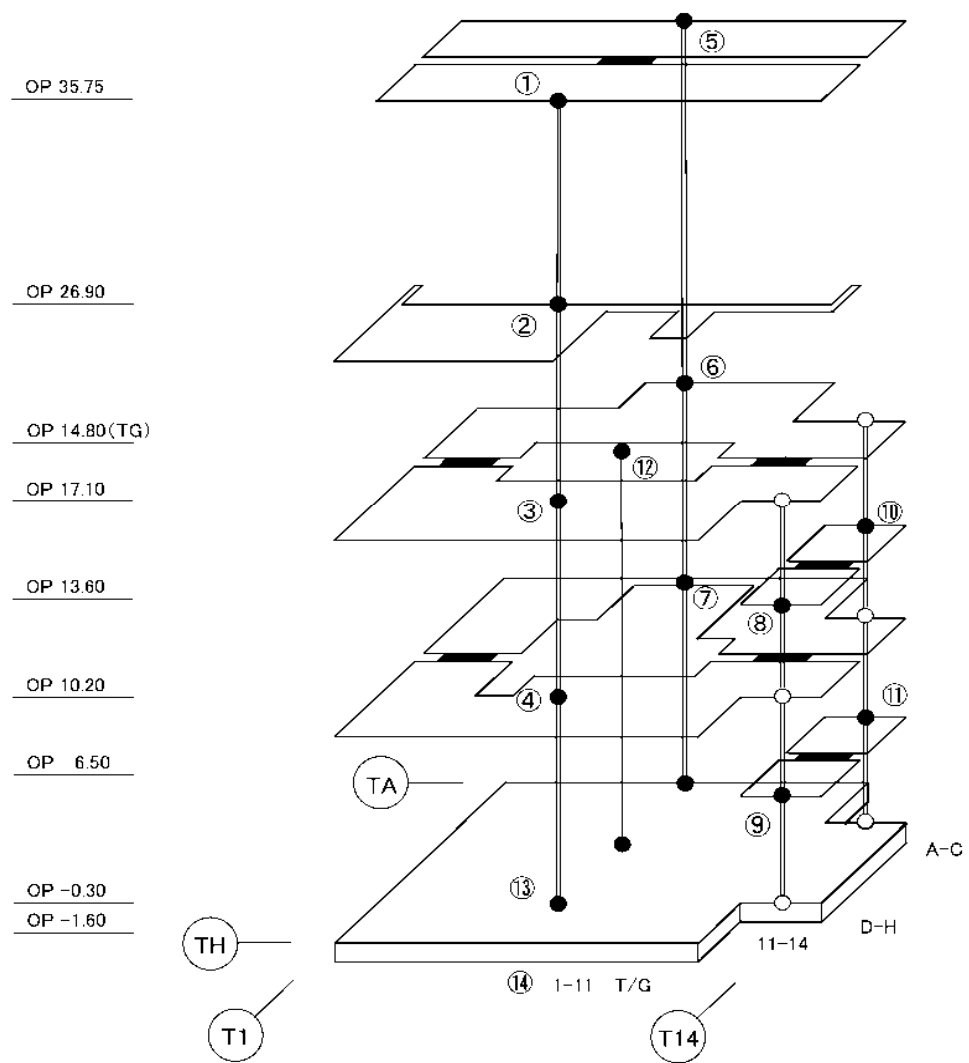


図 3.1.4 1 3号機タービン建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

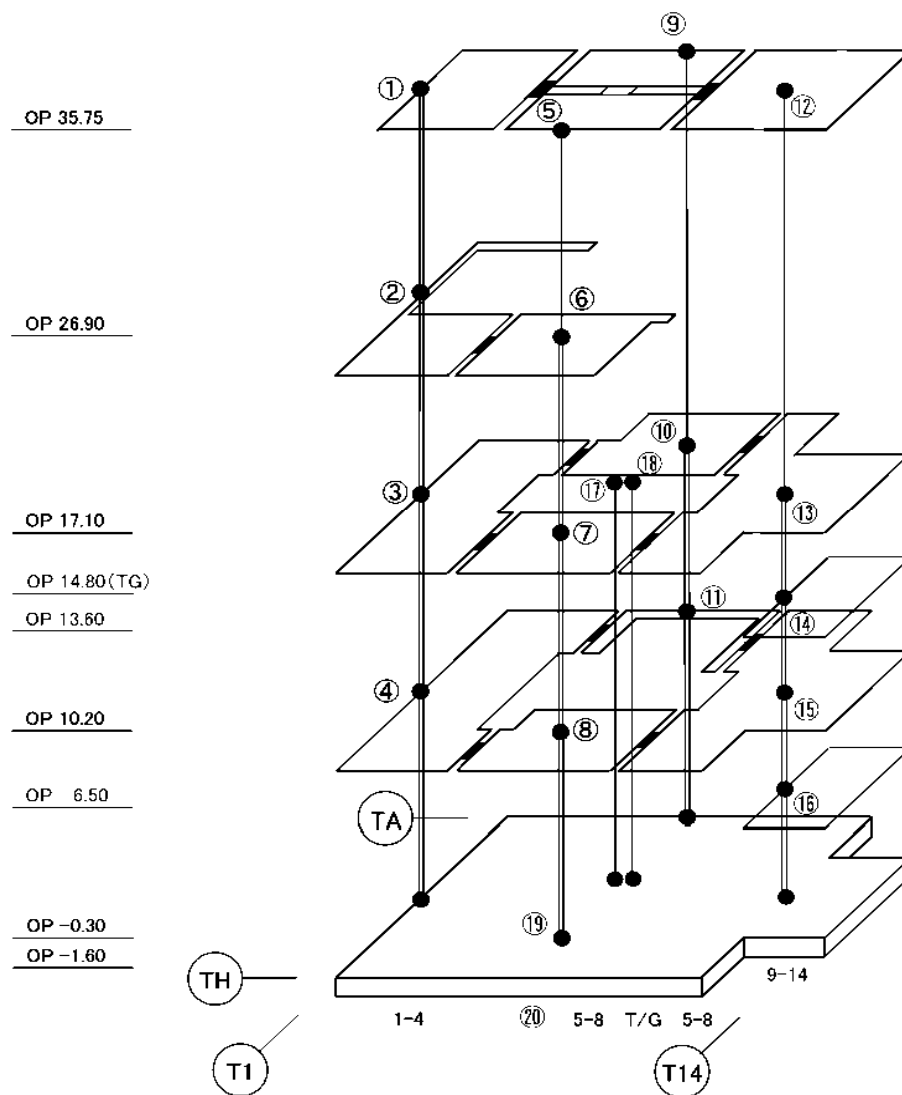


図 3.1.4-2 3号機タービン建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 3.1.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンクリート	強度*1 F_c (N/mm^2)	ヤング係数*2 E (N/mm^2)	せん断弾性係数*2 G (N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m^3)
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				
鋼材	SS400相当 (SS41)				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

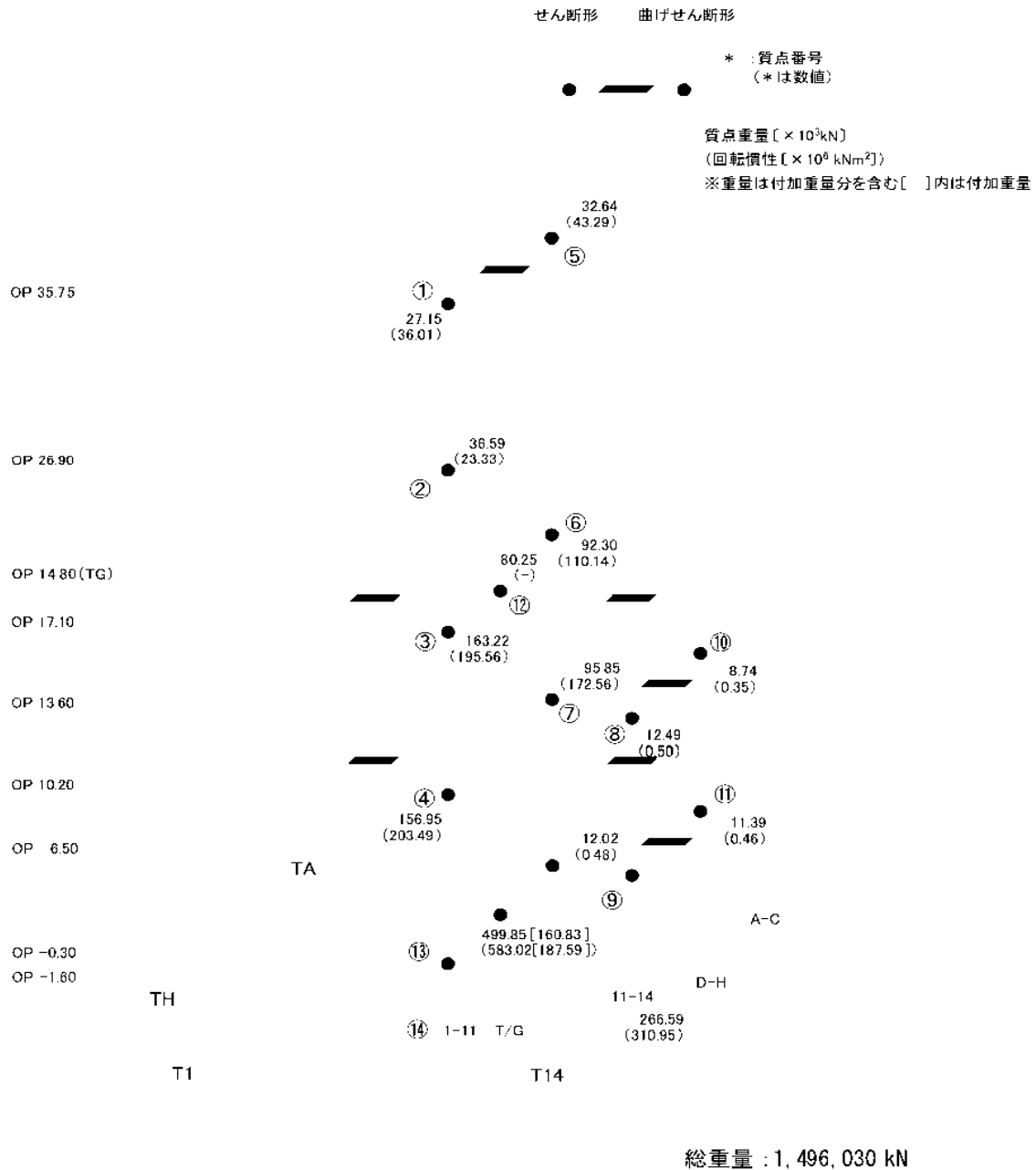
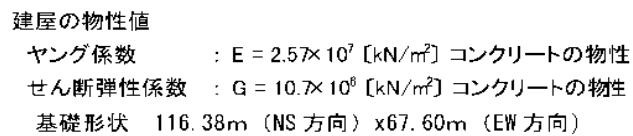


図 3.1.4-3 建屋解析モデルの諸元 (重量・回転慣性) (NS 方向)



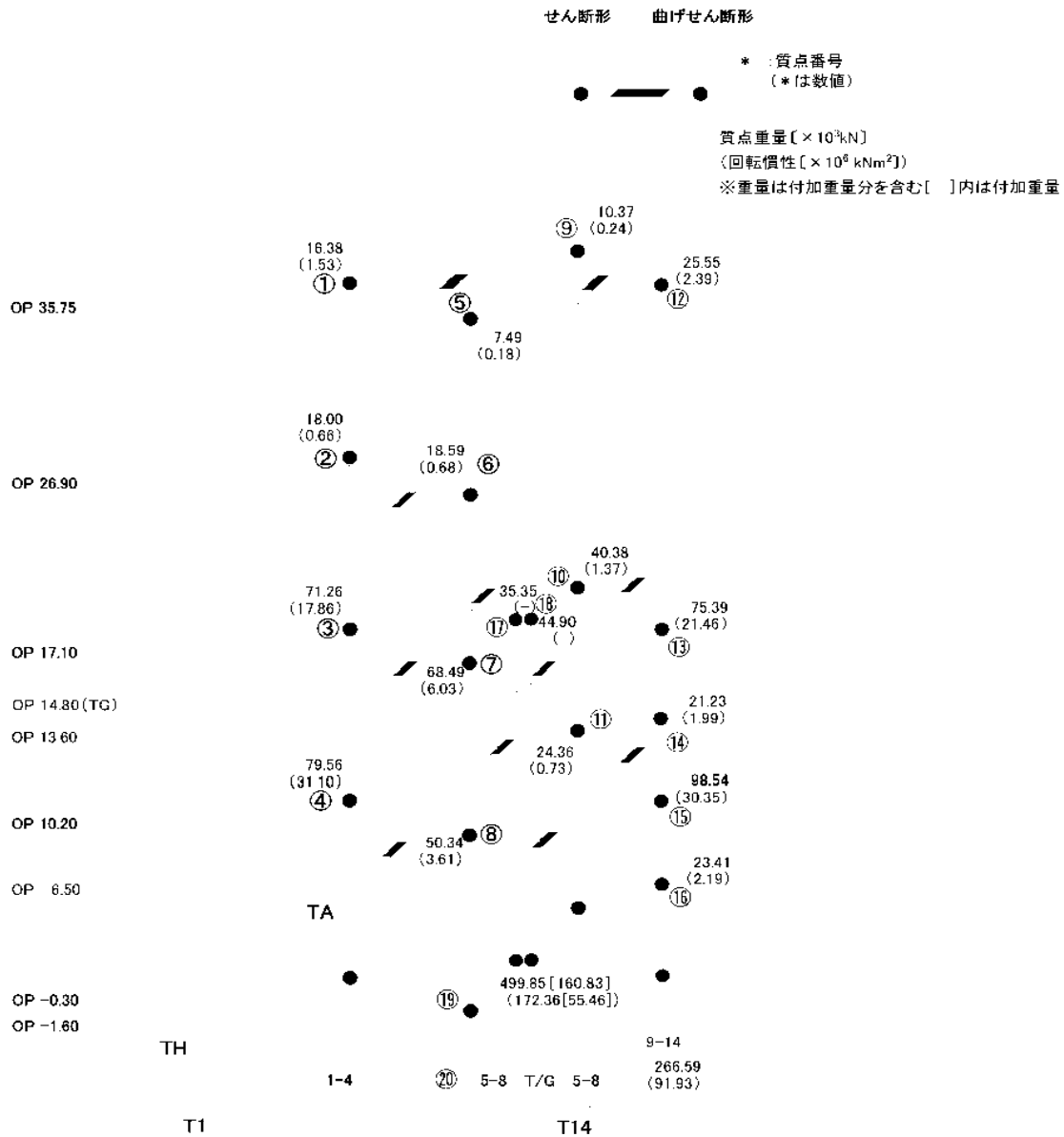
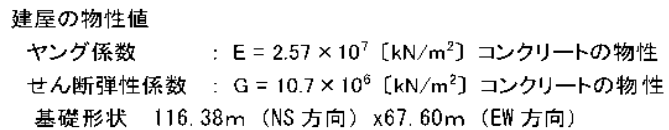


図 3.1.4-5 建屋解析モデルの諸元（重量・回転慣性）（EW 方向）



II-2-6-添 2-81

表 3.1.4-2 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

表 3.1.4-2 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

表 3.1.4-2 (3) 地盤定数
(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

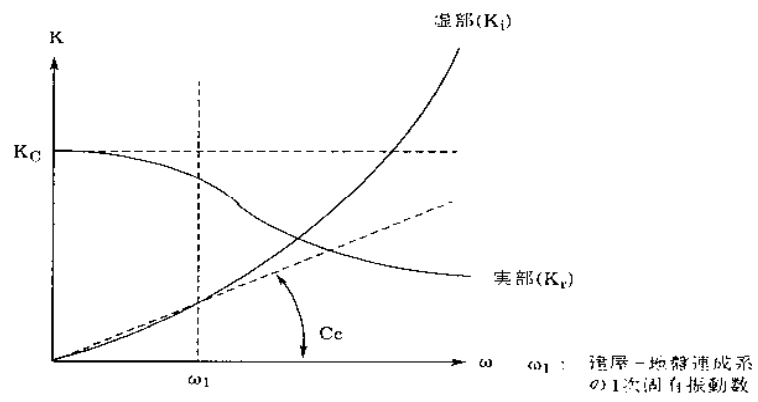


図 3. 1. 4-7 地盤ばねの近似

3.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を, 滞留水を未考慮の場合と比較して, 図 3.1.5-1～図 3.1.5-6 に示す。

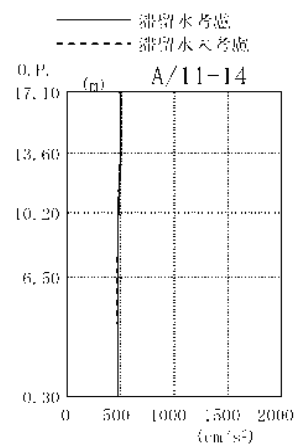
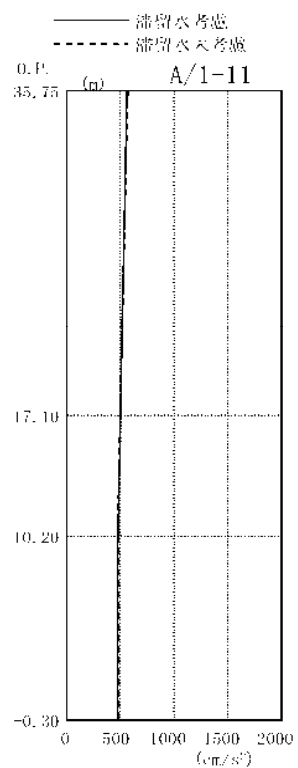
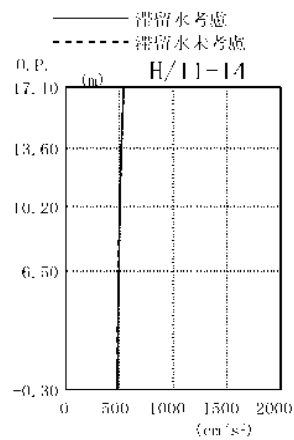
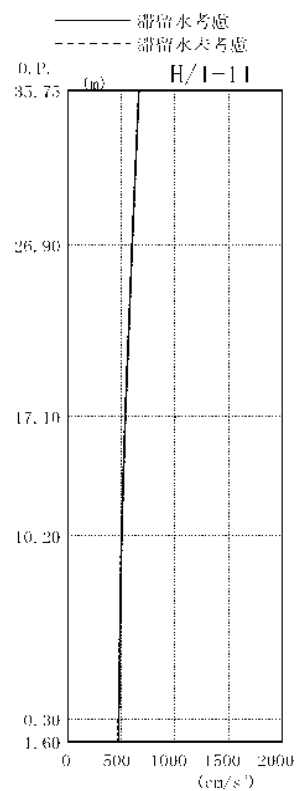


図 3.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

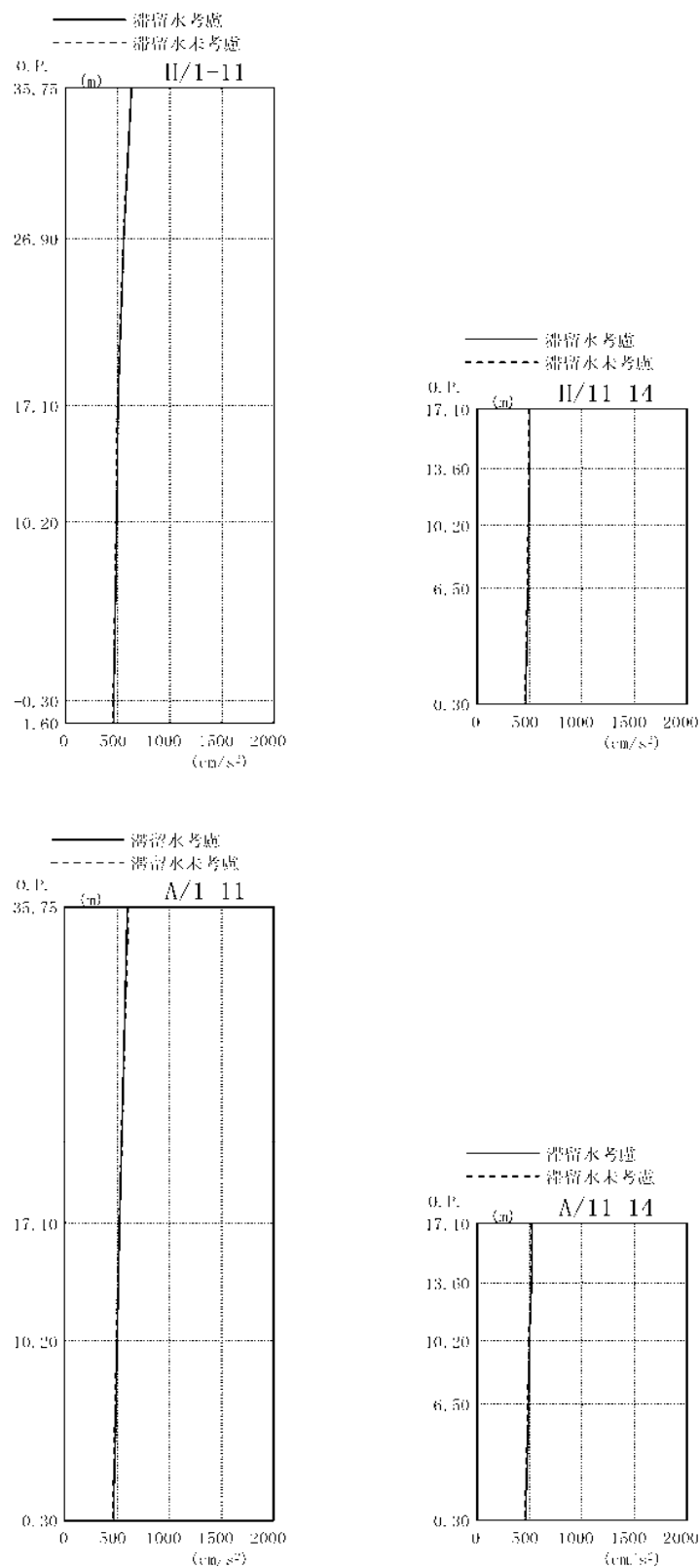


図 3.1.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

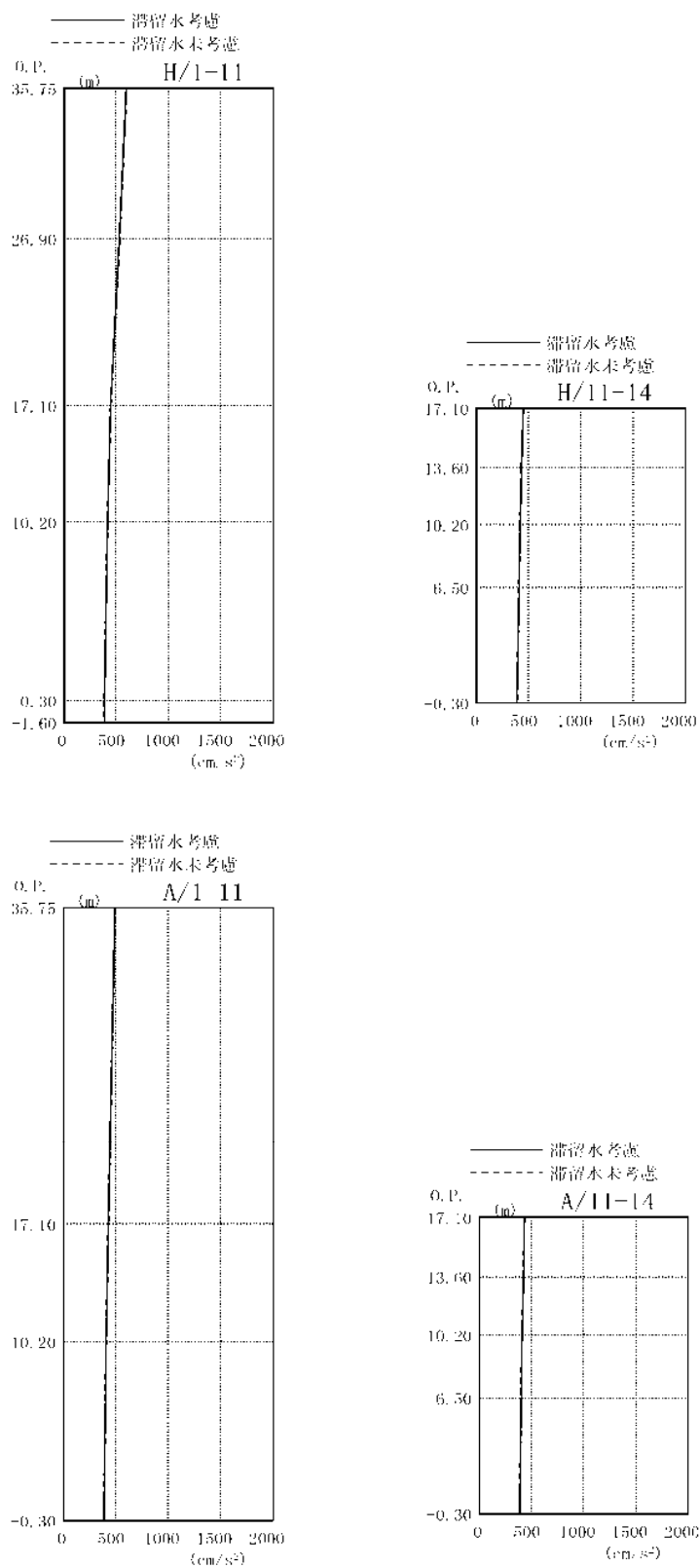


图 3.1.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

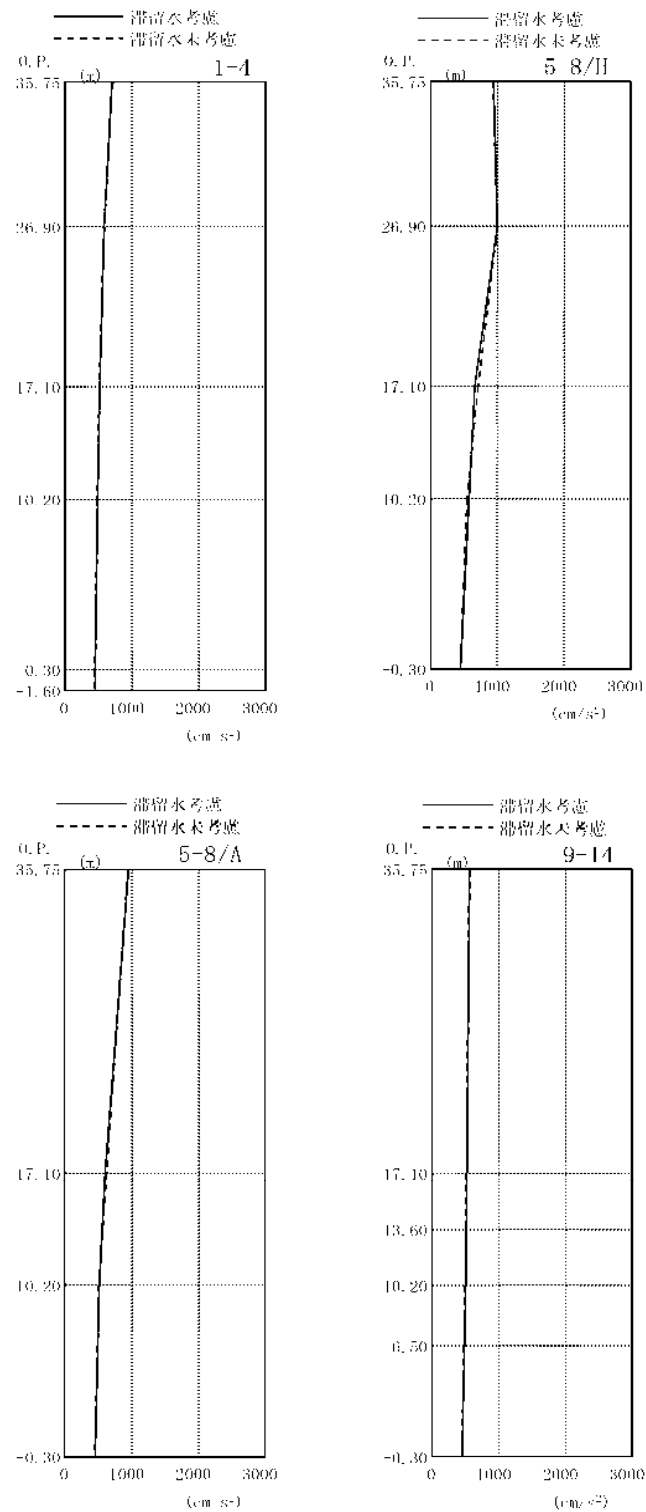


図 3.1.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-III)

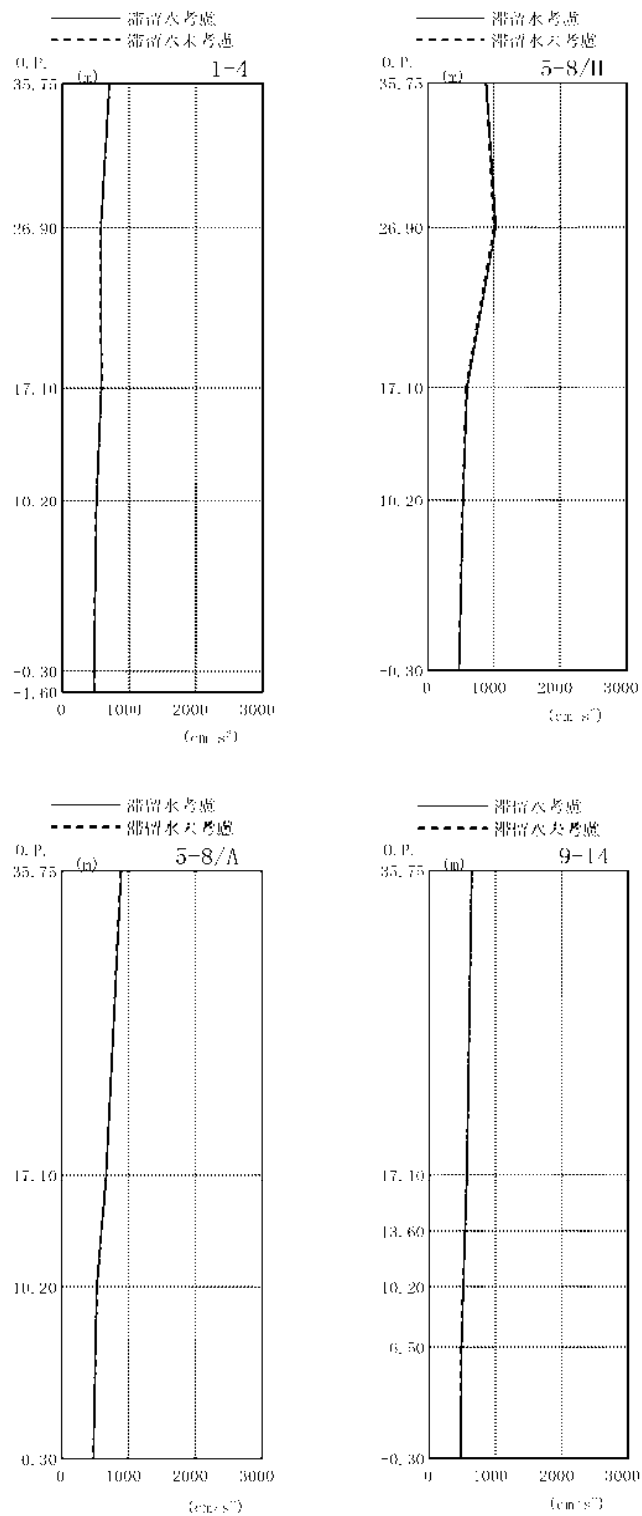


图 3.1.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

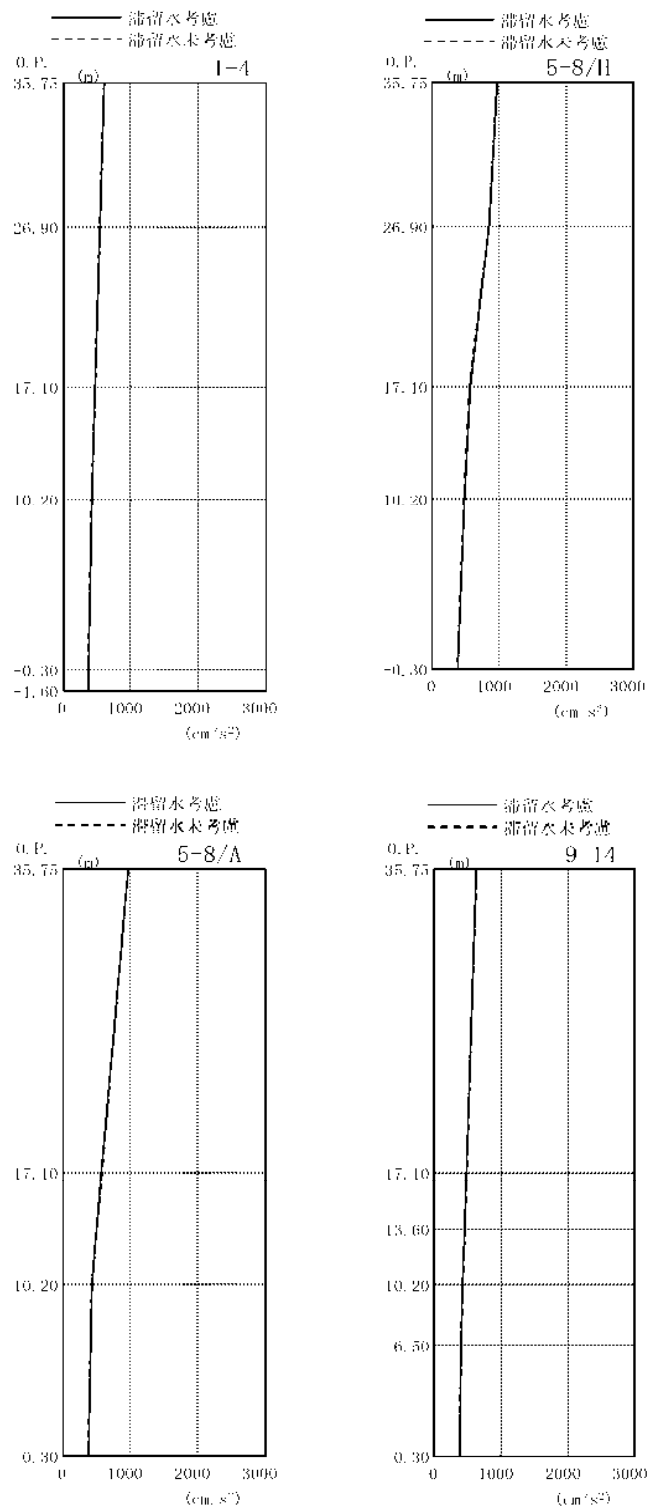


図 3.1.5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3H)

3.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 3.1.6-1 及び表 3.1.6-2 に示す。また、図 3.1.6-1 及び図 3.1.6-2 に基準地震動 S_s に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で 0.15×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JFAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、3号機タービン建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 3.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

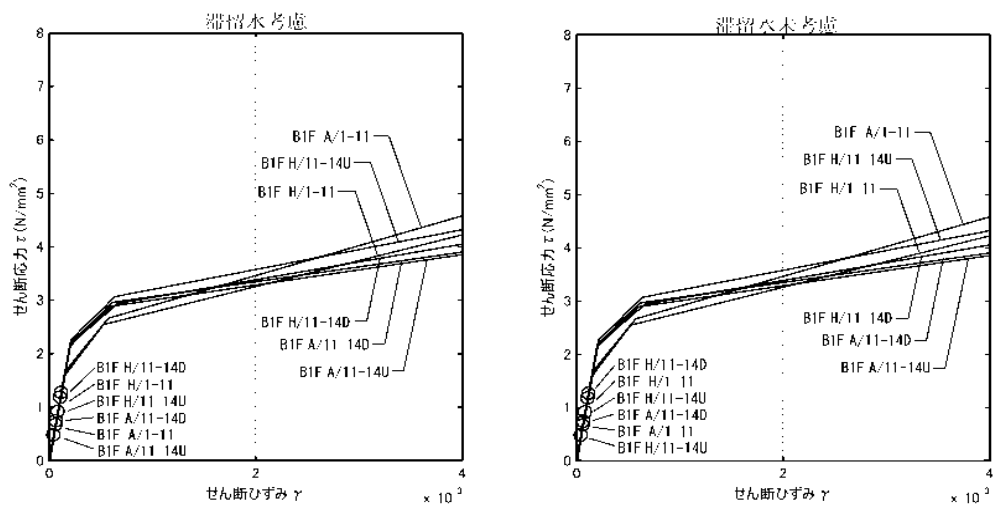
(単位: $\times 10^{-3}$)

階	通り		O. P.	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
				滞留水		滞留水		滞留水		
				考慮	未考慮	考慮	未考慮	考慮	未考慮	
B1F	H/1-11		10.20~-0.30	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	4.0 以下
	H/11-14	U	10.20~6.50	0.09	0.09	0.08	0.08	0.08	0.08	
		D	6.50~-0.30	0.12	0.12	0.12	0.12	0.11	0.11	
	A/1-11		10.20~-0.30	0.07	0.07	0.07	0.07	0.06	0.06	
	A/11-14	U	10.20~6.50	0.05	0.05	0.05	0.05	0.04	0.04	
		D	6.50~-0.30	0.07	0.07	0.08	0.07	0.06	0.06	

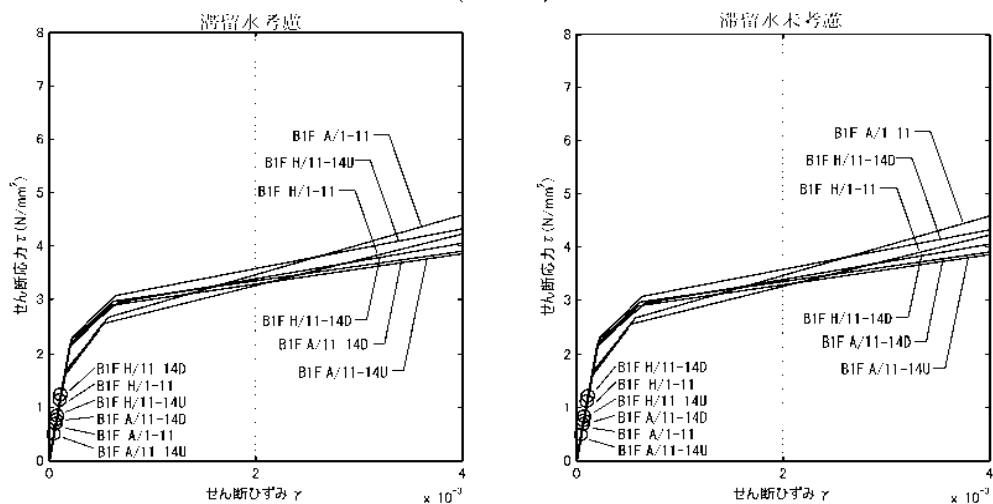
表 3.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

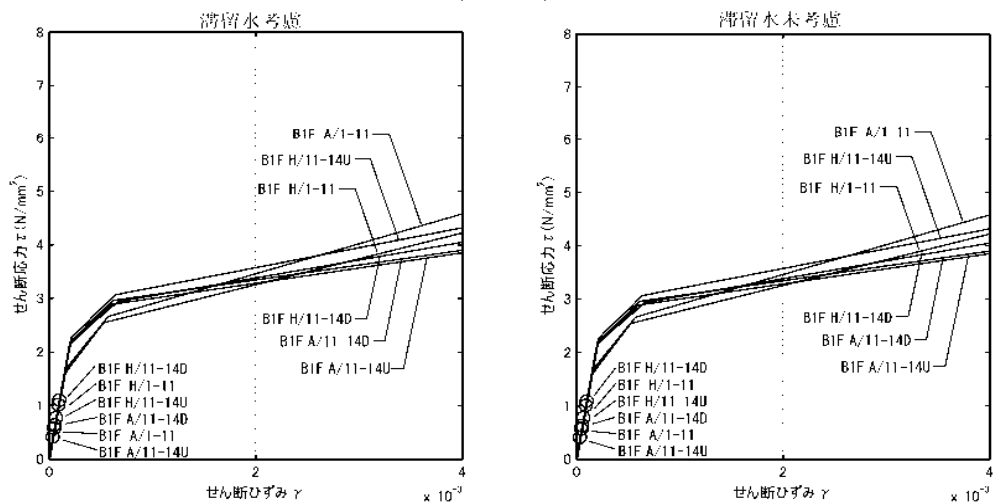
階	通り	O. P.	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準	
			滞留水		滞留水		滞留水			
			考慮	未考慮	考慮	未考慮	考慮	未考慮		
B1F	1-4	10.20～-0.30	0.09	0.09	0.08	0.08	0.08	0.07	4.0 以下	
	5-8/H	10.20～-0.30	0.09	0.10	0.09	0.09	0.08	0.08		
	5-8/A	10.20～-0.30	0.09	0.09	0.10	0.10	0.08	0.08		
	9-14	U	10.20～6.50	0.13	0.13	0.14	0.13	0.11		0.11
		D	6.50～-0.30	0.14	0.14	0.15	0.15	0.12		0.12



(Ss-1H)

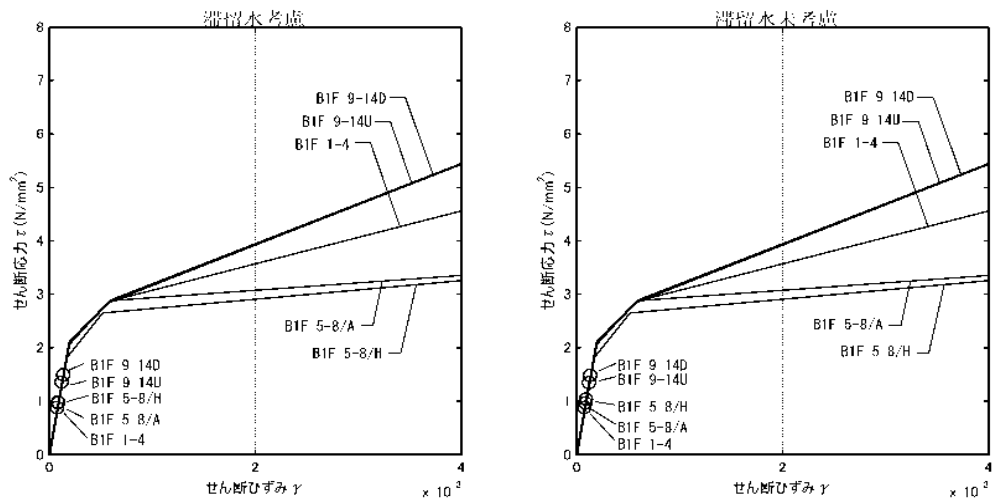


(Ss-2H)

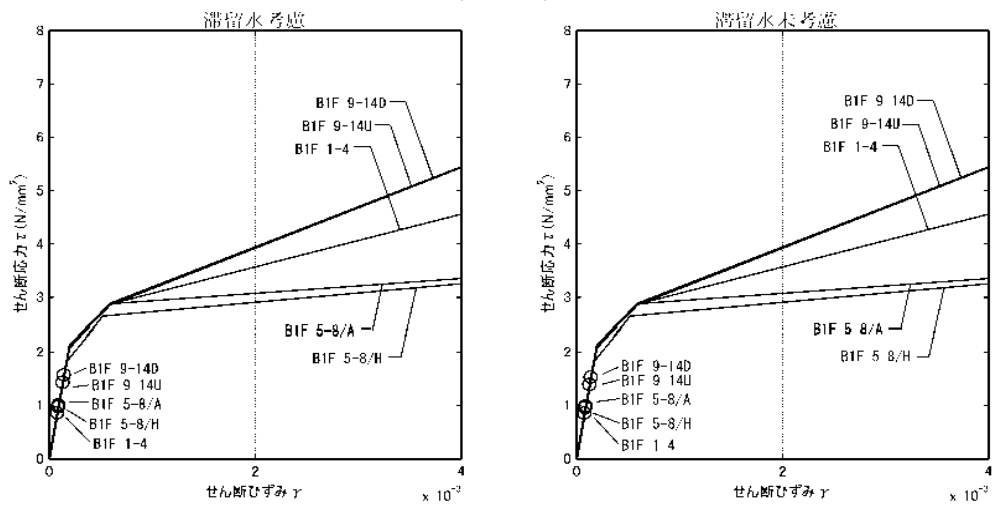


(Ss-3H)

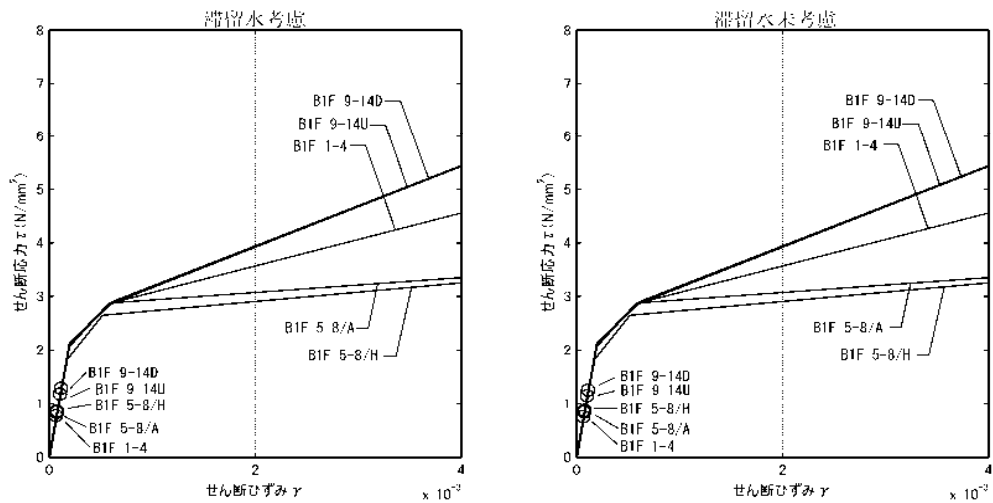
図 3.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 3.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (FW 方向)

3.2 代表号機以外の検討

滞留水による影響を確認するため、滞留水量が最大であり重量変動が最も大きくなる3号機タービン建屋を代表号機として耐震安全性評価を行った結果、滞留水を考慮しても地下外壁の耐震安全性については十分余裕があることを確認している。

また、タービン建屋は、各号機の機能は同じであることから、構造形式および形状は各号機で同様となっている。各号機のタービン建屋の固有周期を比較した場合、一次固有周期はNS方向で0.23～0.26秒、EW方向で0.21～0.26秒となり、各号機の振動性状に顕著な差はみられない。

代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルに各建屋の一次固有周期を重ね描きしたものの、および代表号機の地下外壁の最大応答せん断ひずみに、代表号機の入力動の応答スペクトルにおける代表号機の一次固有周期の応答加速度 α_{T1} と各号機の一次固有周期の応答加速度 α_{Tj} の比 α_{amp} を乗じた γ_{resp} を図3.2-1～図3.2-3に示す。 γ_{resp} は各号機ともに評価基準値 4×10^{-3} に対して十分に小さいことから、代表号機以外についても地下外壁の耐震安全性は確保されているといえる。

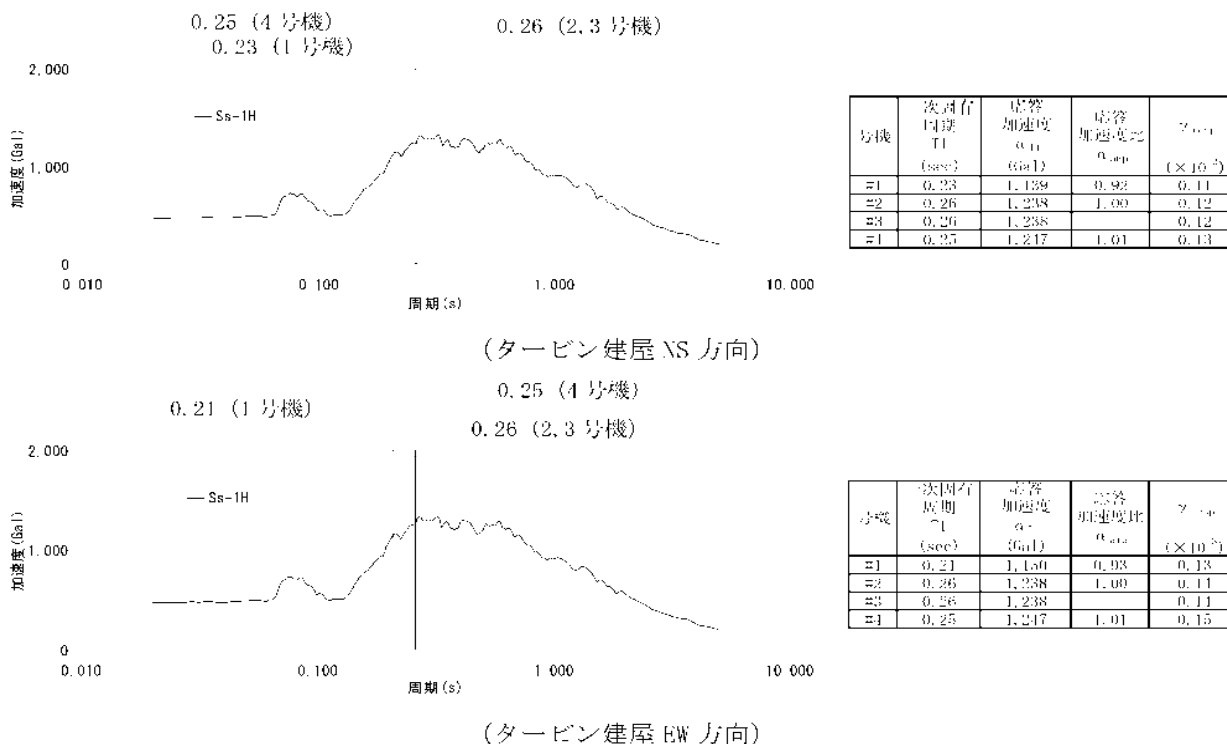


図3.2-1 代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-IH)

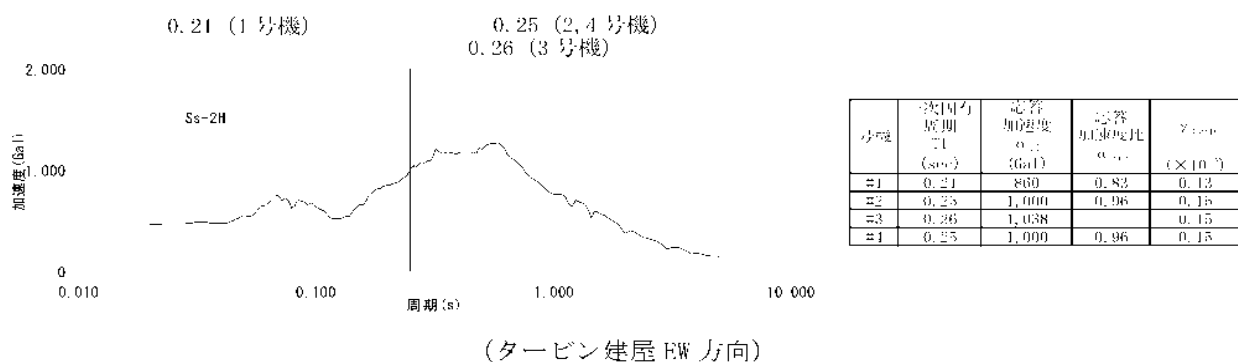
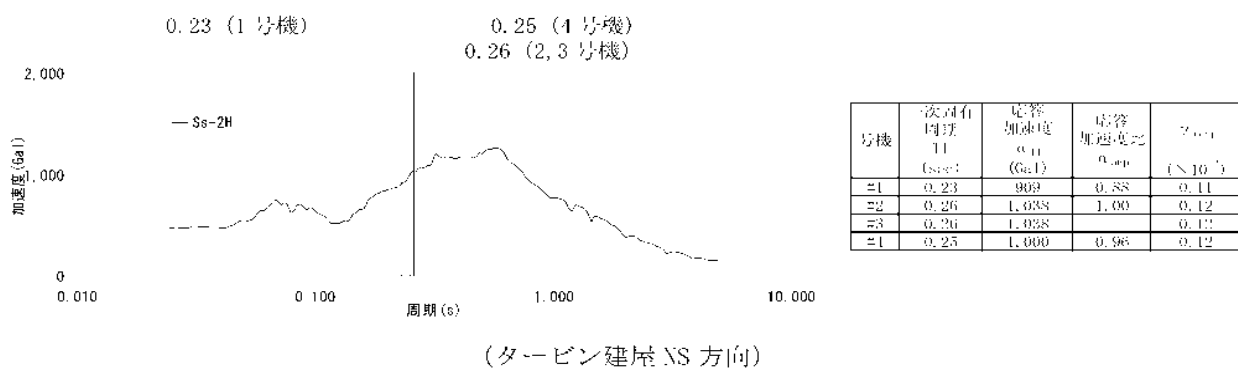


図 3.2-2 代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-2H)

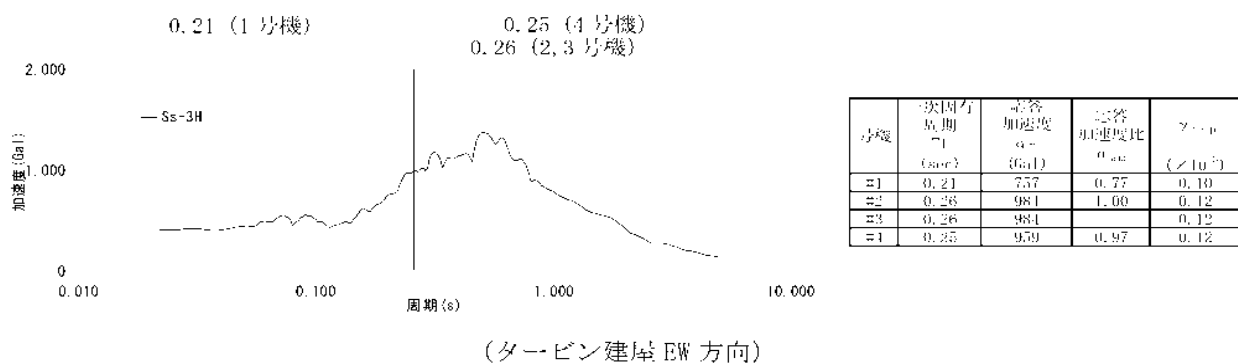
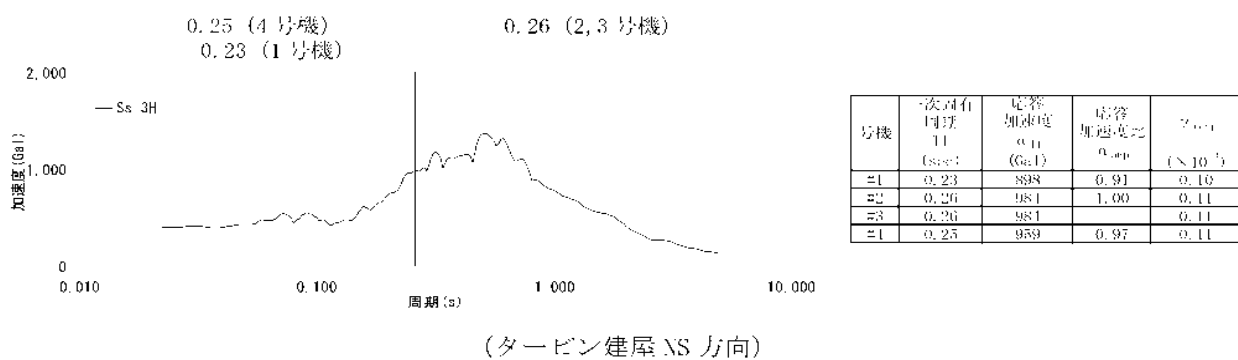
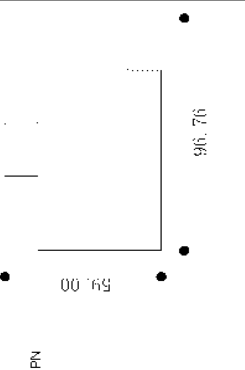
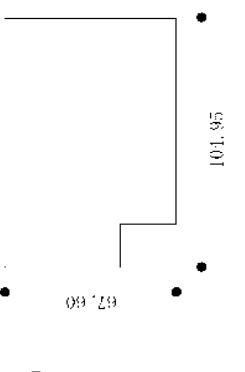
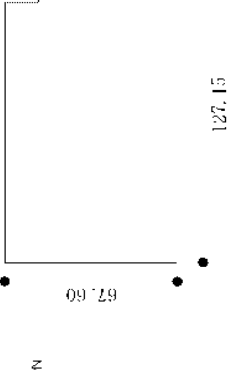
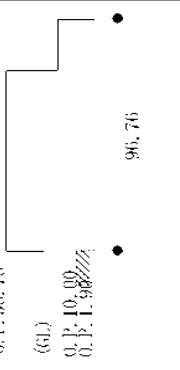
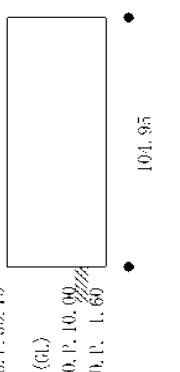
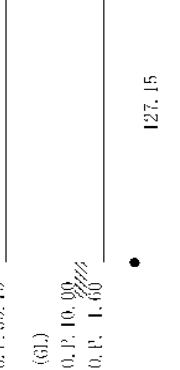
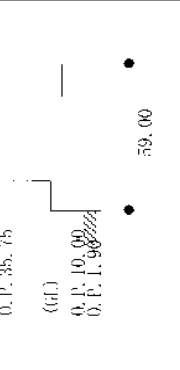
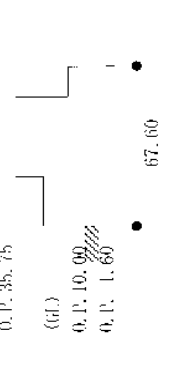
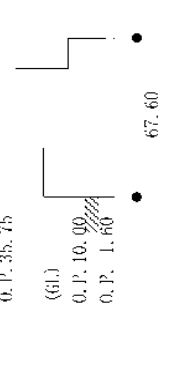


図 3.2-3 代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-3H)

表 3.2-1 タービン建屋の形状・一次固有周期・滞留水量の比較

1号機タービン建屋		2号機タービン建屋	3号機タービン建屋 (代表号機)	4号機タービン建屋
一次固有周期 (s)	平面図			
	N S 方向断面			
	E W 方向断面			
	Ss-1H	0.23	0.26	0.25
	Ss-2H	0.23	0.26	0.25
	Ss-3H	0.23	0.26	0.25
滞留水量(m³) 同一レベルの 貯留比率※	F	0.21	0.26	0.25
	W	0.21	0.26	0.25
	Ss-3H	0.21	0.26	0.25
	滞留水量(m³)	9,600	16,400	12,800
同一レベルの滞留水量と質点重量の比率		BIF:0.330	BIF:0.370	BIF:0.285

※同一レベルの滞留水量と質点重量の比率

4 廃棄物処理建屋

4.1 4号機廃棄物処理建屋（代表号機）

4.1.1 解析評価方針

廃棄物処理建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

廃棄物処理建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは、地下1階から地上3階に設置された機器を含む建屋全域を NS, EW 方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、保守的にその全てを固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 4.1.1-1 に示す。

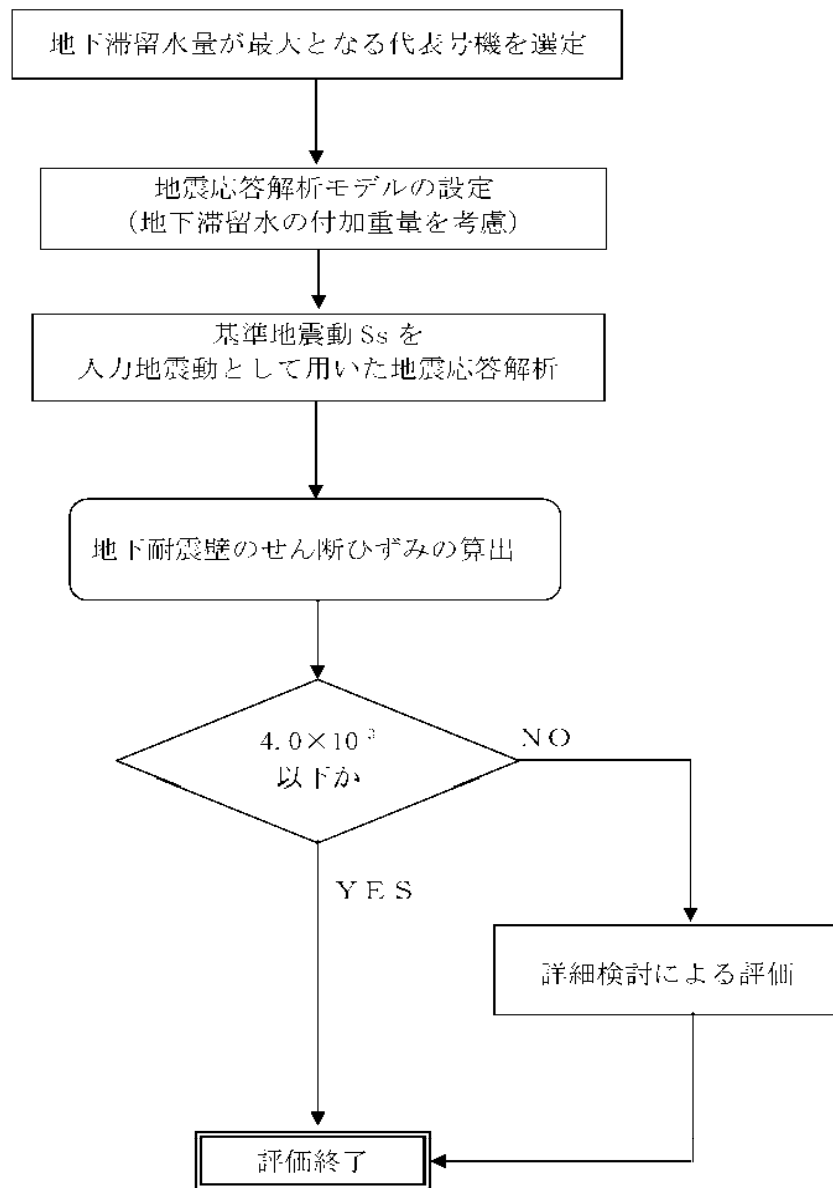


図 4.1.1-1 廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例

4.1.2 代表号機の選定

廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 4.1.2-1 に示す。表 4.1.2-1 より、貯水量の最も多い 4 号機を代表号機と選定する。

表 4.1.2-1 廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1 号機	2 号機	3 号機	4 号機
水位	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000
貯水量	1, 400m ³	2, 600m ³	2, 600m ³	4, 500m ³

4.1.3 解析に用いる入力地震動

4号機廃棄物処理建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 〔発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針〕の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官19第603号 平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図4.1.3-1に示す。この廃棄物処理建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s の加速度波形について、図4.1.3-2に示す。

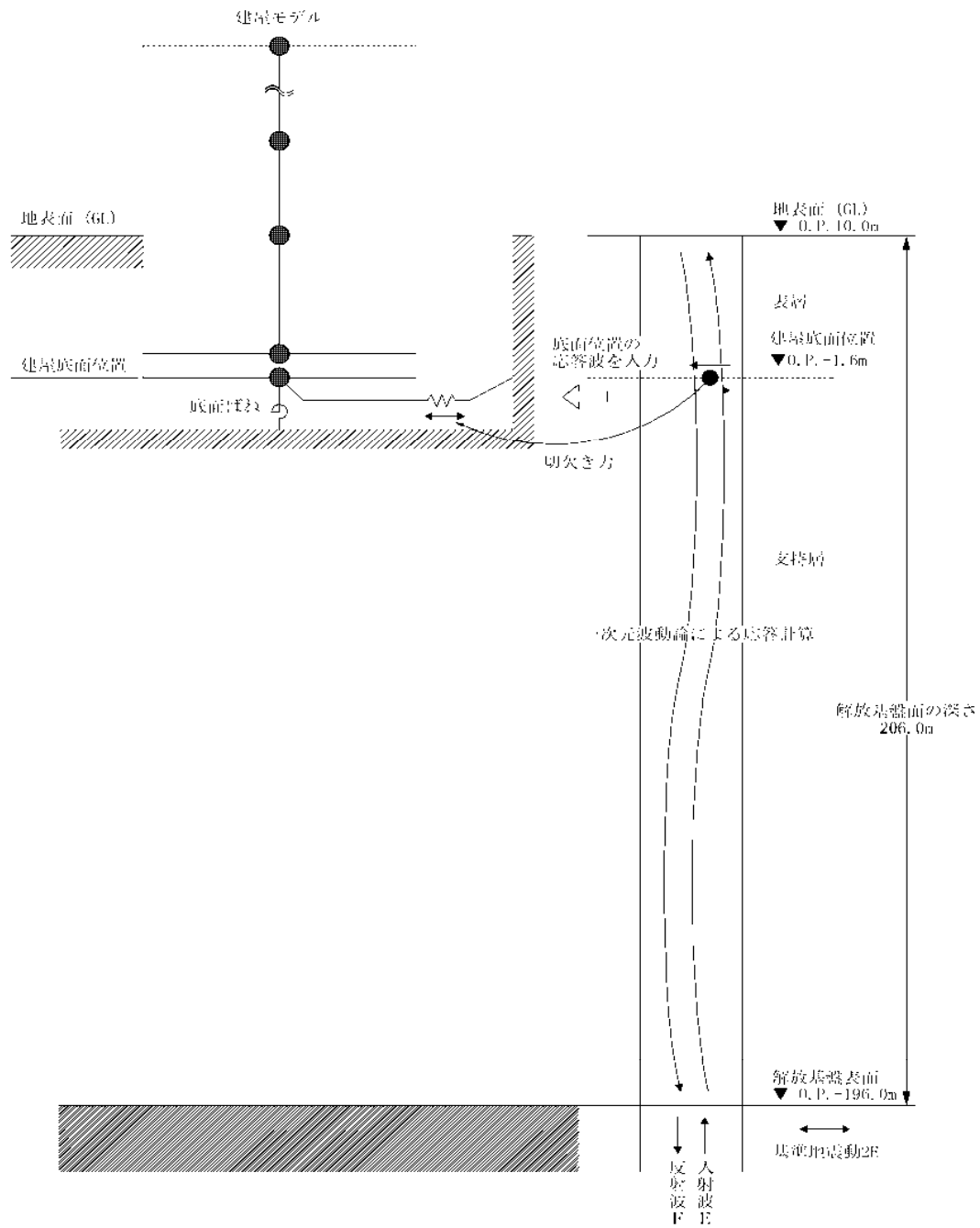


図 4. 1. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

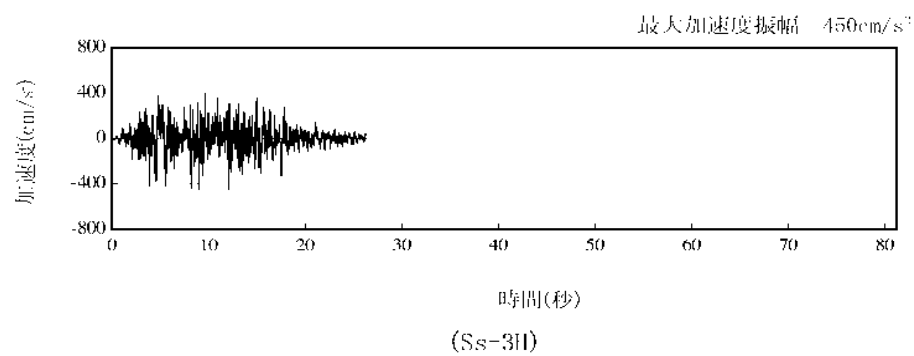
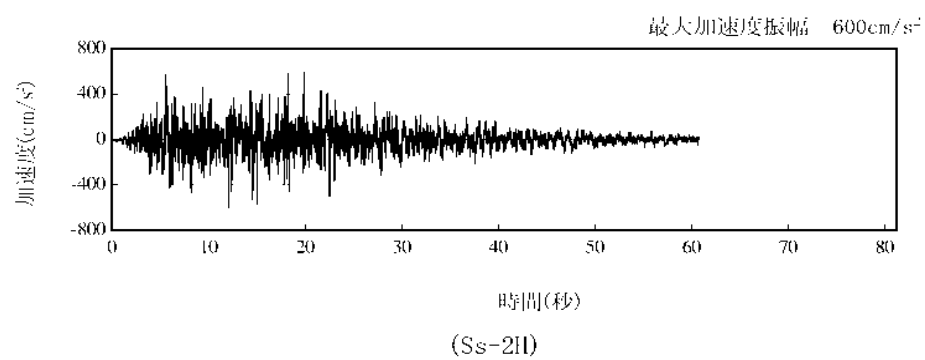
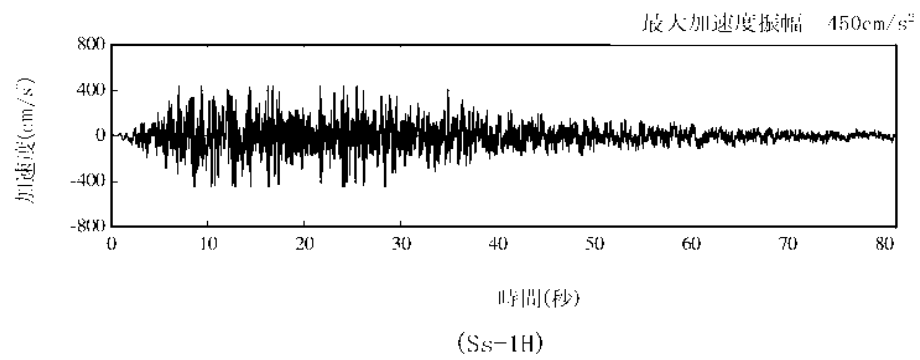


図 4.1.3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 4 号機廃棄物処理建屋の地震応答解析は、「4.1.3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 4.1.4-1 及び図 4.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。建屋-地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 4.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 4.1.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 4.1.4-3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-1.4.3 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋-地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

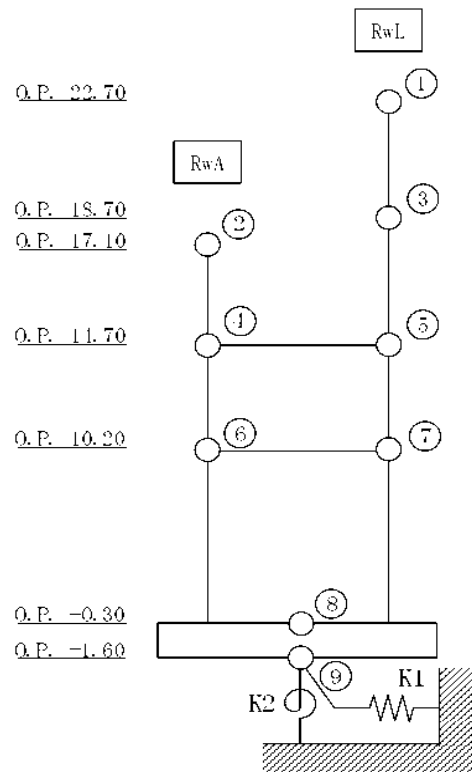


図 4.1.4-1 4号機廃棄物処理建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

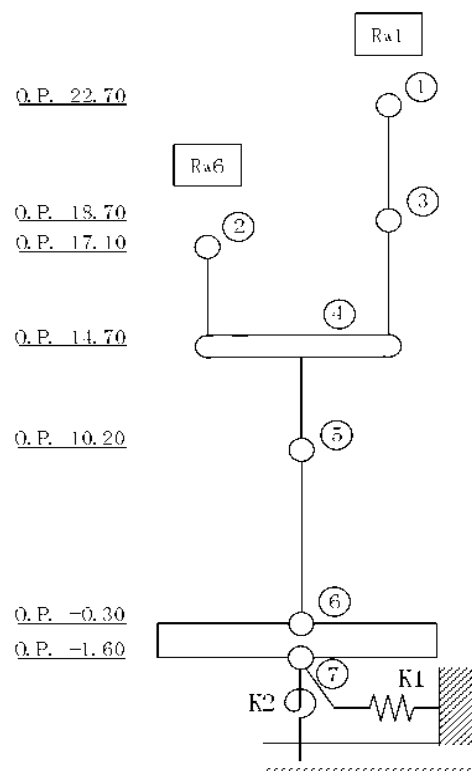


図 4.1.4-2 4号機廃棄物処理建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 4.1.4 1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F _c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10 ⁴	1.07×10 ⁴	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

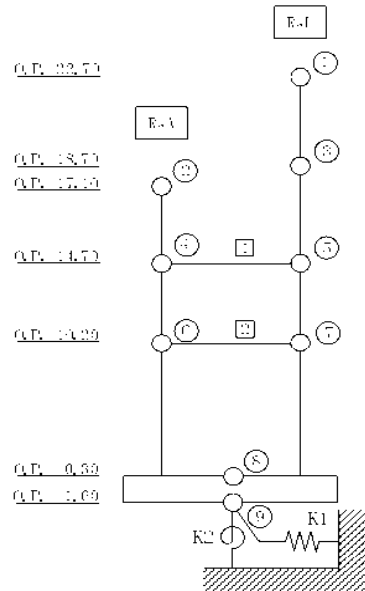
*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 4.1.4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向



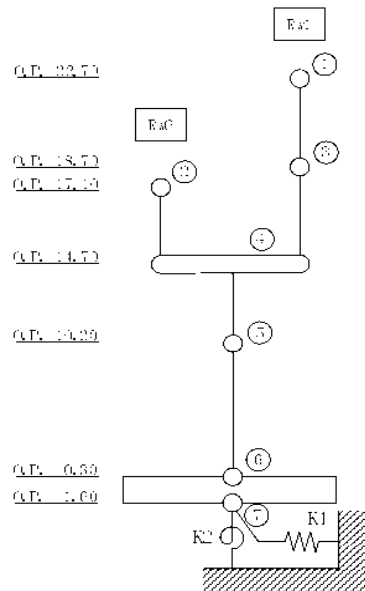
節点 番号	節点位置 O.P. (m)	節点重量 W (kN)	同軸慣性 I _k (×10 ⁶ kN/m ²)	せん断 剛性 As (m ²)	断面2次 モーメント I _p (m ⁴)	節点 番号	節点位置 O.P. (m)	節点重量 W (kN)	同軸慣性 I _k (×10 ⁶ kN/m ²)	せん断 剛性 As (m ²)	断面2次 モーメント I _p (m ⁴)
1	22.7	4,050	0.69			2	17.1	1,920	0.65		
3	18.7	11,790	2.33			4	14.7	13,110	5.48		
5	10.2	35,150	14.70			6	0.3	129,370 (44,130)	91.69 (31.28)		
7	0.3	28,040	19.87			9	-1.6	28,040	19.87		
合計		323,700									

注() : 床面荷重による付加分を示す

ヤング係数 E
せん断弾性係数 G
ポアソン比 ν
減衰比 γ
基礎形状
床のせん断ばね定数 Ks

2.57×10^5 (kN/cm²)
 1.07×10^5 (kN/cm²)
0.20
5%
25.22m(NS 方向) × 72.65m(EW 方向)
[1] : 41.48×10^3 (kN/m) [2] : 15.21×10^3 (kN/cm)

EW 方向



節点 番号	節点位置 O.P. (m)	節点重量 W (kN)	同軸慣性 I _k (×10 ⁶ kN/m ²)	せん断 剛性 As (m ²)	断面2次 モーメント I _p (m ⁴)	節点 番号	節点位置 O.P. (m)	節点重量 W (kN)	同軸慣性 I _k (×10 ⁶ kN/m ²)	せん断 剛性 As (m ²)	断面2次 モーメント I _p (m ⁴)
1	22.7	4,050	0.52			2	17.1	1,920	0.08		
3	18.7	11,790	5.15			4	14.7	37,730	127.38		
5	10.2	110,800	526.07			6	0.3	129,370 (44,130)	614.23 (209.52)		
7	0.3	28,040	133.13			9	-1.6	28,040	133.13		
合計		323,700									

注() : 床面荷重による付加分を示す

ヤング係数 E
せん断弾性係数 G
ポアソン比 ν
減衰比 γ
基礎形状

2.57×10^5 (kN/cm²)
 1.07×10^5 (kN/cm²)
0.20
5%
25.22m(NS 方向) × 72.65m(EW 方向)

表 4.1.4-3(1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-168.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

表 4.1.4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-168.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

表 4. 1. 4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 0. 0 (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 b (%)	層厚 H (m)
10. 0										
1. 9	砂岩	380	17. 8	0. 473	2. 25	2. 62	0. 86	6. 63	3	8. 1
-10. 0	泥岩	450	16. 5	0. 464	2. 66	3. 41	0. 78	7. 79	3	11. 9
-80. 0		500	17. 1	0. 455	3. 40	4. 36	0. 78	9. 89	3	70. 0
-108. 0		560	17. 6	0. 446	4. 39	5. 63	0. 78	12. 70	3	28. 0
-108. 0		600	17. 8	0. 442	5. 09	6. 53	0. 78	14. 68	3	88. 0
-196. 0		700	18. 5	0. 421	9. 24	9. 24	1. 00	26. 26	-	-
	(解放基盤)									

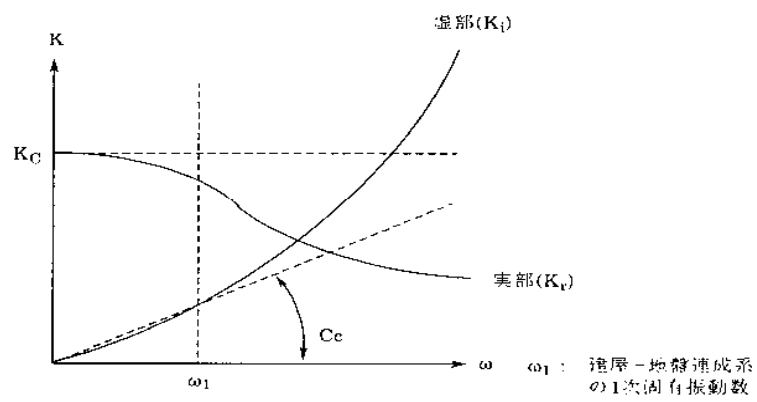


図 4. 1. 4-3 地盤ばねの近似

4.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を, 滞留水を未考慮の場合と比較して, 図 4.1.5-1～図 4.1.5-6 に示す。

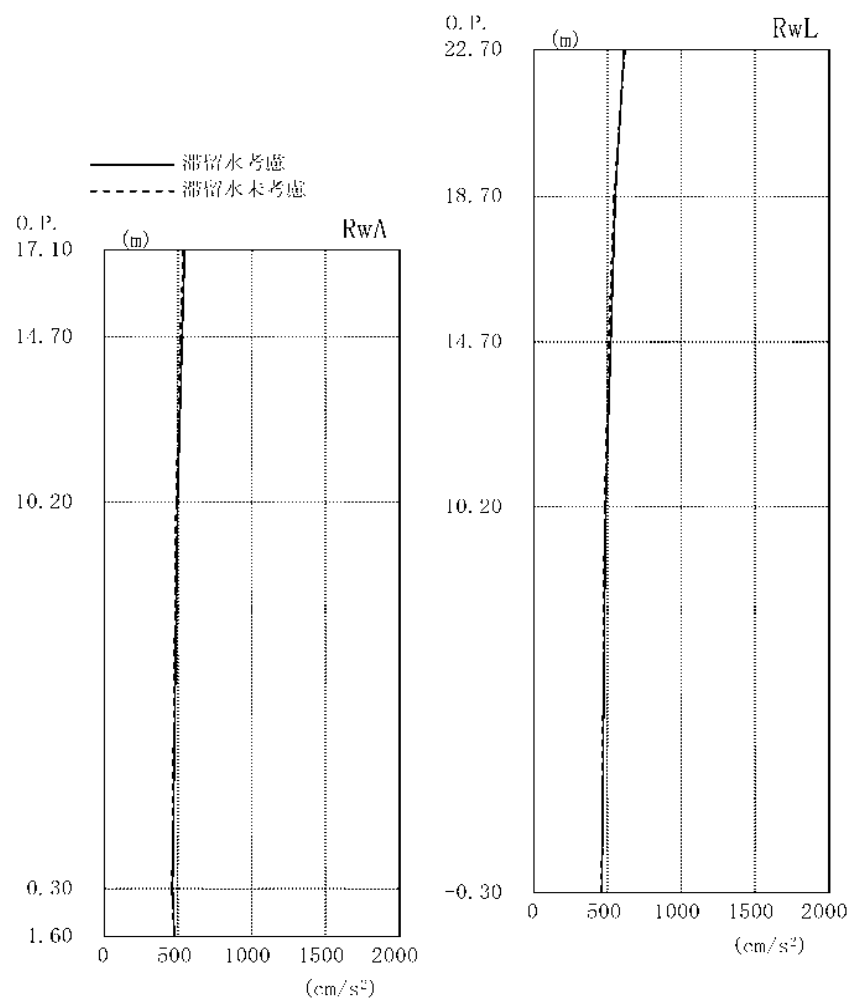


图 4.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

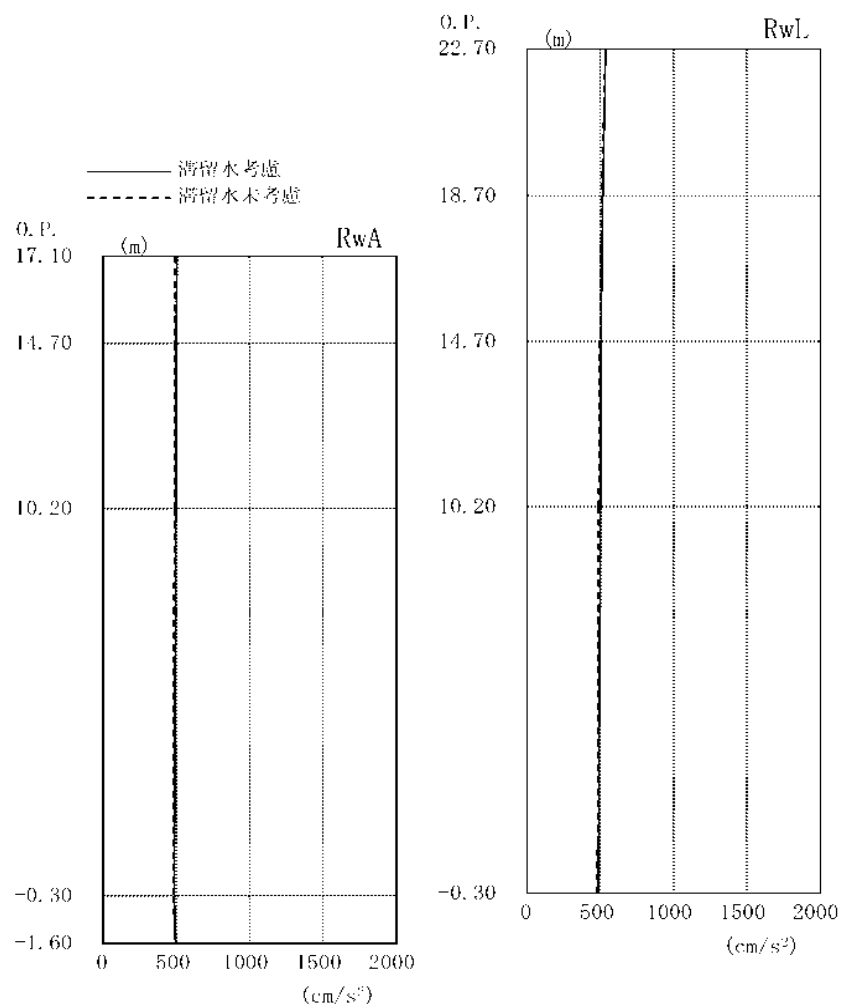


圖 4.1.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

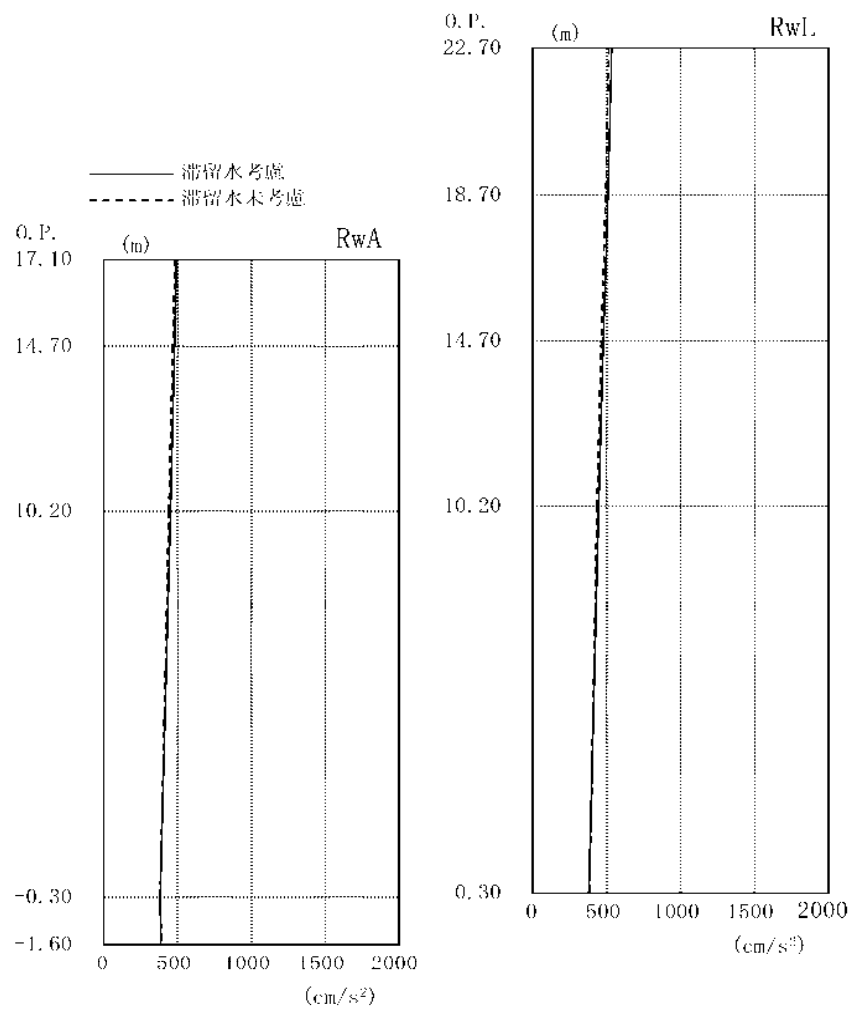


図 4.1.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

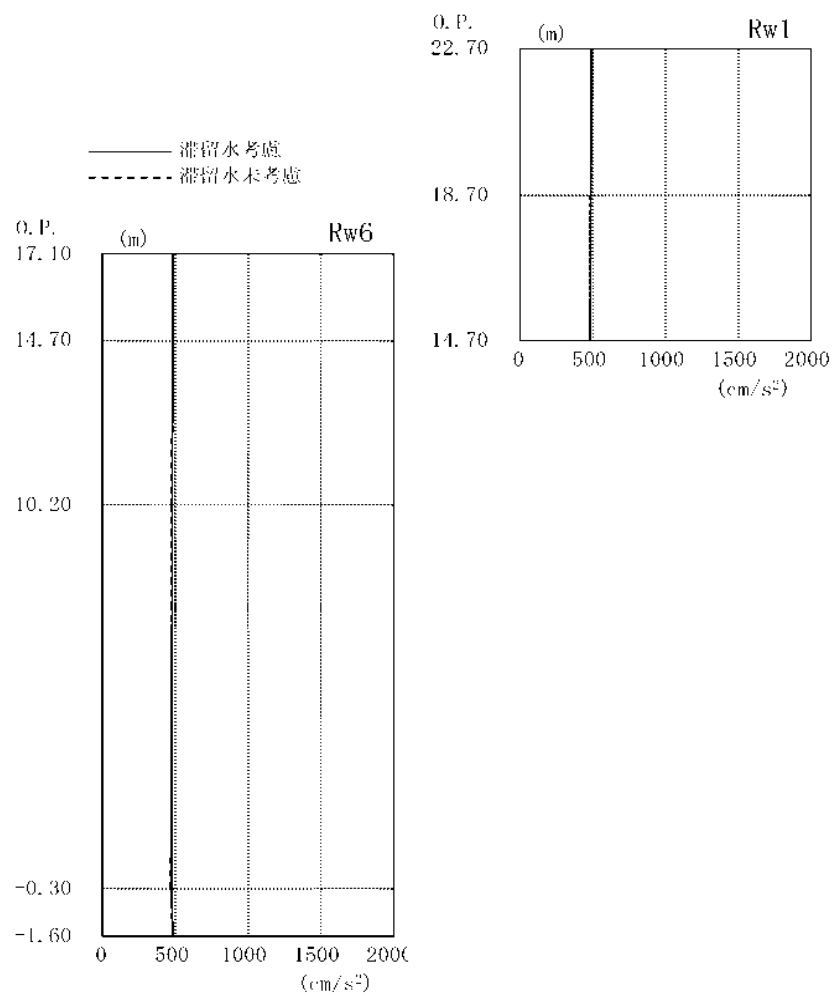


図 4.1.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)

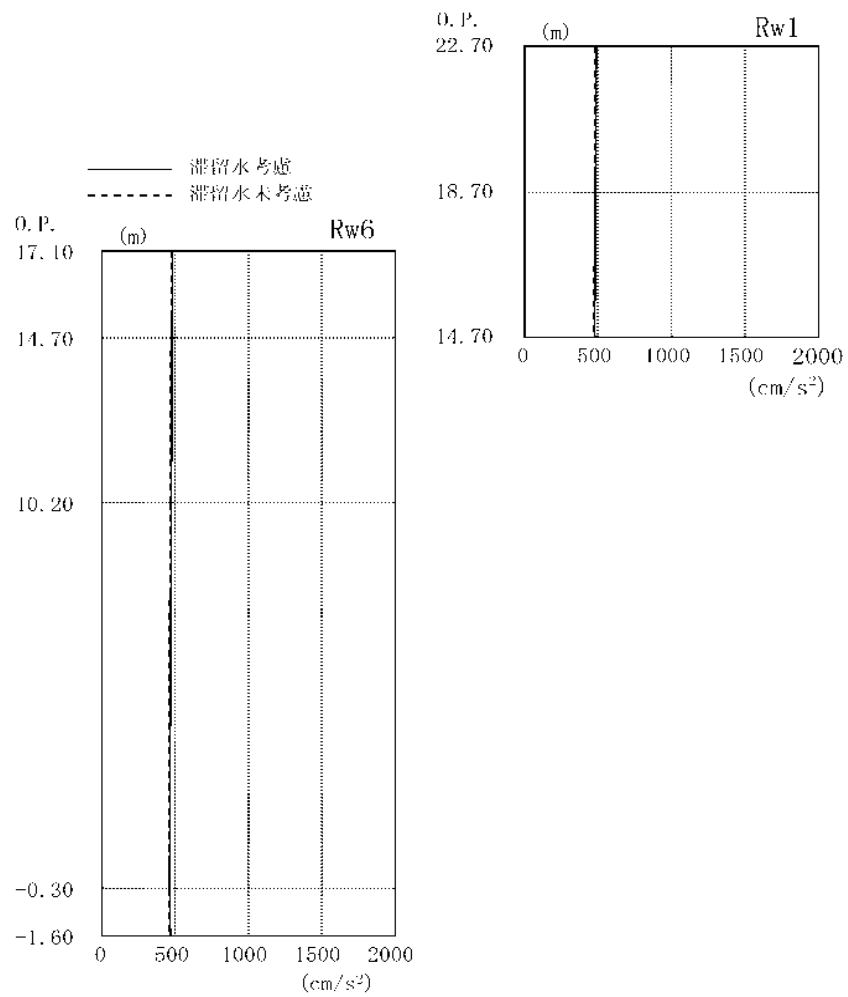


図 4. 1. 5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

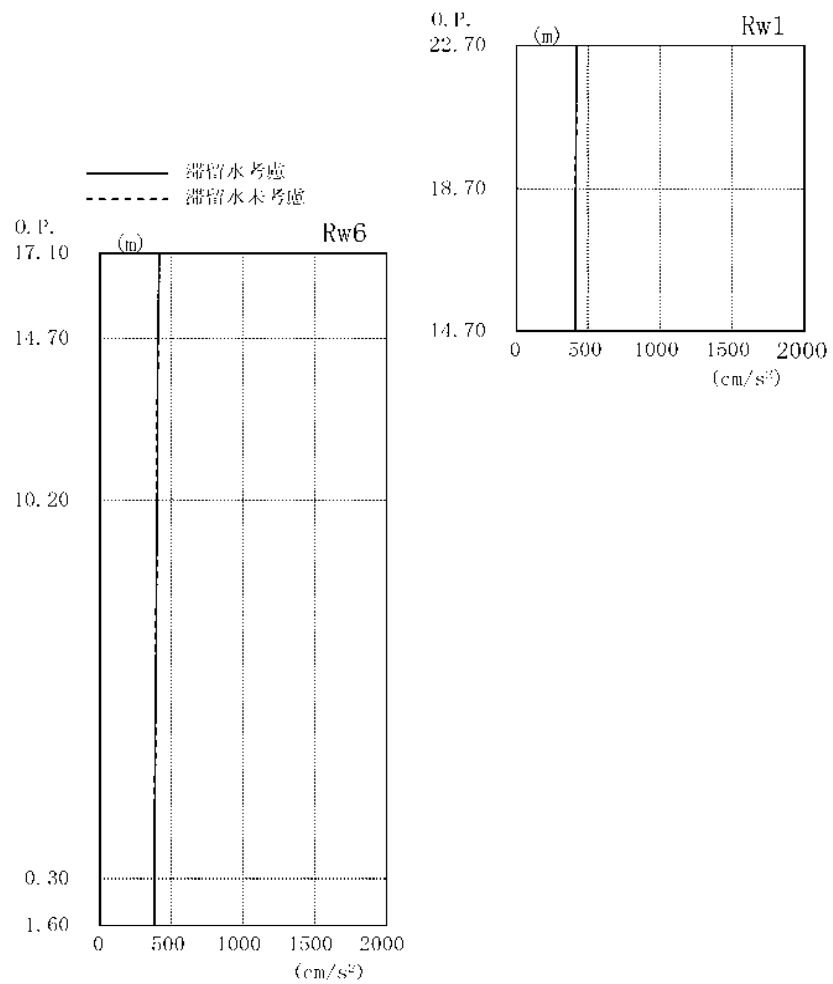


図 4.1.5 6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss 3H)

4.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 4.1.6-1 及び表 4.1.6-2 に示す。また、図 4.1.6-1 及び図 4.1.6-2 に基準地震動 S_s に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で 0.06×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JFAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、4号機廃棄物処理建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 4.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	通り	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	RwA	10.20～ -0.30	考慮	0.06	0.06	0.05	4.0 以下
			未考慮	0.06	0.06	0.05	
	RwL	10.20～ -0.30	考慮	0.05	0.05	0.05	
			未考慮	0.05	0.05	0.04	

表 4.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～ 0.30	考慮	0.05	0.05	0.04	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.04	

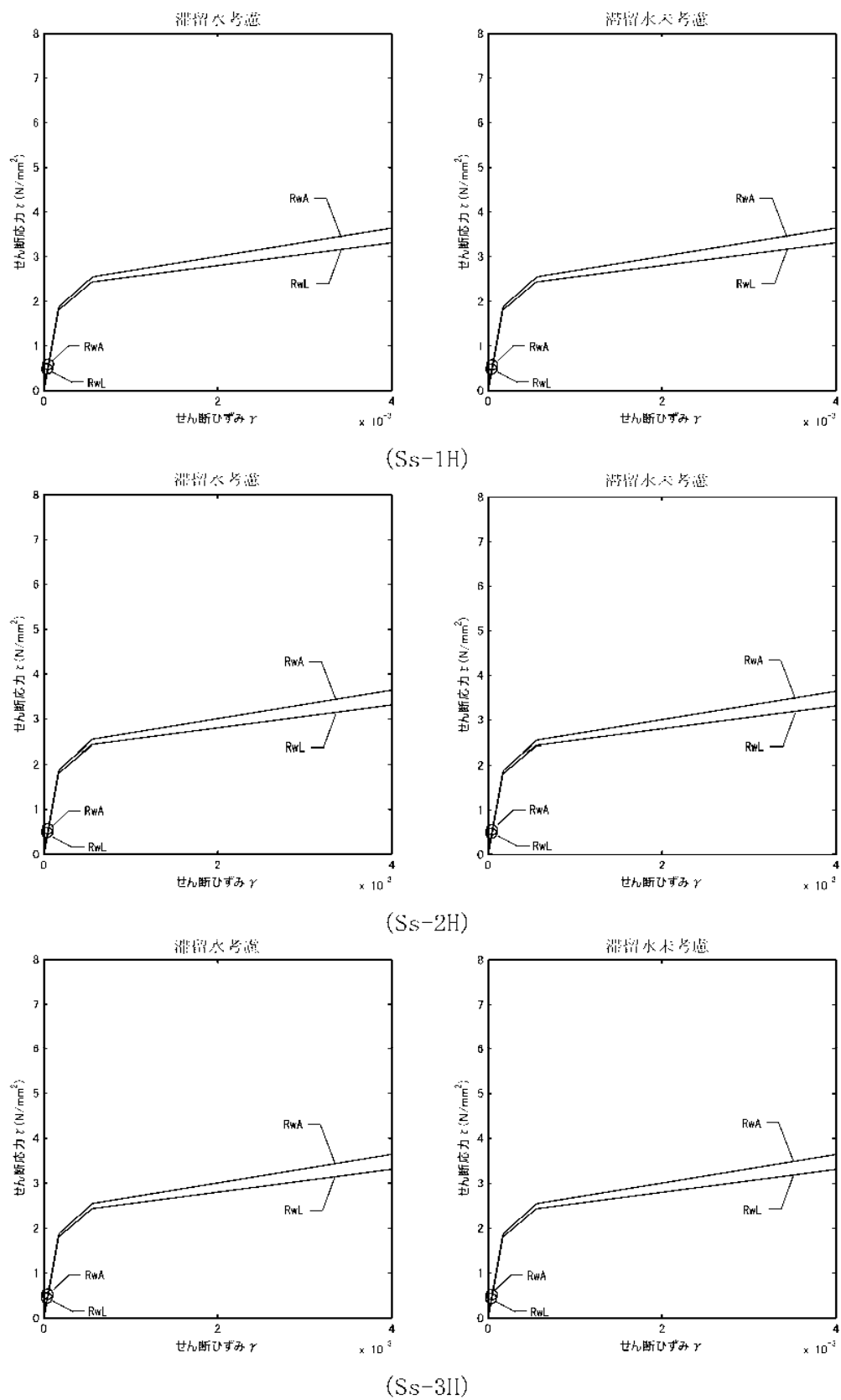
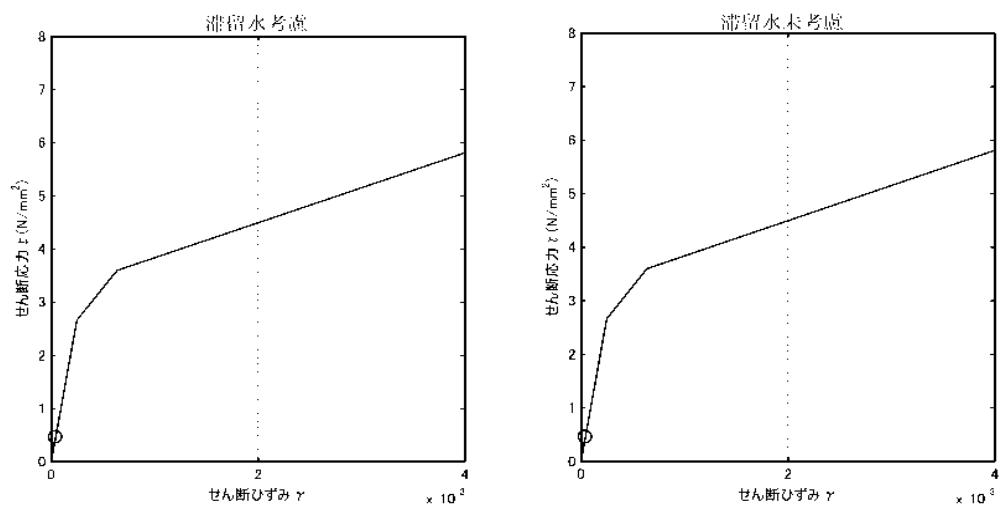
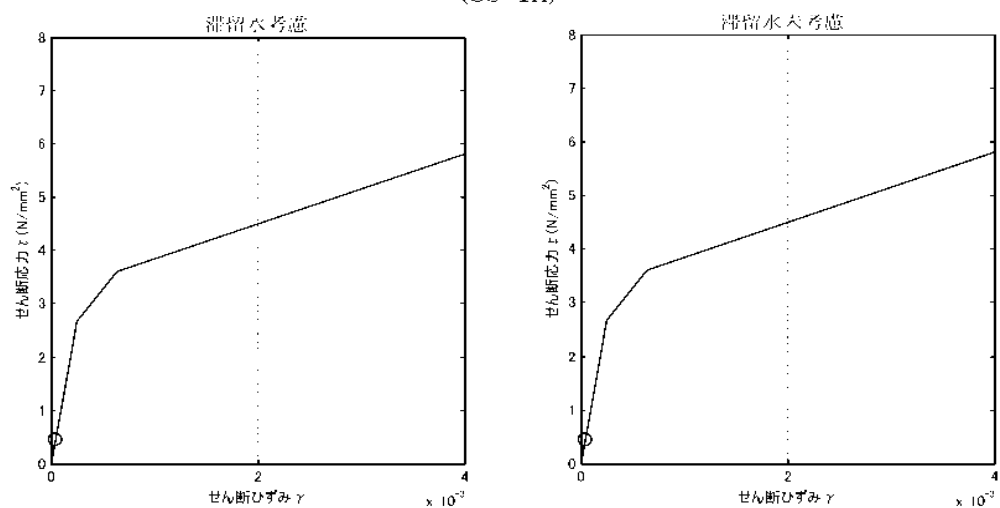


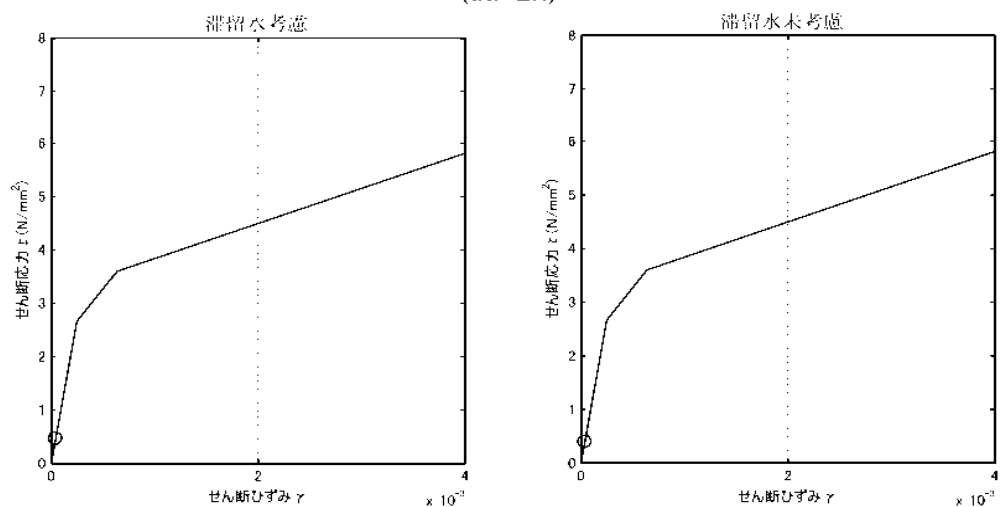
図 4.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 4.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

4.2 代表号機以外の検討

滞留水による影響を確認するため、滞留水量が最大であり重量変動が最も大きくなる4号機廃棄物処理建屋を代表号機として耐震安全性評価を行った結果、滞留水を考慮しても地下外壁の耐震安全性については十分余裕があることを確認している。

また、廃棄物処理建屋は、各号機の機能は同じであることから、構造形式および形状は各号機で同様となっている。各号機の廃棄物処理建屋の固有周期を比較した場合、一次固有周期はNS方向で0.21～0.23秒、EW方向で0.18～0.19秒となり、各号機の振動性状に顕著な差はみられない。

代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルに各建屋の一次固有周期を重ね描きしたものの、および代表号機の地下外壁の最大応答せん断ひずみに、代表号機の入力動の応答スペクトルにおける代表号機の一次固有周期の応答加速度 α_{T1} と各号機の一次固有周期の応答加速度 α_{T1} の比 α_{amp} を乗じた γ_{resp} を図4.2-1～図4.2-3に示す。 γ_{resp} は各号機ともに評価基準値 4×10^{-3} に対して十分に小さいことから、代表号機以外についても地下外壁の耐震安全性は確保されているといえる。

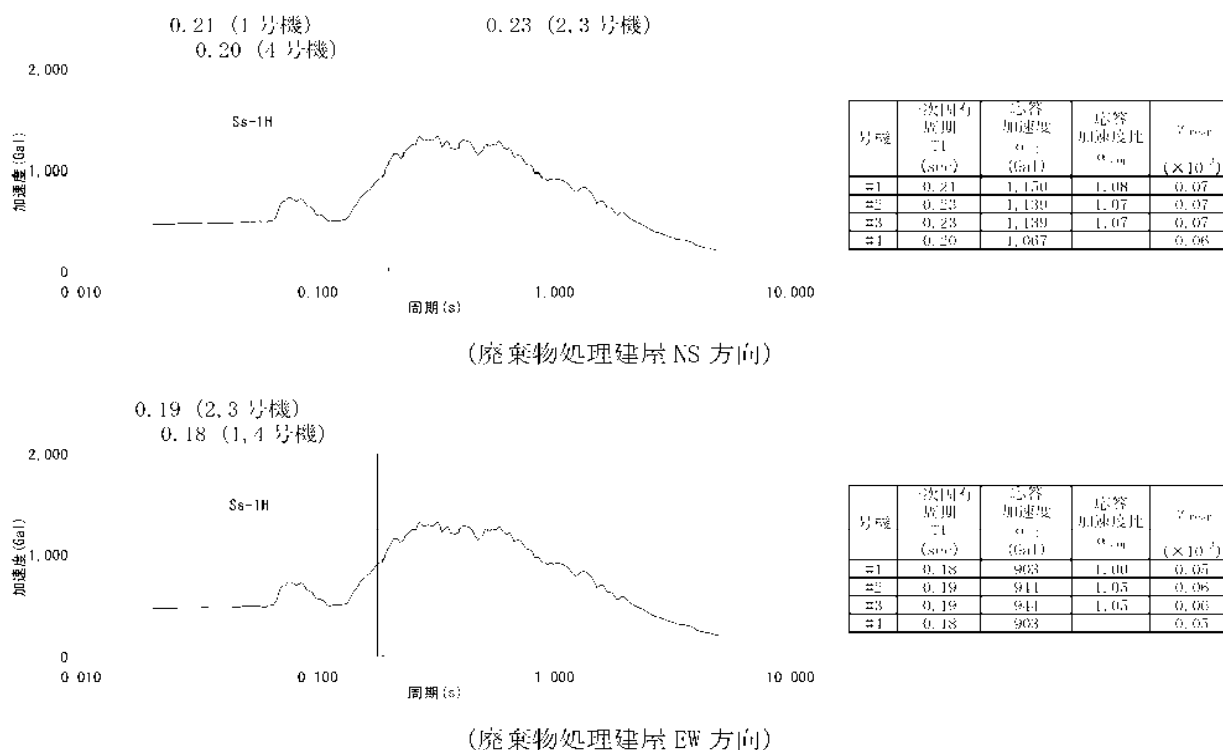


図 4.2-1 代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-1H)

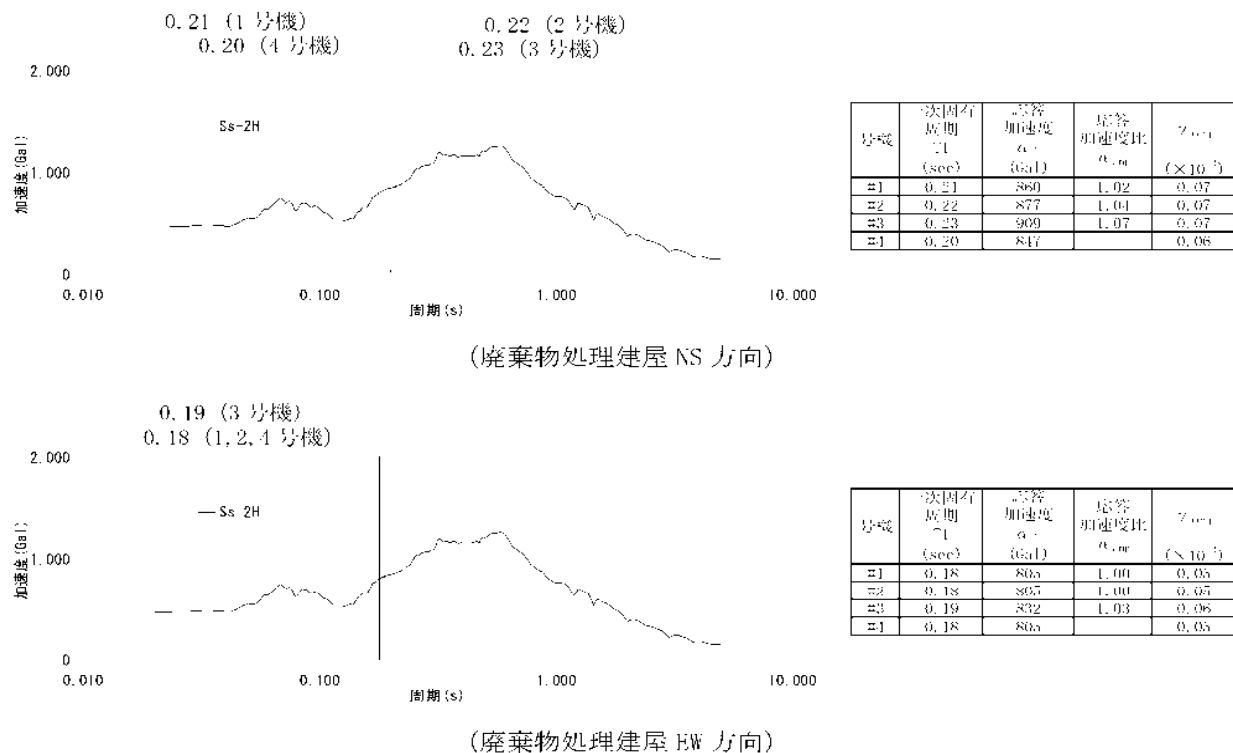


図 4.2-2 代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-2H)

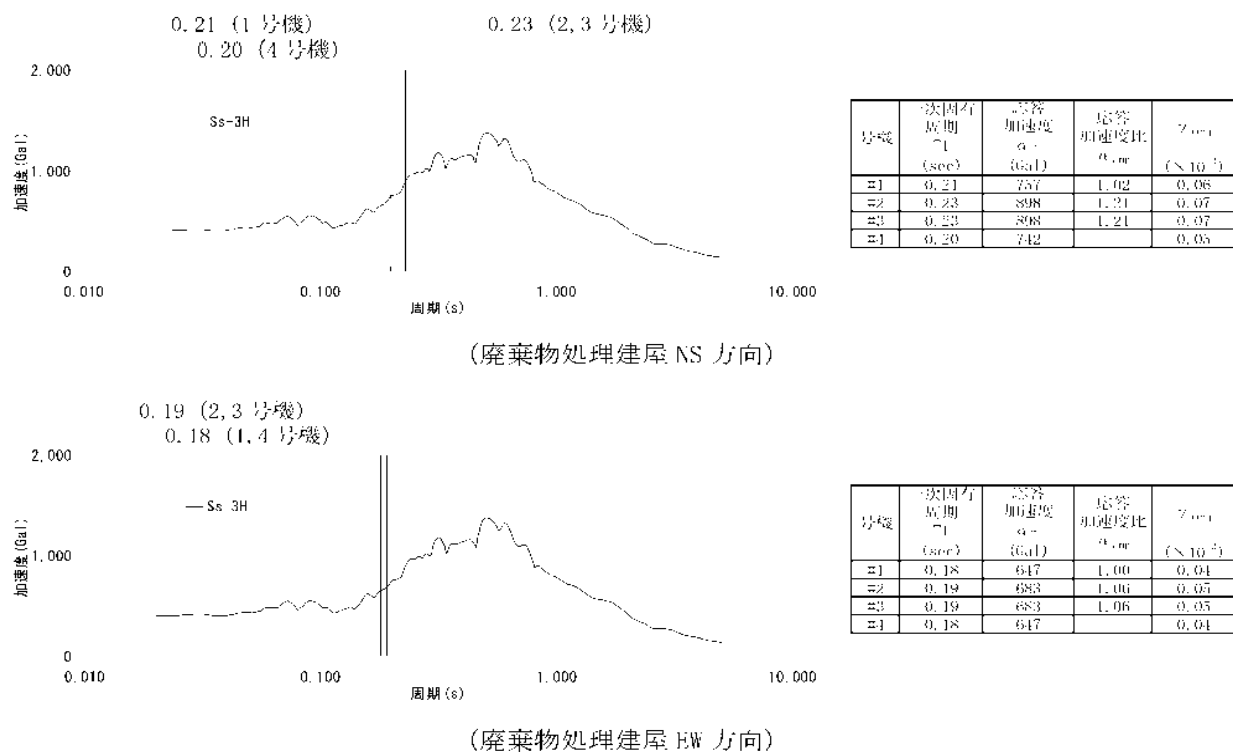


図 4.2-3 代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-3H)

表 4.2.1 廃棄物処理建屋の形状・一次固有周期・滞留水量の比較

1号機廃棄物処理建屋		2号機廃棄物処理建屋	3号機廃棄物処理建屋	4号機廃棄物処理建屋
<div>平面図</div> <div> </div>	<div>断面図</div> <div> </div>	<div> </div>	<div> </div>	<div> </div>
<div>一次固有周期 (s)</div> <div> </div>	<div>断面図</div> <div> </div>	<div> </div>	<div> </div>	<div> </div>
<div>滞留水量 (m³)</div> <div> </div>	<div>断面図</div> <div> </div>	<div> </div>	<div> </div>	<div> </div>
<div>同一レベルの滞留比率※</div> <div> </div>	<div>断面図</div> <div> </div>	<div> </div>	<div> </div>	<div> </div>

※同一レベルの滞留水量と質点重量の比率

5 コントロール建屋

5.1 3号機コントロール建屋（代表号機）

5.1.1 解析評価方針

コントロール建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

コントロール建屋については、地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは、地下2階から地上2階に設置された機器を含む建屋全域を NS, EW 方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 (4.0×10^{-3}) を超えないことを確認することとする。

コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 5.1.1-1 に示す。

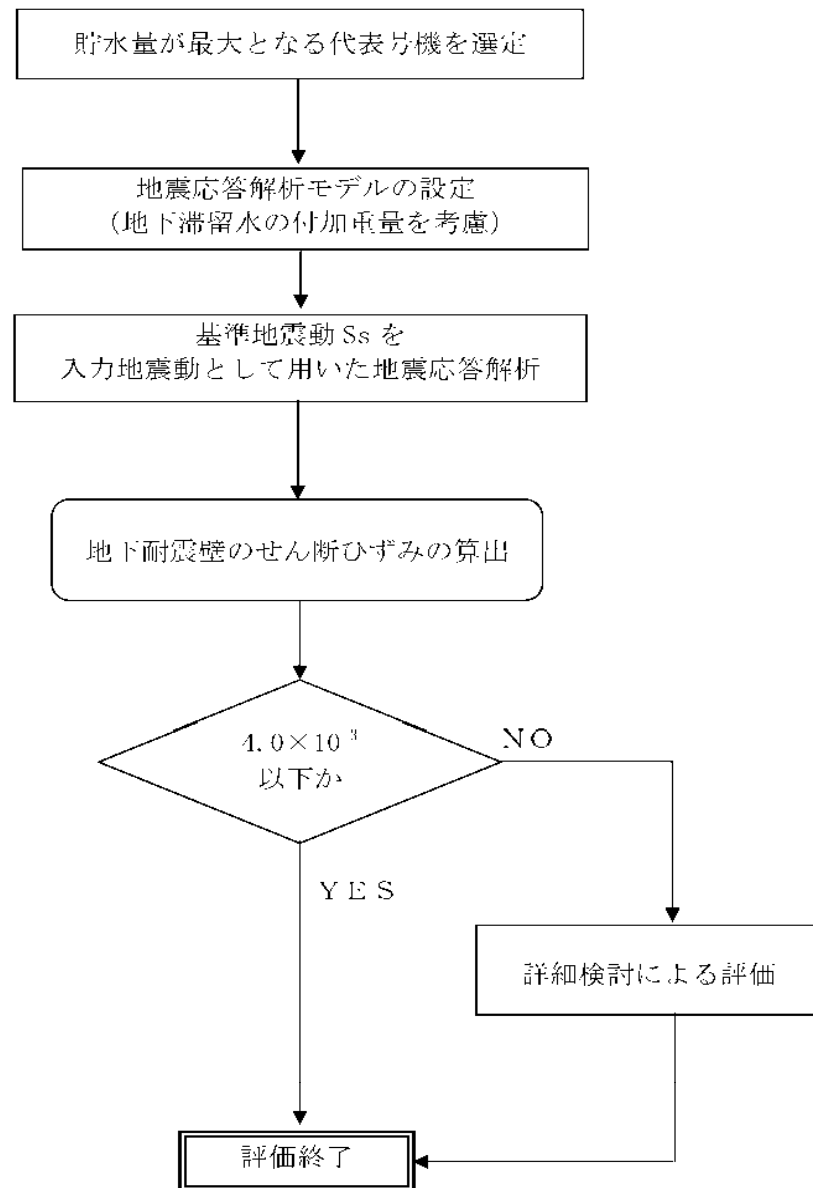


図 5.1.1-1 コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例

5.1.2 代表号機の選定

コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 5.1.2-1 に示す。表 5.1.2-1 より、貯水量の最も多い 3 号機を代表号機と選定する。

表 5.1.2-1 コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1 号機	2 号機	3 号機	4 号機
水位	O. P. 5, 300	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000	O. P. 4, 000
貯水量	700m ³	1, 600m ³	1, 900m ³	1, 600m ³

5.1.3 解析に用いる入力地震動

3号機コントロール建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 5.1.3-1 に示す。このコントロール建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 S_s の加速度波形について、図 5.1.3-2 に示す。

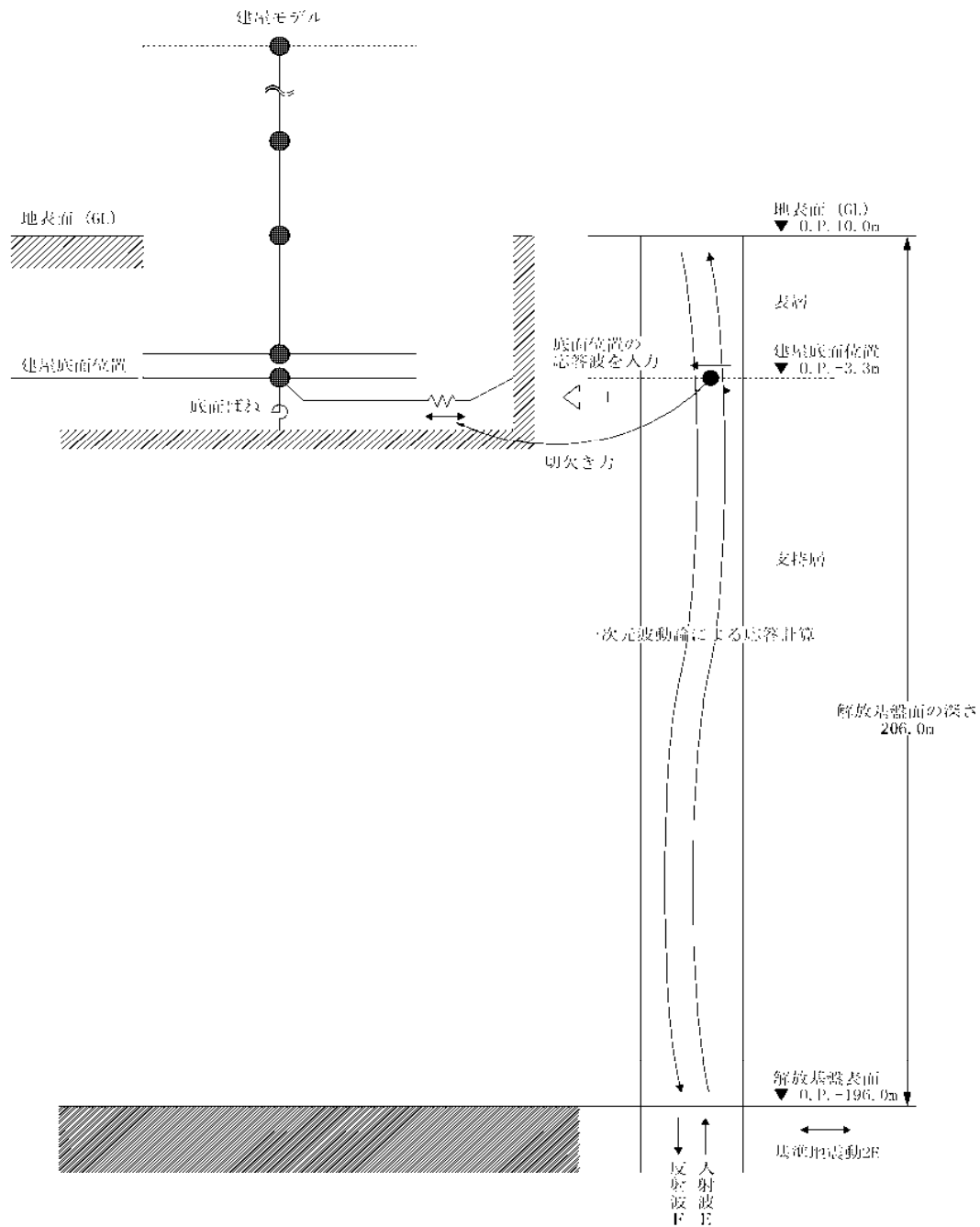


図 5.1.3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

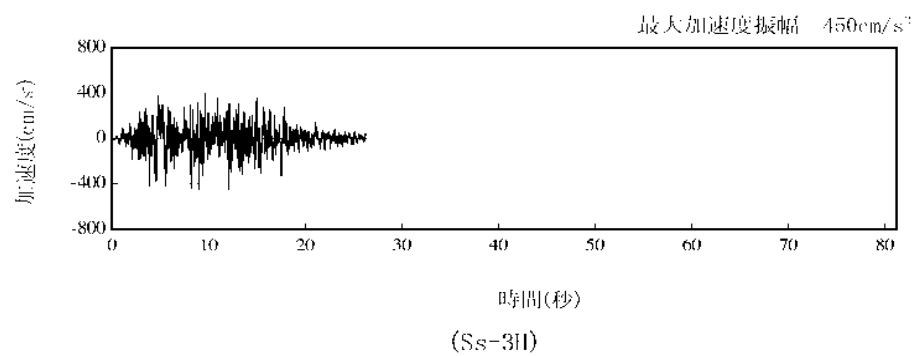
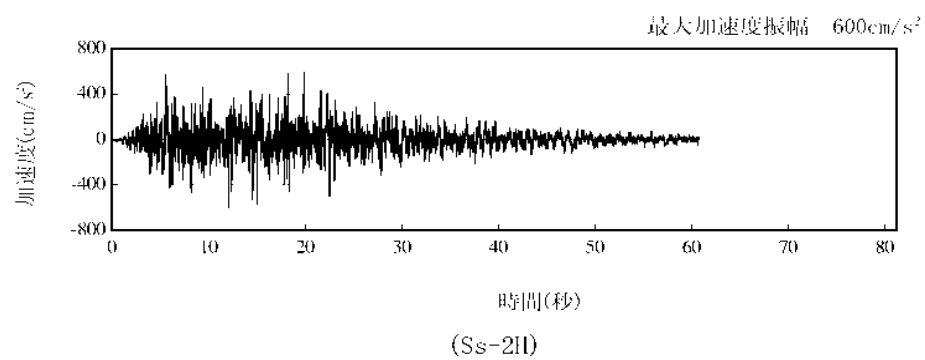
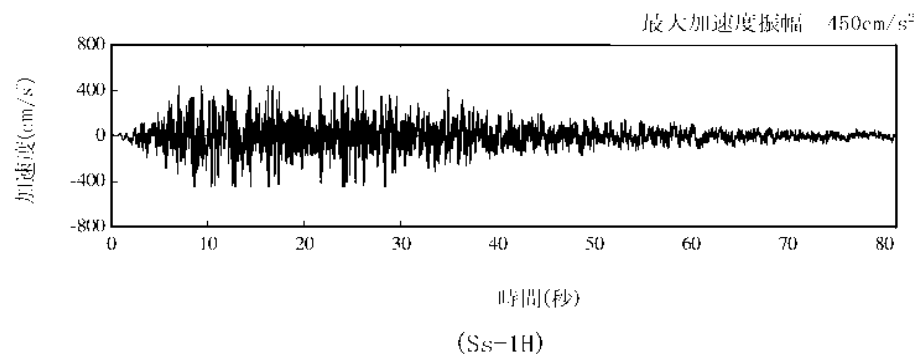


図 5.1.3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

5.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する 3 号機コントロール建屋の地震応答解析は、「5.1.3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは、図 5.1.4-1 及び図 5.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。建屋-地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 5.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 5.1.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 5.1.4-3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 5.1.4-3 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋-地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

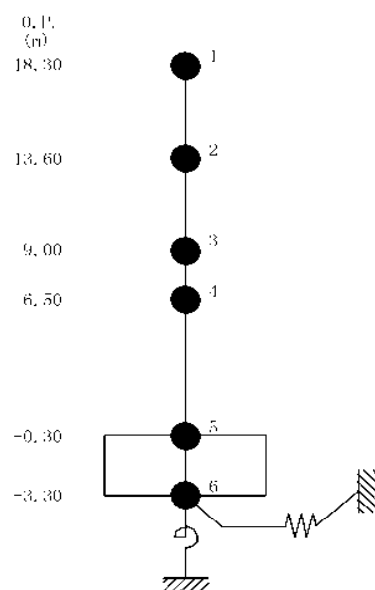


図 5.1.4-1 3号機コントロール建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

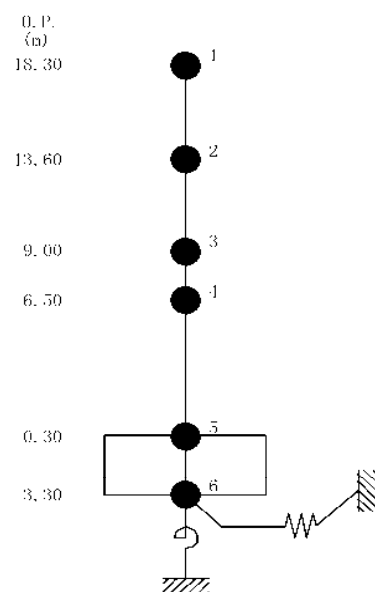


図 5.1.4-2 3号機コントロール建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 5.1.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F_c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

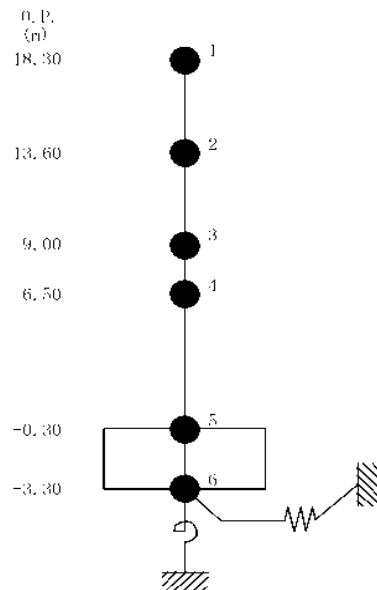
*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 5.1.4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向

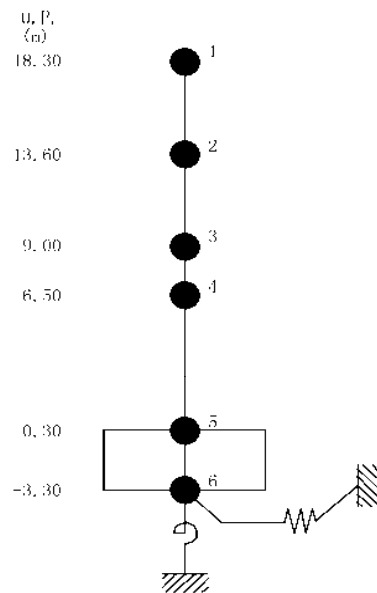


質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^3 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	13,620	547		
2	9,160	368	21.5	2,658
3	8,290	333	21.5	3,177
4	15,110 (3,900)	607 (157)	33.8	5,271
5	36,680 (14,740)	1,473 (592)	33.8	5,271
6	16,230	652	459.9	18,463
合計	99,090			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
 せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
 ポアソン比 ν 0.20
 減衰 h 5%
 基礎形状 21.95m (NS 方向) \times 20.95m (EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^3 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	13,620	498		
2	9,160	335	16.0	2,855
3	8,290	303	20.5	2,957
4	15,110 (3,900)	553 (143)	32.2	4,654
5	36,680 (14,740)	1,342 (539)	32.2	4,654
6	16,230	594	459.9	16,819
合計	99,090			

注 ()内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数 E_c $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
 せん断弾性係数 G $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
 ポアソン比 ν 0.20
 減衰 h 5%
 基礎形状 21.95m (NS 方向) \times 20.95m (EW 方向)

表 5.1.4-3(1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩 (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 5.1.4 3 (2) 地盤定数

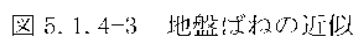
(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
10.0	泥岩 (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 5. 1. 4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$ kN/m ²)	減衰 定数 α (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩 (解放基盤)	450	16.5	0.461	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.21	1.00	26.26		



5.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向,EW方向の最大応答加速度を図5.1.5-1及び図5.1.5-2に,地下滞留水の影響を考慮しない場合と併せて示す。

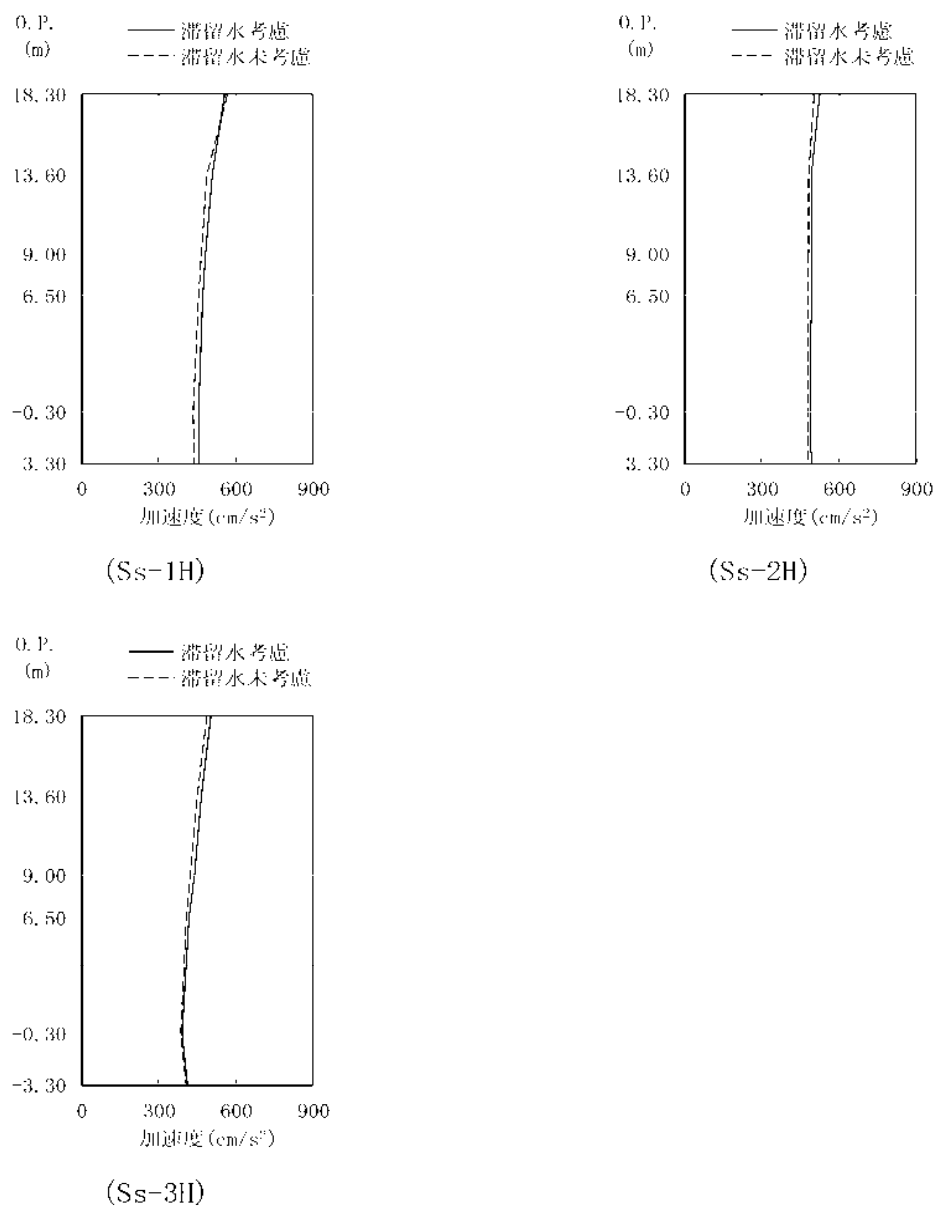


図 5.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向)

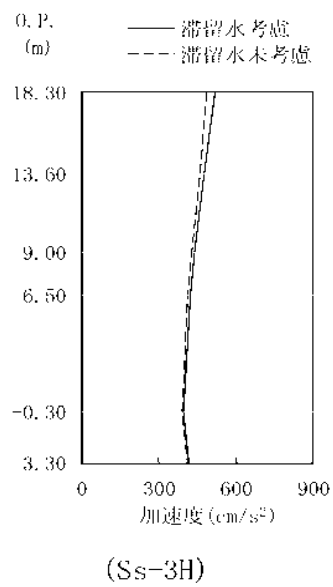
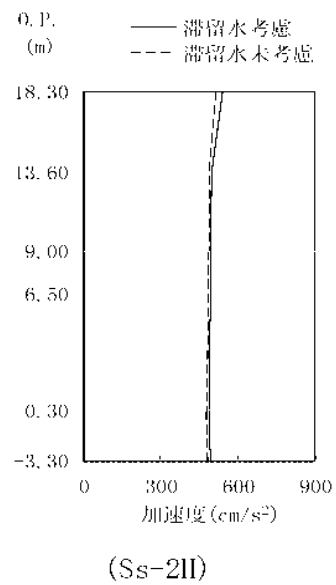
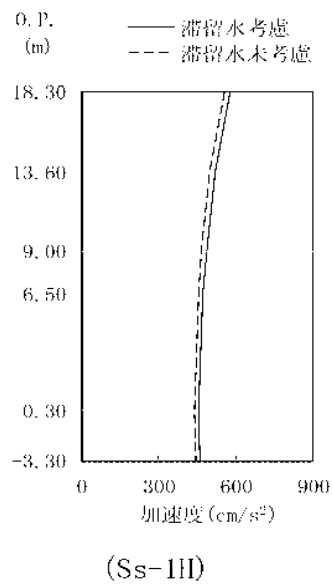


图 5.1.5-2 最大応答加速度 (EW 方向)

5.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、表 5.1.6-1 及び表 5.1.6-2 に示す。また、図 5.1.6-1 及び図 5.1.6-2 に基準地震動 S_s に対する最大応答値を耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で 0.07×10^{-3} であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、3号機コントロール建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 5.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O. P.	地下滞留水	S_s -1H	S_s -2H	S_s -3H	評価基準
B1F	9.00～ 6.50	考慮	0.05	0.05	0.05	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.04	
B2F	6.50～ -0.30	考慮	0.07	0.07	0.06	
		未考慮	0.06	0.06	0.06	

表 5.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O. P.	地下滞留水	S_s -1H	S_s -2H	S_s -3H	評価基準
B1F	9.00～ 6.50	考慮	0.05	0.05	0.05	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.05	
B2F	6.50～ -0.30	考慮	0.07	0.07	0.07	
		未考慮	0.06	0.06	0.06	

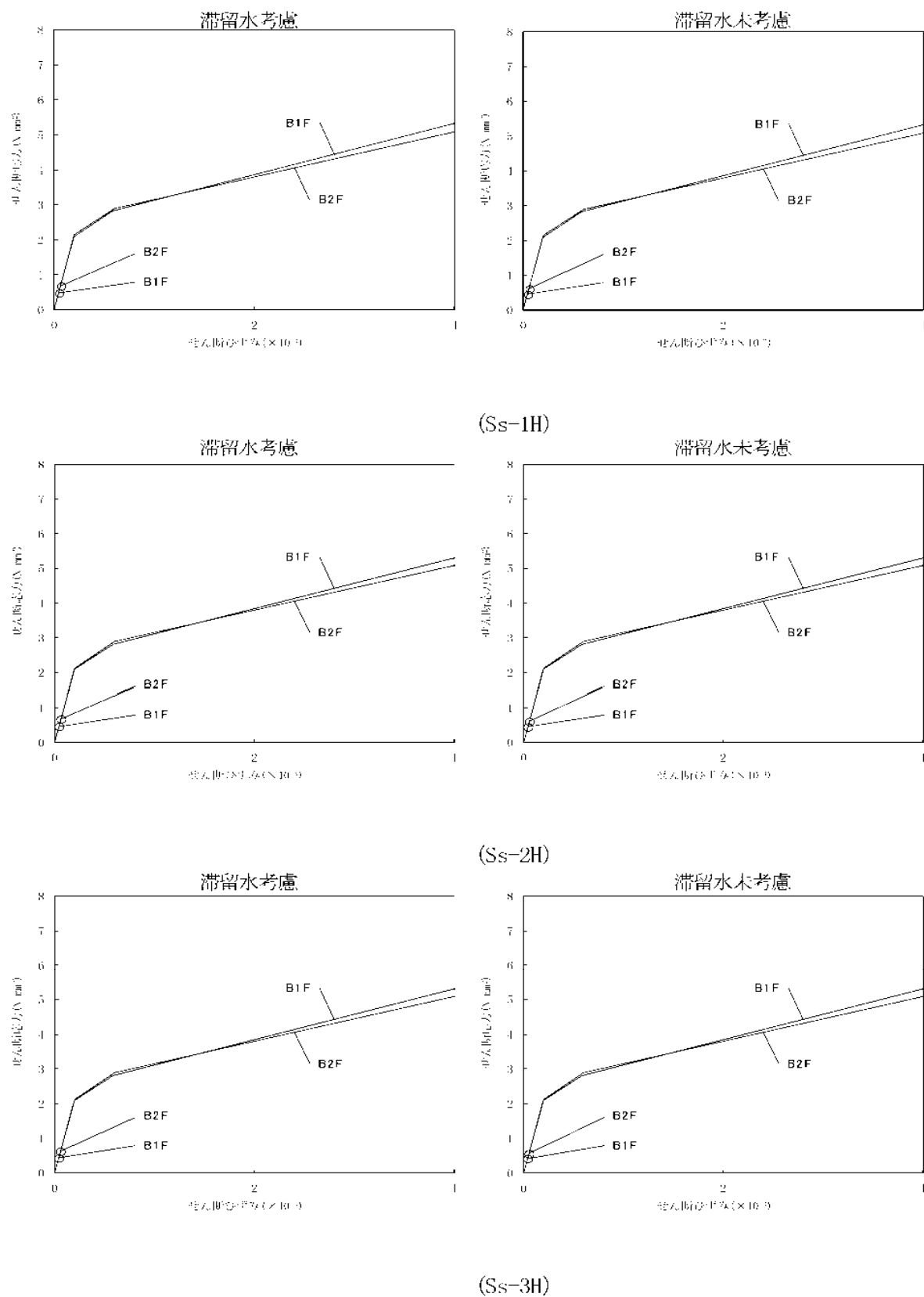


図 5.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)

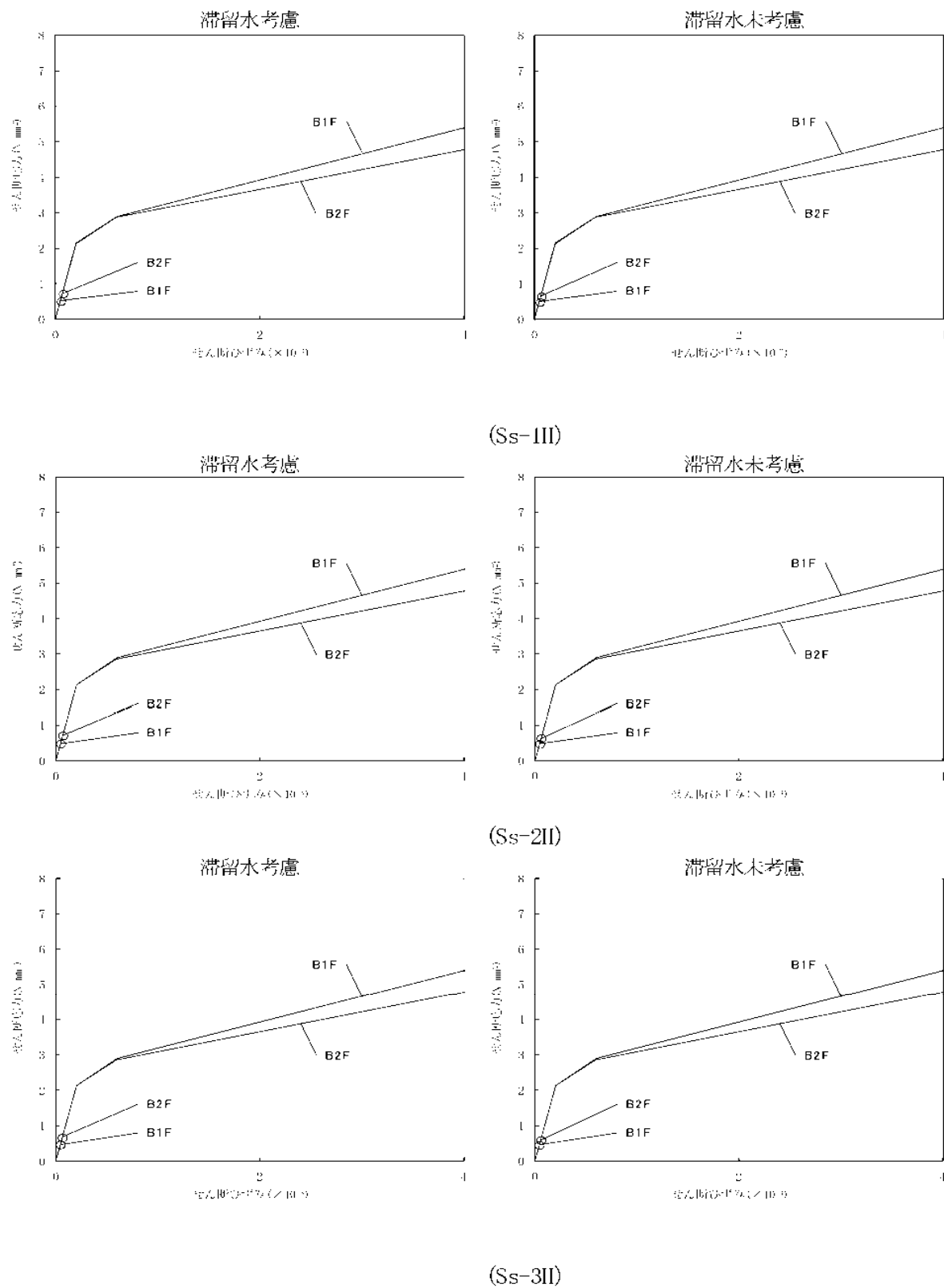


図 5.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

5.2 代表号機以外の検討

滞留水による影響を確認するため、滞留水量が最大であり重量変動が最も大きくなる3号機コントロール建屋を代表号機として耐震安全性評価を行った結果、滞留水を考慮しても地下外壁の耐震安全性については十分余裕があることを確認している。

また、コントロール建屋は、各号機の機能は同じであることから、構造形式および形状は各号機で同様となっている。各号機のコントロール建屋の固有周期を比較した場合、一次固有周期はNS方向で0.16～0.21秒、EW方向で0.18～0.20秒となり、各号機の振動性状に顕著な差はみられない。

代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルに各建屋の一次固有周期を重ね描きしたもの、および代表号機の地下外壁の最大応答せん断ひずみに、代表号機の入力動の応答スペクトルにおける代表号機の一次固有周期の応答加速度 α_{T1} と各号機の一次固有周期の応答加速度 α_{Ti} の比 α_{imp} を乗じた γ_{resq} を図5.2.1～図5.2.3に示す。 γ_{resq} は各号機ともに評価基準値 4×10^{-3} に対して十分に小さいことから、代表号機以外についても地下外壁の耐震安全性は確保されているといえる。

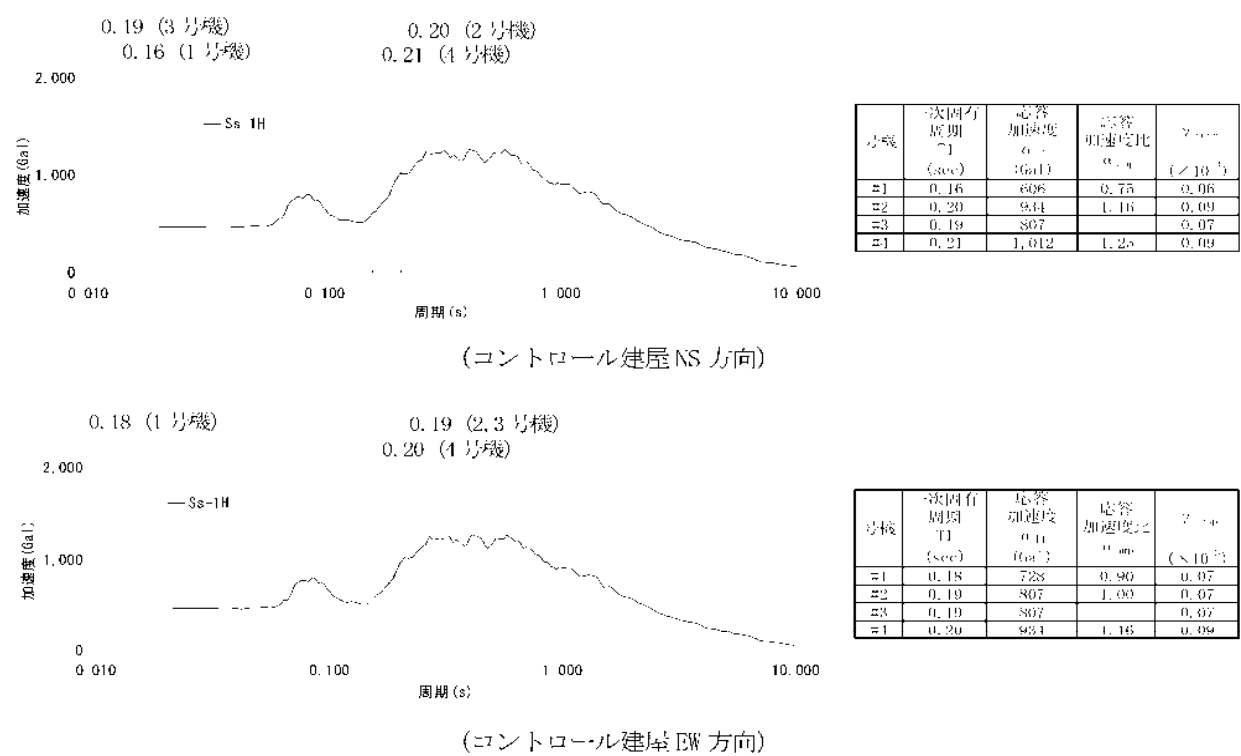
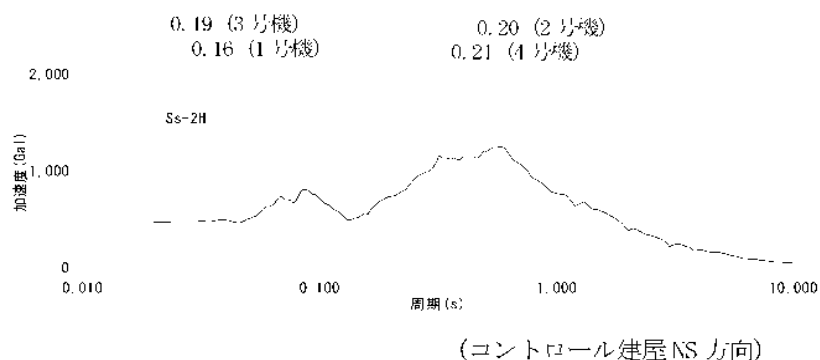
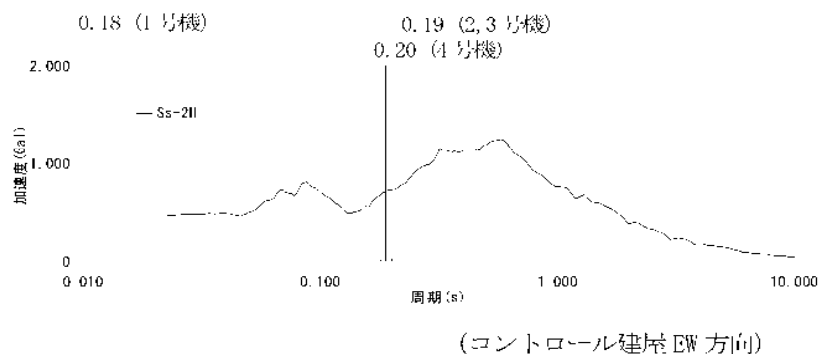


図5.2.1 代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-1H)

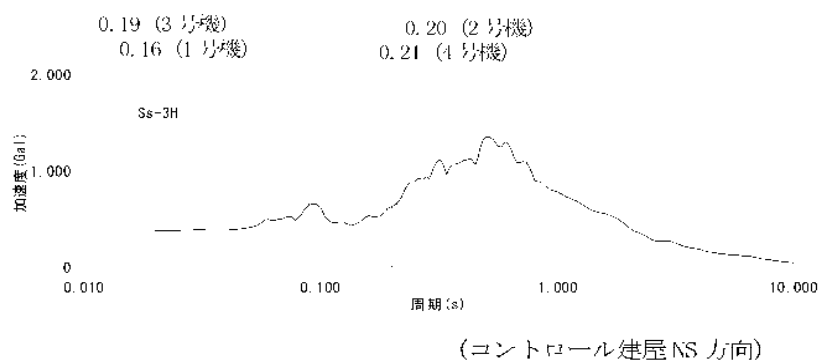


号機	一次固有 周期 T_1 (sec)	応答 加速度 α_{11} (Gal)	応答 加速度比 α_{max}	γ_{max} ($\times 10^{-3}$)
#1	0.16	519	0.78	0.06
#2	0.20	728	1.03	0.08
#3	0.19	708		0.07
#4	0.21	734	1.01	0.08

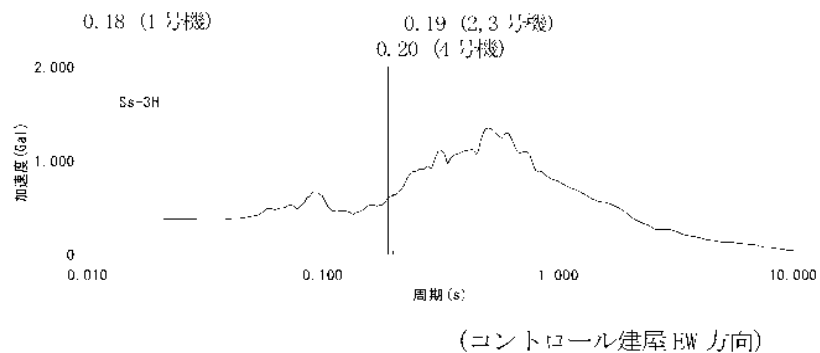


号機	一次固有 周期 T_1 (sec)	応答 加速度 α_{11} (Gal)	応答 加速度比 α_{max}	γ_{max} ($\times 10^{-3}$)
#1	0.18	678	0.96	0.07
#2	0.19	708	1.00	0.07
#3	0.19	708		0.07
#4	0.20	728	1.03	0.08

図 5.2-2 代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-2H)



号機	一次固有 周期 T_1 (sec)	応答 加速度 α_{11} (Gal)	応答 加速度比 α_{max}	γ_{max} ($\times 10^{-3}$)
#1	0.16	528	0.89	0.06
#2	0.20	625	1.05	0.07
#3	0.19	594		0.06
#4	0.21	655	1.10	0.07



号機	一次固有 周期 T_1 (sec)	応答 加速度 α_{11} (Gal)	応答 加速度比 α_{max}	γ_{max} ($\times 10^{-3}$)
#1	0.18	532	0.90	0.07
#2	0.19	594	1.00	0.07
#3	0.19	594		0.07
#4	0.20	625	1.05	0.08

図 5.2-3 代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-3H)

表5.2.1 1 コントロール建屋の形状・一次固有周期・滞留水量の比較

	1号機コントロール建屋	2号機コントロール建屋	3号機コントロール建屋	4号機コントロール建屋
平面図				
N S 方向断面				
E W 方向断面				
一次固有周期 (s)	Ss-III	0.16	0.20	0.21
	Ss-2H	0.16	0.19	0.21
	Ss-3H	0.16	0.19	0.21
	Ss-1H	0.18	0.19	0.20
	Ss-2H	0.18	0.19	0.20
滞留水量 (m³)	Ss-3H	0.18	0.19	0.20
		700	1,900	1,600
同レベルの 貯留比率※	B1F:0.342		B1F:0.348	B1F:0.487
			B2F:0.273	B2F:0.672

※同レベルの滞留水量と質点重量の比率

地下水バイパスによる地下水流入量の低減

1 概要

建屋周辺の地下水は、山側から海側に向かって流れていることから、建屋山側の高台で地下水を揚水し、その流路を変更して海にバイパスすることにより、建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ、建屋への地下水流入量の低減を図っていく（図1）。

地下水バイパスの設備は、建屋山側で地下水を汲み上げる揚水井及びポンプ、汲み上げた地下水を一時的に貯留して水質を確認するタンク、地下水を移送するための配管等からなる（図2）。

2 地下水バイパスによる地下水の建屋流入抑制効果

建屋周辺の地下水位は、浸透流解析により検討した結果、地下水バイパスの実施に伴い、現況より原子炉建屋山側で3 m程度（O. P. - 9 m → O. P. - 6 m）、タービン建屋海側で1 m程度（O. P. + 4 m → O. P. + 3 m）低下するものと想定され（図3～5）、これにより、建屋内への地下水流入量は現況の半分程度に低減されるものと考えられる。

3 滞留水の建屋外漏えい防止対策への影響

地下水バイパスの実施にあたっては、地下水低下状況及び水質等をモニタリングし、浸透流解析結果の検証を行いつつ、段階的に地下水位を低下させることで（図6）、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。

モニタリングにあたっては、原子炉建屋山側のサブドレンを活用するとともに、原子炉建屋と揚水井の間に観測孔を新設する（図7）。

なお、豪雨等の発生による直接的な雨水の流入及び地下水位上昇による地下水流入量の増加時には、地下水位と建屋内滞留水の水位を注意深く監視し、必要に応じて、集中廃棄物処理建屋への移送量を増加すること等により、建屋内滞留水の水位上昇を抑制する。

4 地下水の汲み上げによる地盤沈下

地下水バイパスの実施に伴い地下水を汲み上げるが、O. P. + 10 m盤の原子炉建屋、タービン建屋、運用補助共用施設（共用プール）などの建屋については、直接岩盤に支持されていることから沈下の恐れはないと考えられる。また、建屋周辺の地下水位は、東北地方太平洋沖地震前にはサブドレンが稼働し十分に低下していたことから、地下水バイパスの実施に伴い現況から地下水位が低下しても、建屋周辺の地盤沈下の恐れはないと考えられる。

O. P. + 3.5 m盤のタンクエリア等の一部については、地下水位が若干低下する

が、その量は2 m程度以下と少なく、また、揚水する地下水は不圧地下水であり、現況の地下水位よりも下の地層は地質年代が古く（新第三紀）、十分圧密されていることから、地下水位の低下に伴う沈下の恐れはないと考えられる。

5 汲み上げた地下水の管理

地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水は、念のため放射性物質を有意に含んでいないことを確認するが、東北地方太平洋沖地震前における放射線管理区域内からの排水と同じ管理を行い、免震重要棟等から生じる生活排水と同様に一般排水として扱う。発電所敷地内の観測井における地下水の水質（放射性物質濃度）は、発電所周辺の河川で検出された濃度より低く、告示濃度の数百分の1程度である。

汲み上げた地下水を汚染させない管理については、以下のとおりである。

- ・ 水質確認のための一時貯留タンク（新設）とバイパス用の専用配管を通して移送する。
- ・ 一時貯留タンクエリア周辺の空気は、事故発災後の測定において、管理区域設定基準を超えておらず、現在は基準値の2桁程度低い濃度で安定に推移しているが、万一の空气中放射性物質混入を防止する対策として、一時貯留タンクの吸気管口を汚染のおそれのない管理対象区域に設ける。
- ・ 放水前には一時貯留タンクから採水し、水質を確認する。
- ・ 水質確認の結果、放射性物質の有意な混入が確認された場合には、稼働を停止し、一時貯留タンク内の地下水を浄化処理する。

6 計画工程

地下水バイパスの計画工程を（図8）に示す。

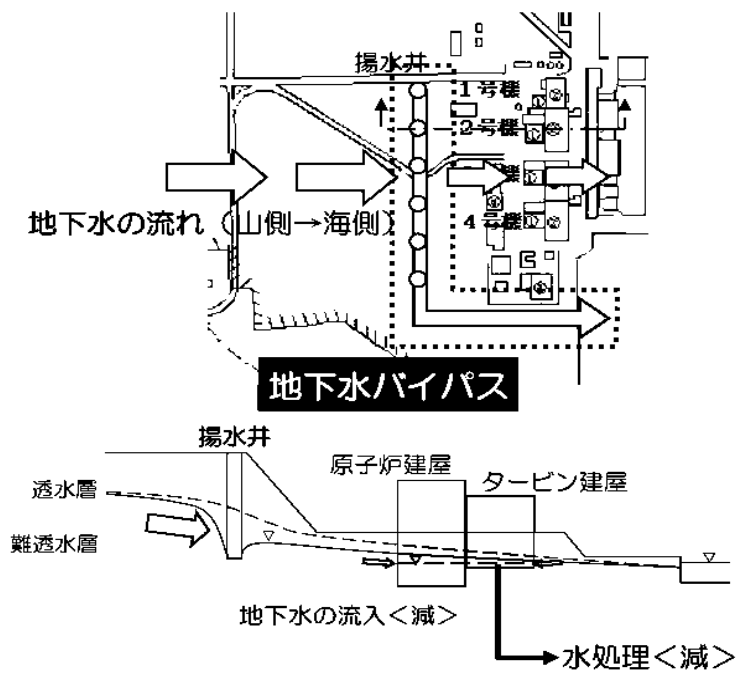


図1 地下水バイパス（イメージ）

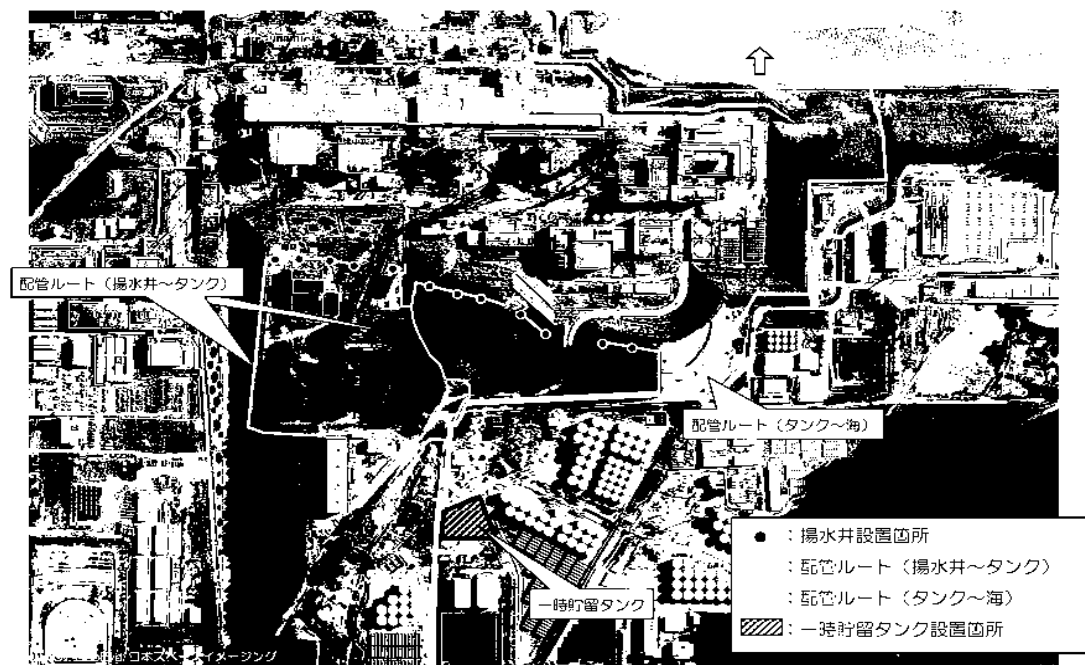


図2 地下水バイパスの設備

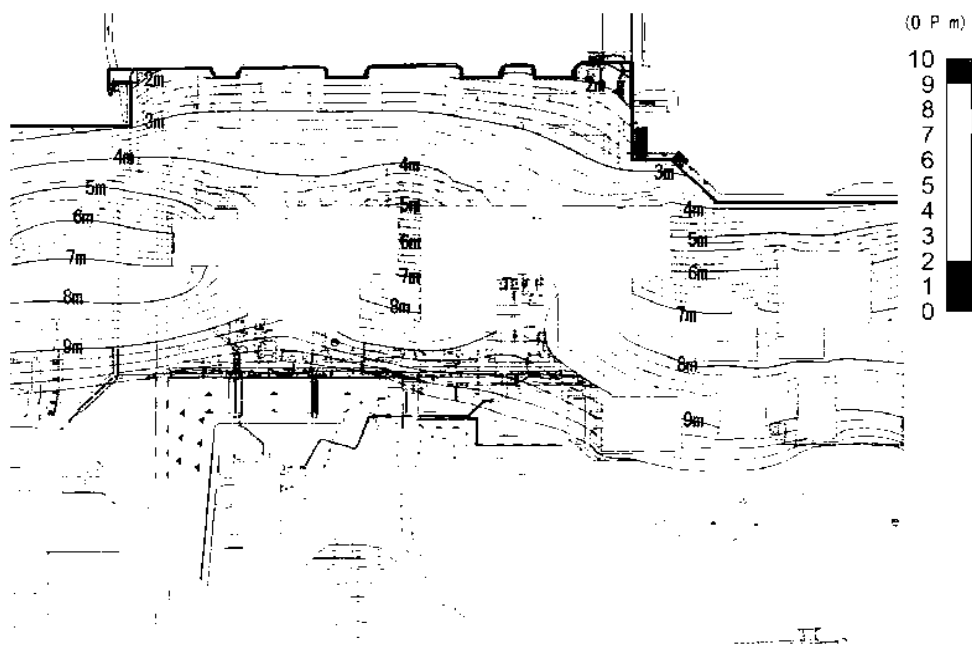


図3 建屋周りの地下水位（現況）

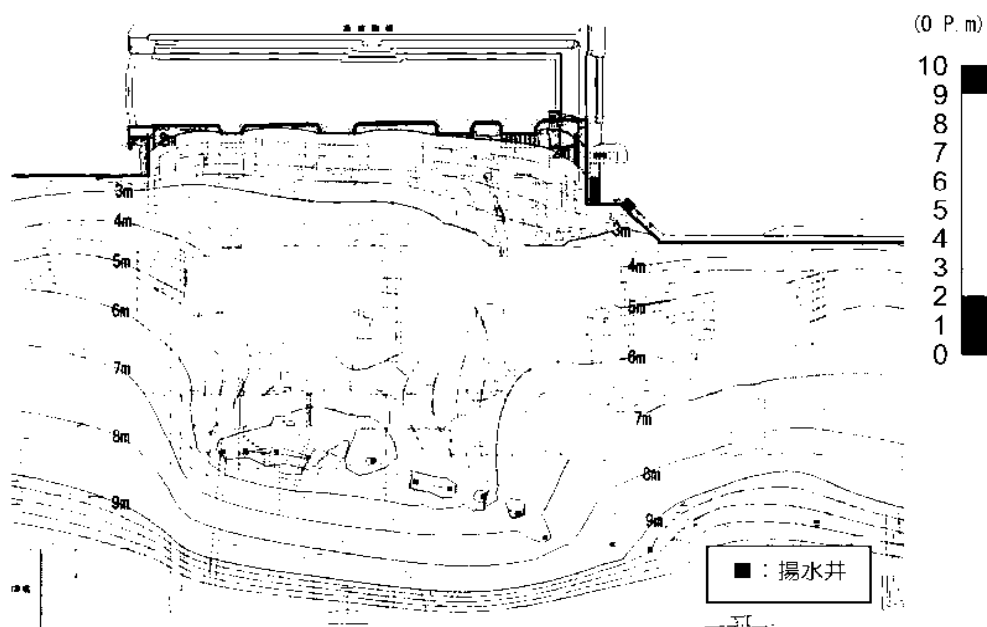


図4 建屋周りの地下水位（地下水バイパス実施後）



図5 建屋周りの地下水位の低下量（現況と地下水バイパス実施後の差分）

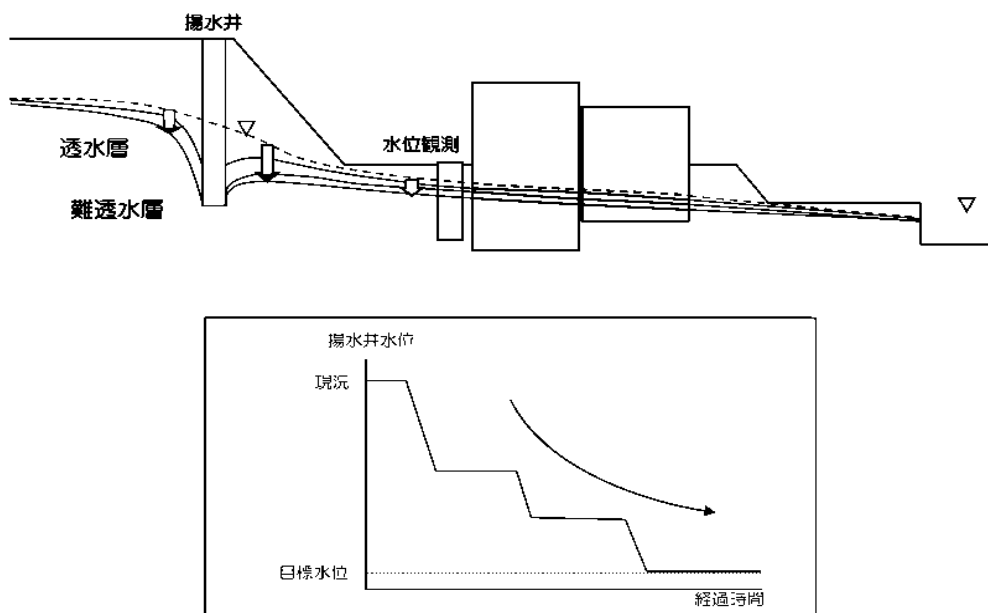


図6 段階的な地下水位低下のイメージ

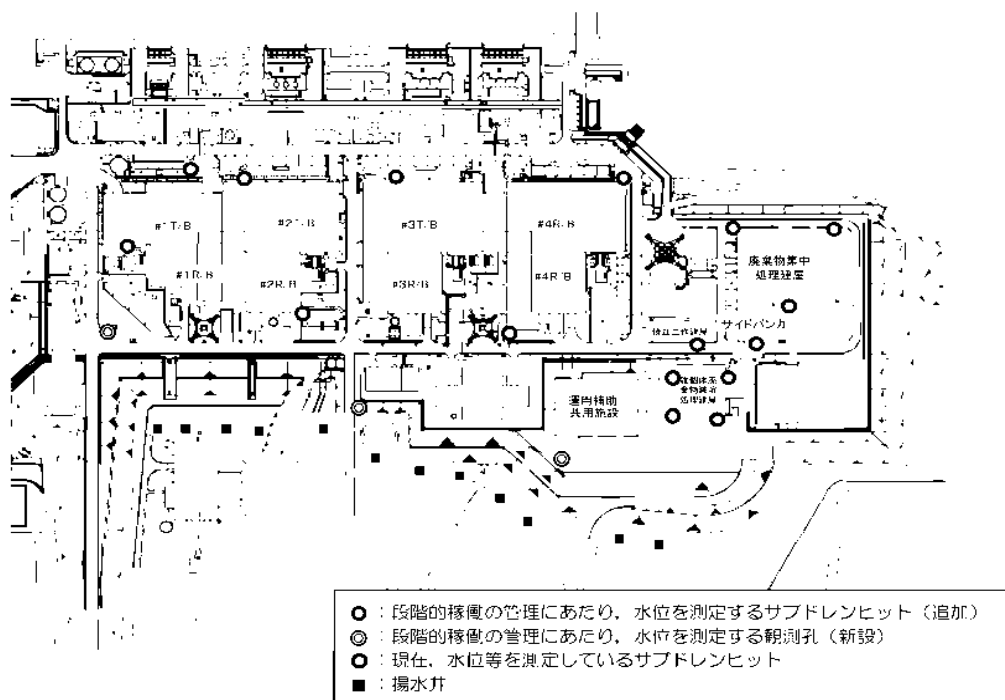
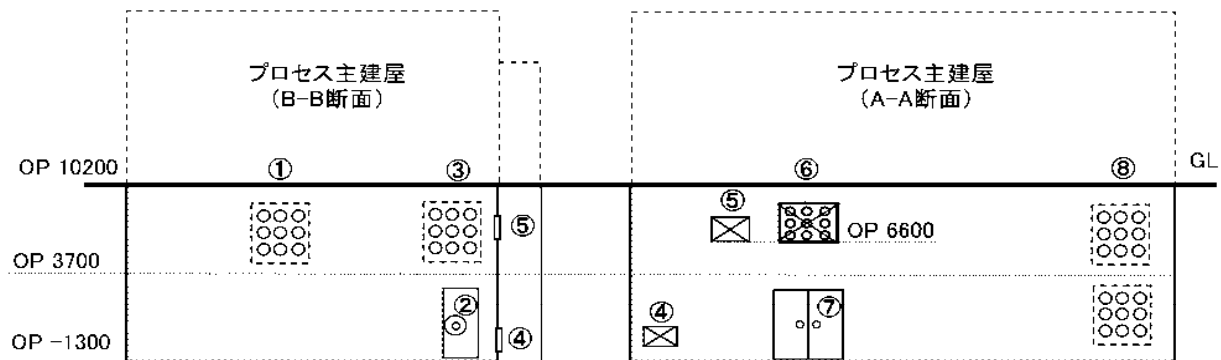
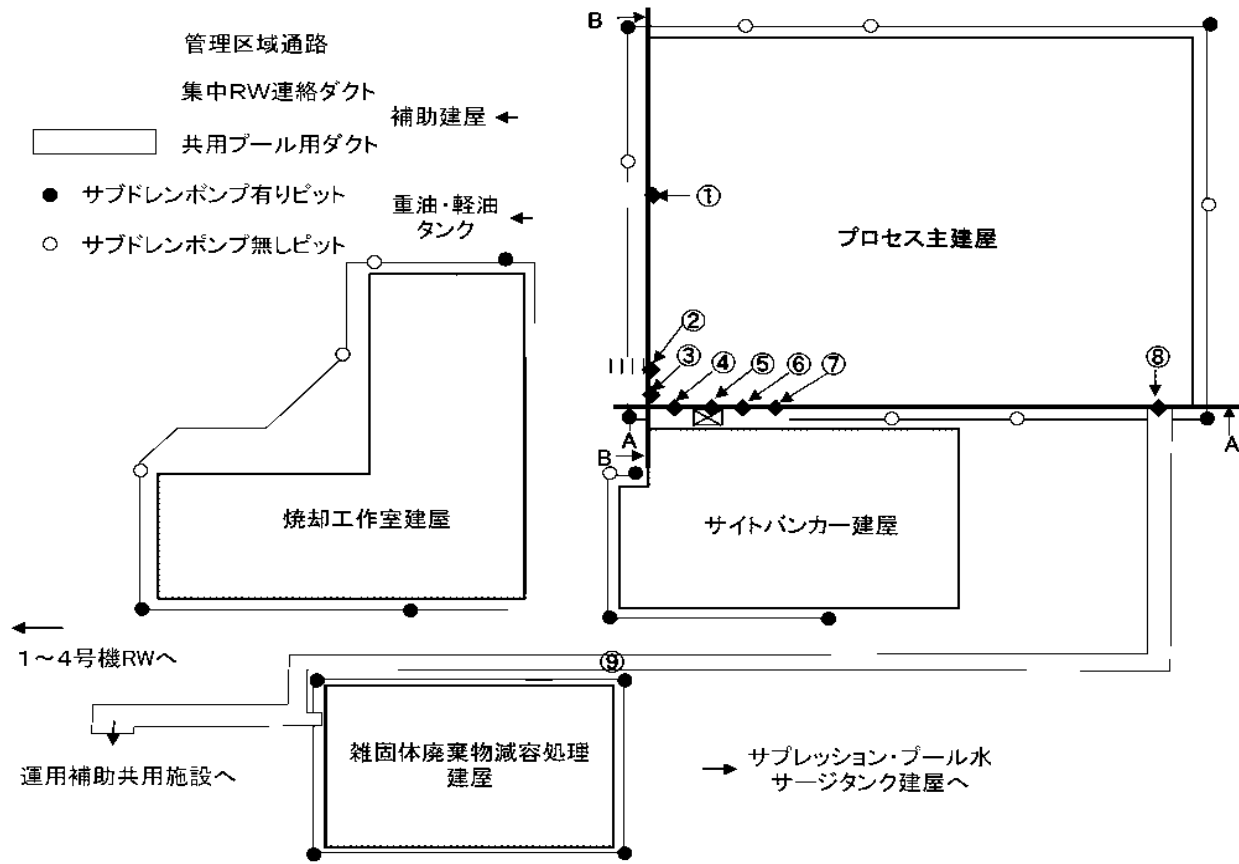


図 7 モニタリング計画

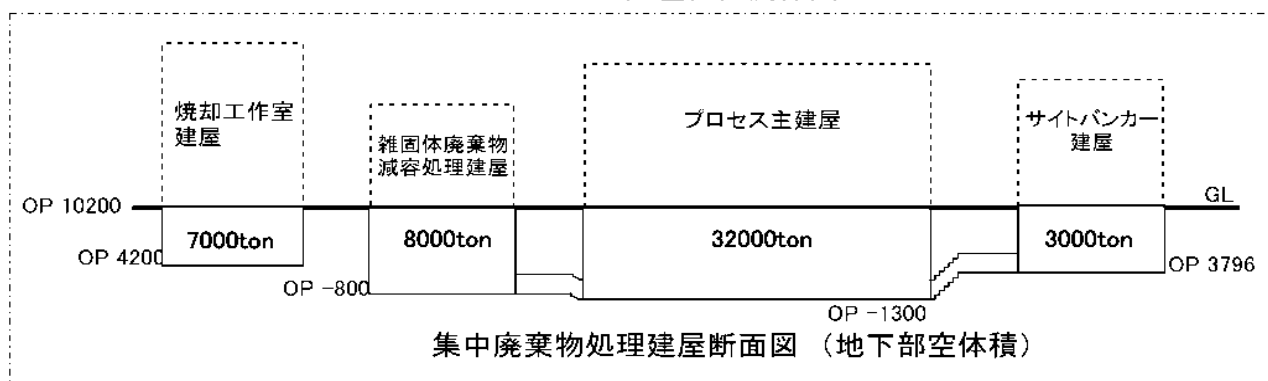
	平成 25 年											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
地下水バイパスの設置												
					現地工事							
									000	試運転、 水質確認		

図 8 計画工程

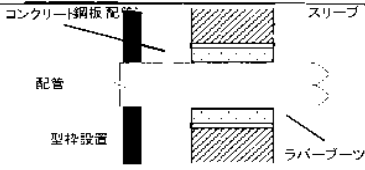
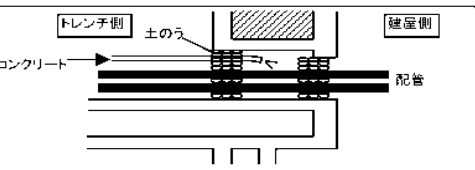
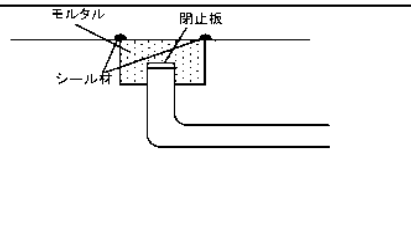
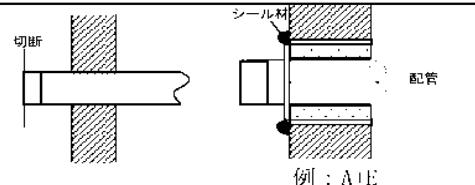
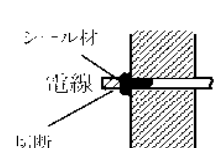
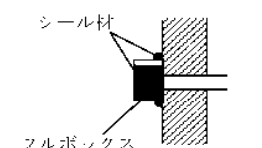
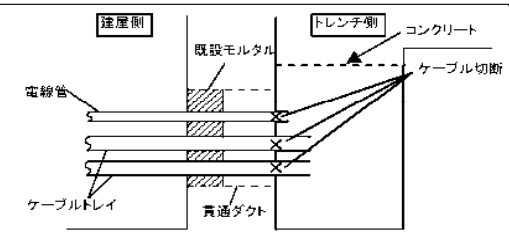
プロセス主建屋の貫通部の止水措置



プロセス主建屋位置関係図



貫通部止水工事 施工方法について

	型枠を設置してコンクリートを充填する。		B
	開口部の両端に土のうを積み開口内部にコンクリートを充填する。		C
	ファンネル流入口に閉止板を設置し、モルタルをファンネル内に充填した後、床面と充填したモルタルの境界表面にシーリング材を塗布する。		D
	配管を切断し、閉止板を溶接にて取り付けることにより閉塞する。	 <p style="text-align: center;">例：A・E</p>	E
電線管	電線管切断後、シーリング材を充填する。	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>電線管のみの場合</p>  </div> <div style="text-align: center;"> <p>ブルボックスの場合</p>  </div> </div>	F
	トレンチ側の電線を切断し、コンクリートで充填する。		G

設備	処置方法	概要図	記号
ダクト	ダクトを切断し、プレート溶接にて取り付けて閉止した後、溶接箇所シール材を塗布する。		H1
	ダクトに閉止板を設置し、型枠との隙間にコンクリートを充填する。		H2
煙道	煙道出口に閉止板を設置した後、コンクリートを充填して閉塞する。		I
扉	型枠を設置した後、コンクリートを充填することで閉塞する。		J
トレンチ	地上との貫通部よりコンクリートを充填する。		K
予備スリーブ	予備スリーブの加工箇所の壁面、モルタル充填部表面にシール材を塗布		L

プロセス主建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策

1 はじめに

プロセス主建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から、ひび割れ点検を行うとともに、ひび割れ箇所の補修を行った。

2 現場確認方法

プロセス主建屋のひび割れ点検は、日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

3 点検結果及び評価

点検では、新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが、縦方向のひび割れであることから、経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

その他のひび割れについても、ひび割れ部分にはエフロレッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから、通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また、プロセス主建屋は、不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること、地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから、止水性は確保されているものと考えられるが、地下外壁のひび割れ部の補修を行い、水密性を高めるものとする。

4 ひび割れ補修

4.1 補修範囲

ひび割れの補修は、プロセス主建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか、目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。プロセス主建屋のひび割れの補修本数を表-1 に示す。

表-1 ひび割れ補修本数

	部 位	実施本数 (0.3mm 以上のひび割れ)
プロセス主建屋	地下1階	59
	地下2階	249

4.2 補修方法

- ・ 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- ・ 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材

5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し、当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図（壁展開図・ひび割れ幅 0.3mm 以上のものを記録）

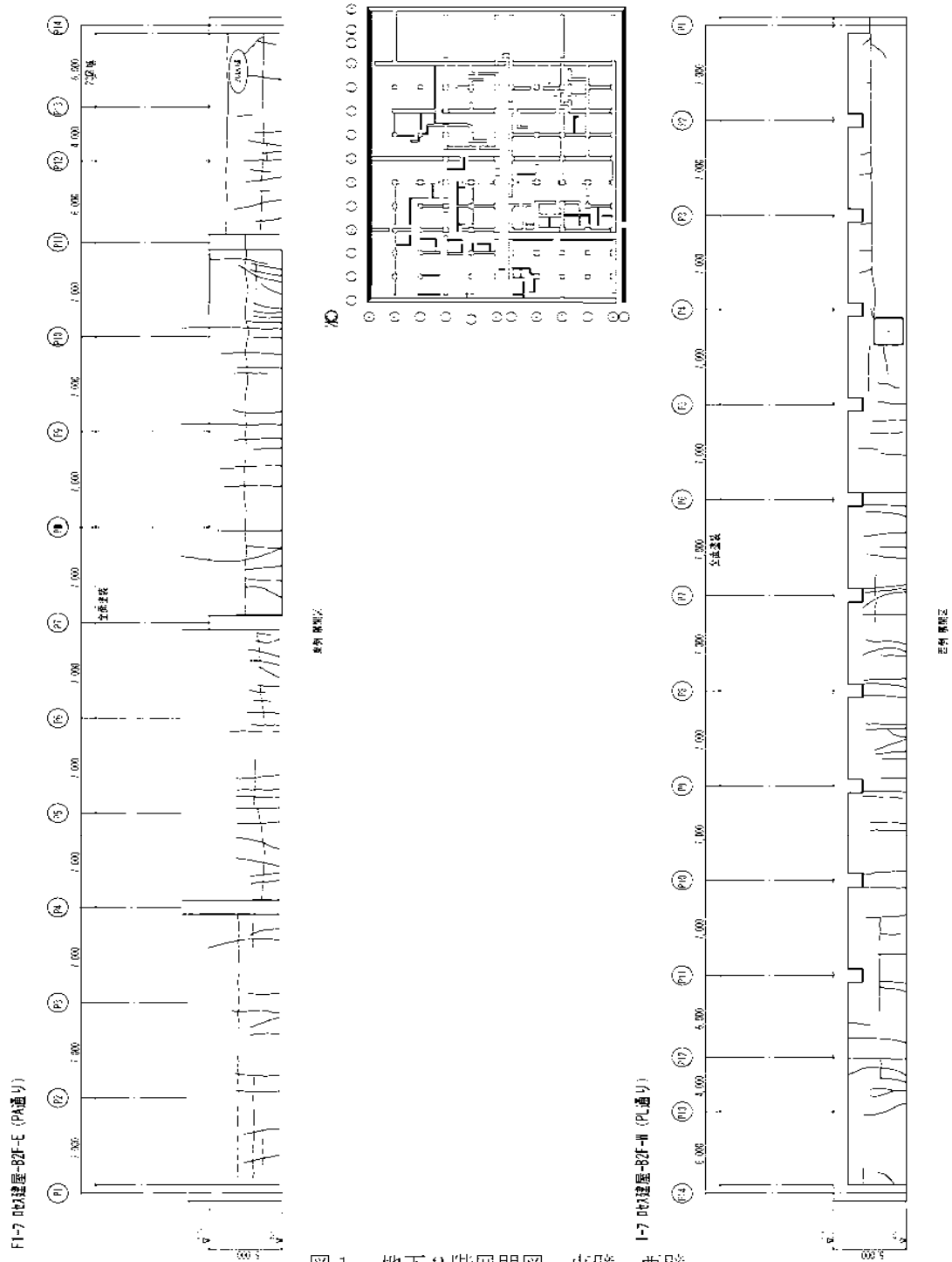


図 1 地下 2 階展開図 東壁, 西壁

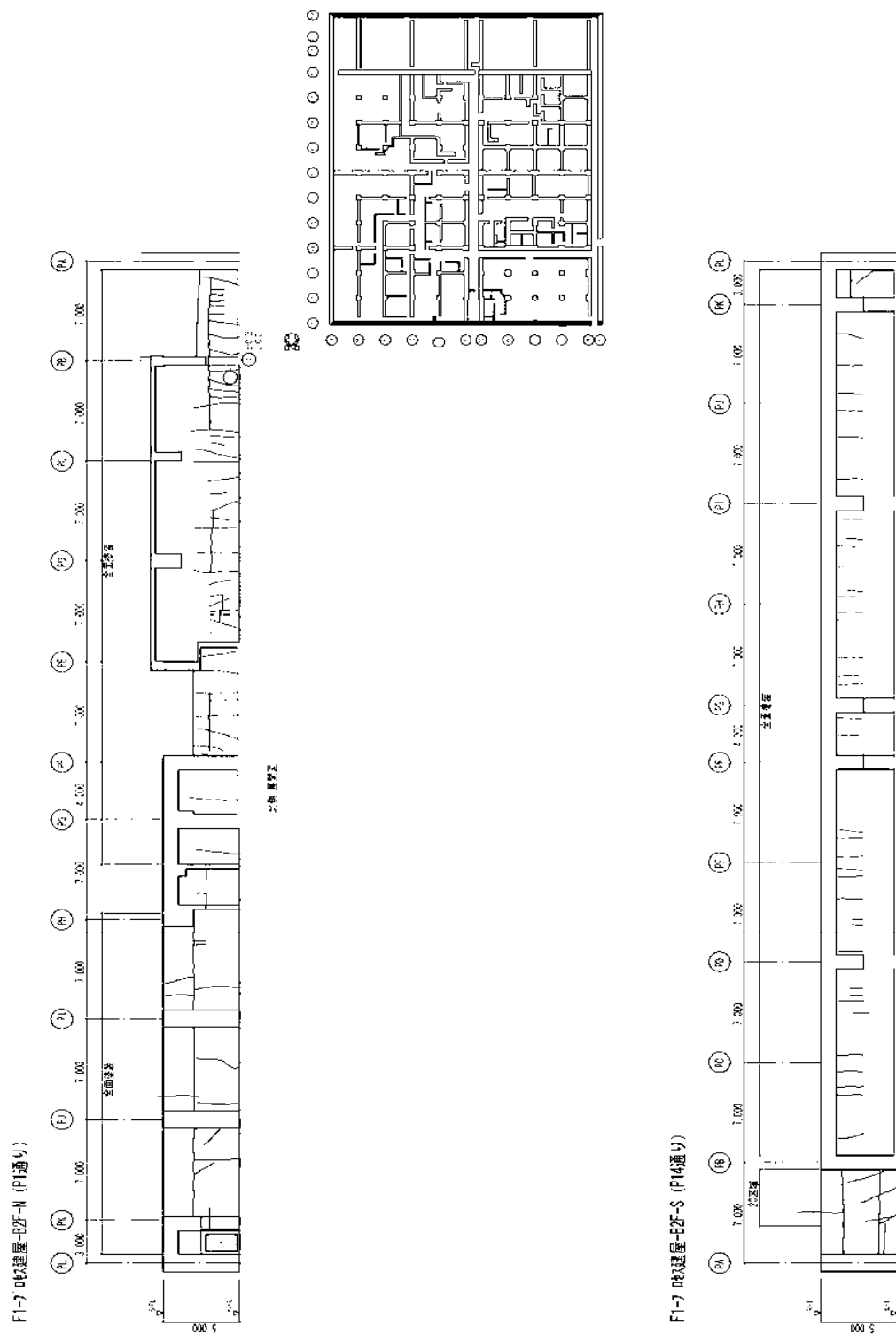


図2 地下2階展開図 北壁，南壁

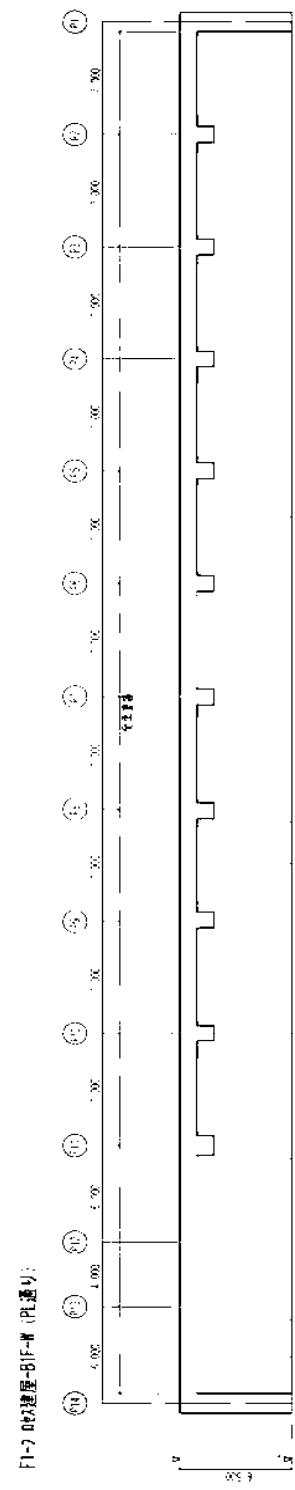
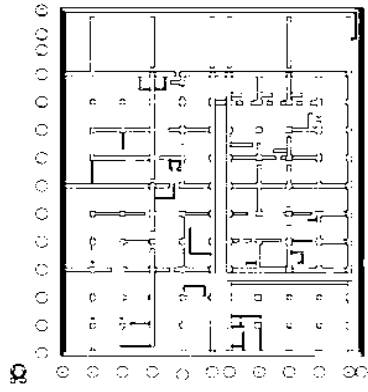
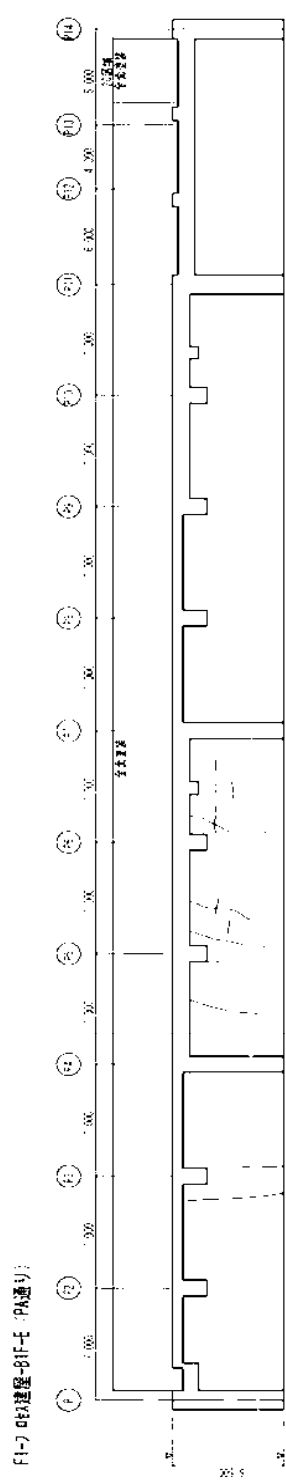


図3 地下1階展開図 東壁, 西壁

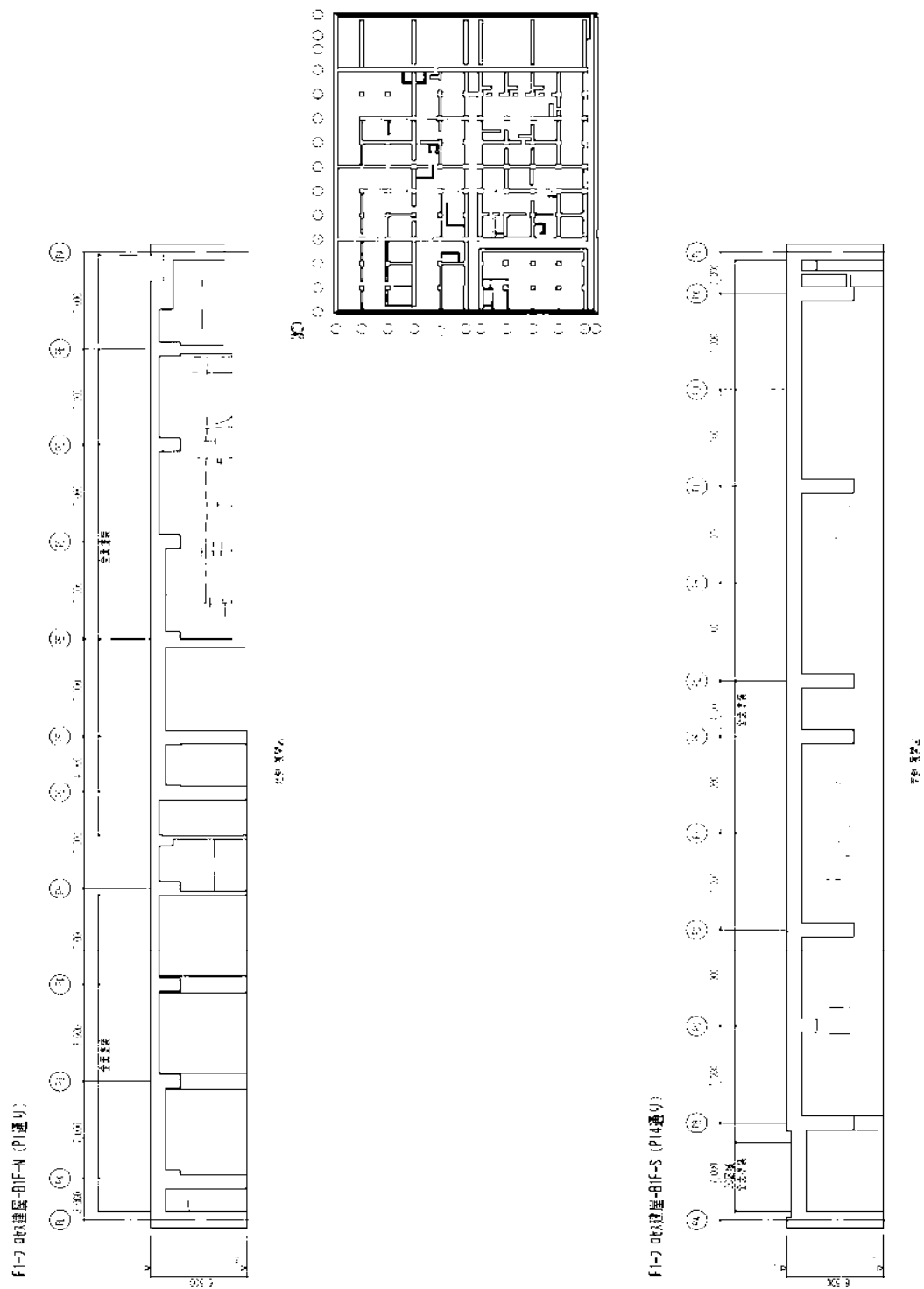
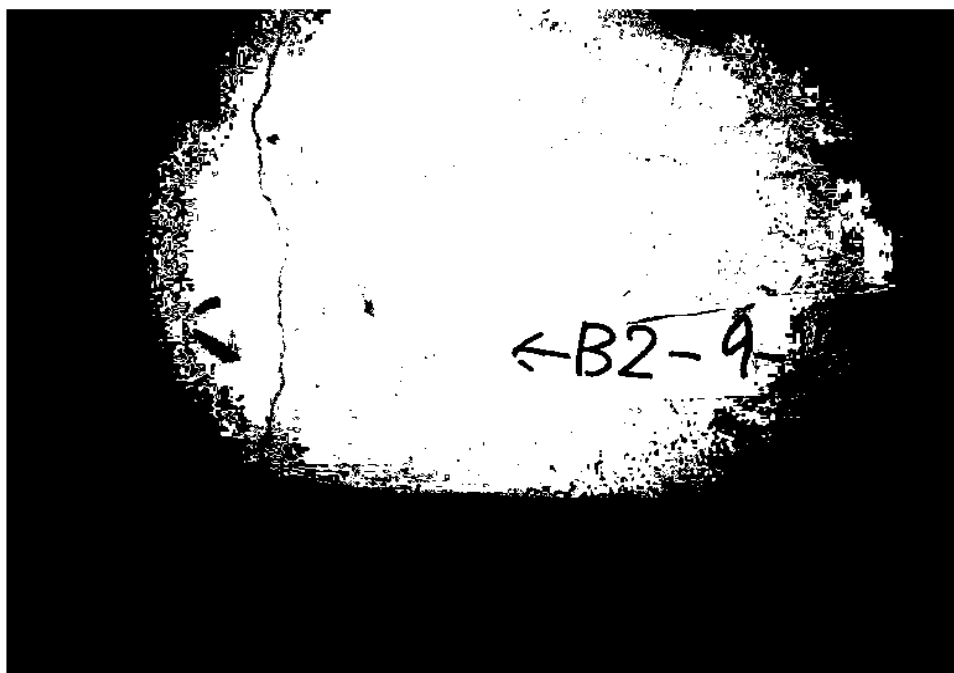
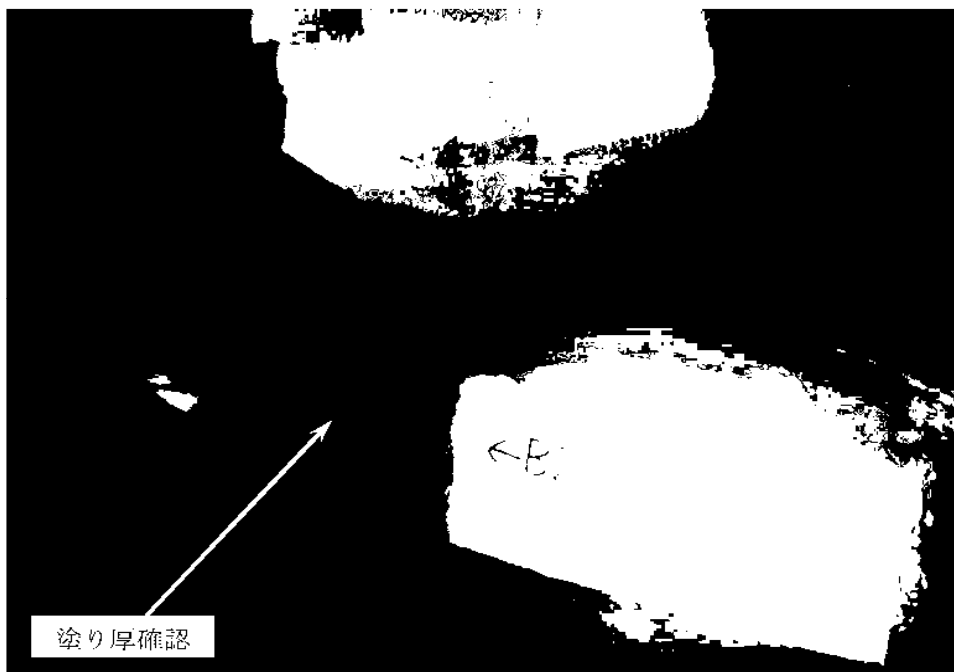


図4 地下1階展開図 北壁，南壁

7 幅 0.3mm 以上のひび割れ補修状況



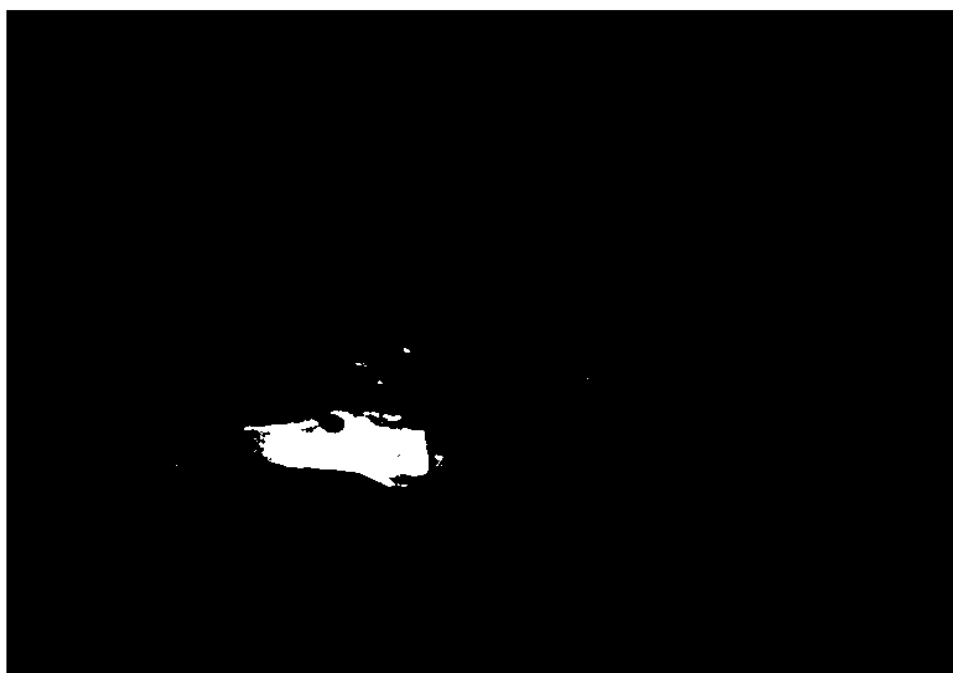
補修前



補修後

図5 幅 0.3mm 以上のひび割れ補修状況

8 幅 0.3mm 未満のひび割れ補修状況



補修前



補修後

図 6 幅 0.3mm 未満のひび割れ補修状況

プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

1 建屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には、建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが、その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので、ここでは、その移行量を評価する。

2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には、周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので、内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では、1 mm 程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので、一定の水位差があれば、健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図1に示す。

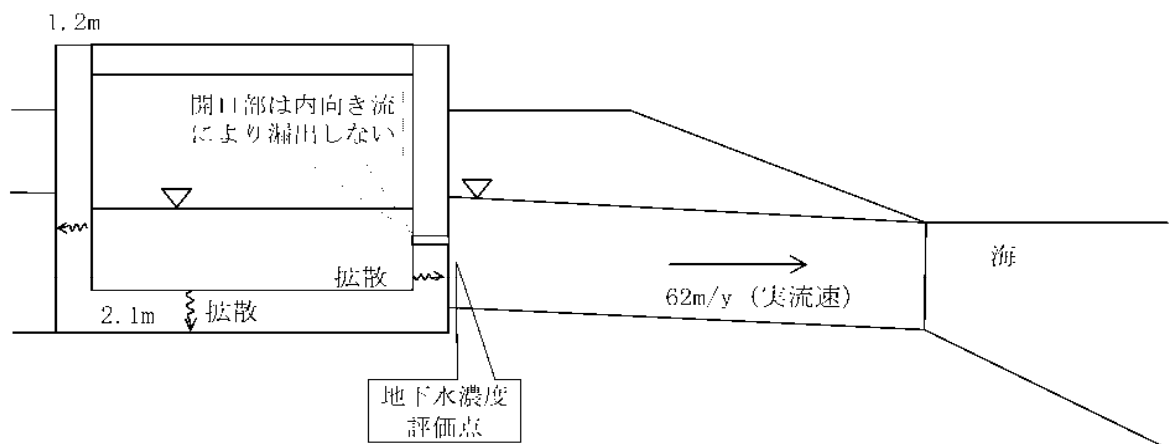


図1 建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図1の場合には、建屋からの放射性物質の漏出について、地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので、健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \cdot Dec \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z} \Big|_{z=L} \dots\dots\dots (1)$$

$$\varepsilon \cdot Rfc \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \cdot \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \cdot \varepsilon \cdot Rfc \cdot Cc(z,t) \dots\dots\dots (2)$$

$$\begin{aligned} Cc(0,t) &= Cw = Cw0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \\ Cc(L,t) &= 0 \\ Cc(z,0) &= 0 \\ Cc(0,t) &= 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \dots\dots\dots (3)$$

- R : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
 Cw : 廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m³)
 $Cw0$: 廃液中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m³)
 Sc : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m²)
 Dec : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m²/s)
 $Cc(z, t)$: コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m³)
 \cdot : 崩壊定数 (1/s)
 L : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
 Rfc : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) = $1 + \frac{1-\varepsilon}{\varepsilon} \cdot \rho_c \cdot Kdc$
 $\cdot c$: コンクリートの間隙率 (-)
 $\cdot c$: コンクリートの粒子密度 (kg/m³)
 Kdc : コンクリートの分配係数 (m³/kg)
 Tc : 廃液貯蔵終了時間 (s)

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表 1 に示す。

表 1 評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m ³)	I 131 : 1.3E+13 Cs-134 : 3.1E+12 Cs-137 : 3.0E+12	2011/3/27 採水 2 号機タービン建屋 滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m ²)	底面積 : 5834.24 側面積: 1751.04	底面積 : 84.8W×68.8L 側面積 : 84.8W, 68.8L, 5.7H の 4 側面
コンクリート中の放射性物質の 実効拡散係数 (m ² /s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m ³)	2700	単位体積重量 2.15 t/m ³ と間隙率 0.2 より, 2.15/0.8=2.7 (t/m ³)
コンクリートの分配係数 (m ³ /kg)	I : 0 Cs : 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地 下水のセメントモルタルの値をオ ーダーでまるめた。
コンクリート健全部のダルシー 流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保 守的に考慮しない。

パラメータ	設定値	備考
開口部面積 (m ²)	実質 0	逆向き流れになるので、拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62 m/y (2E-5m/s×0.04/0.41) ダルシー流速 = 実流速×0.41
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図 2 及び図 3 に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では、100 年以内に建屋を解体撤去することにより、建屋外への移行は、環境試料の放射能濃度分析における Cs-137 の検出限界である 8×10^{-6} Bq/cm³ を下回る値となる。

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

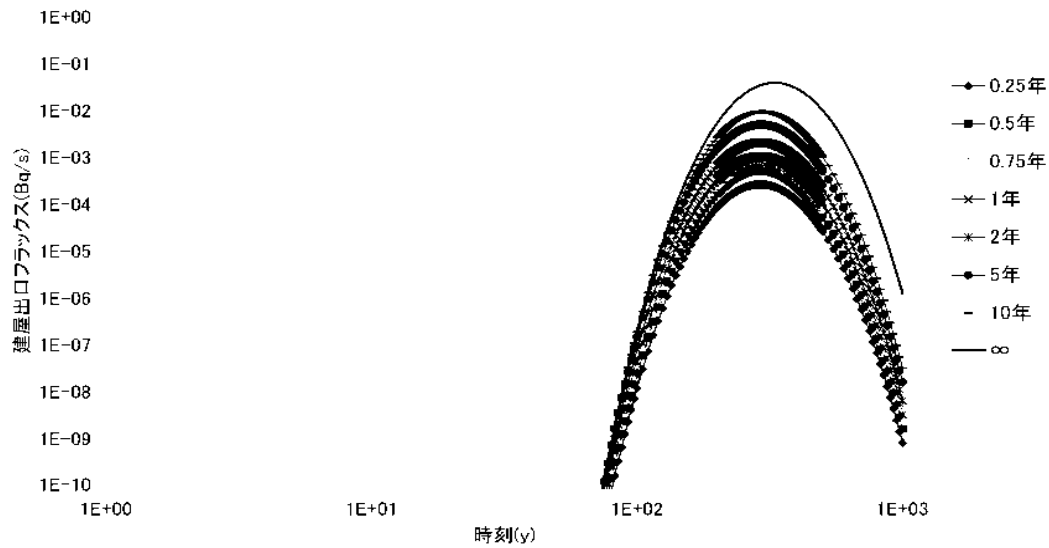


図2 建屋からの流出フラックス
(プロセス主建屋 側壁 1.2 m)

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

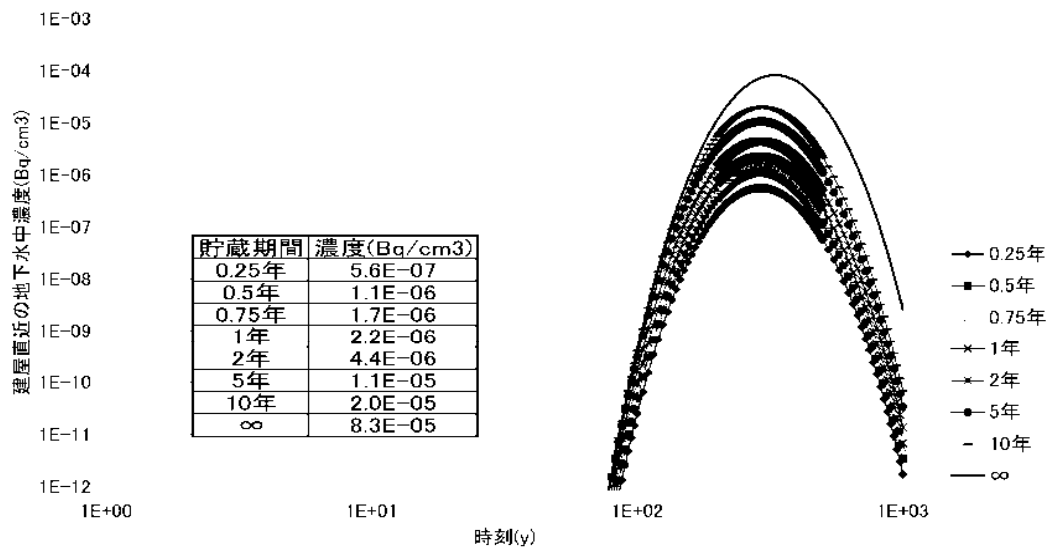
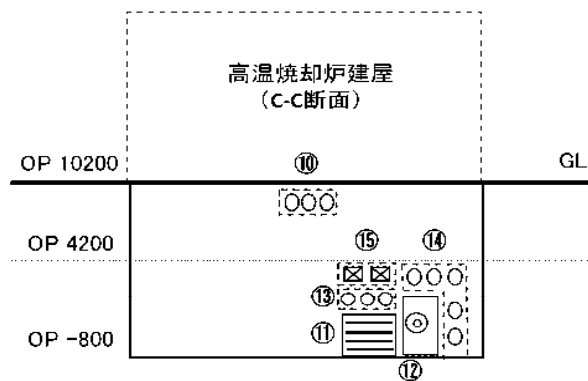
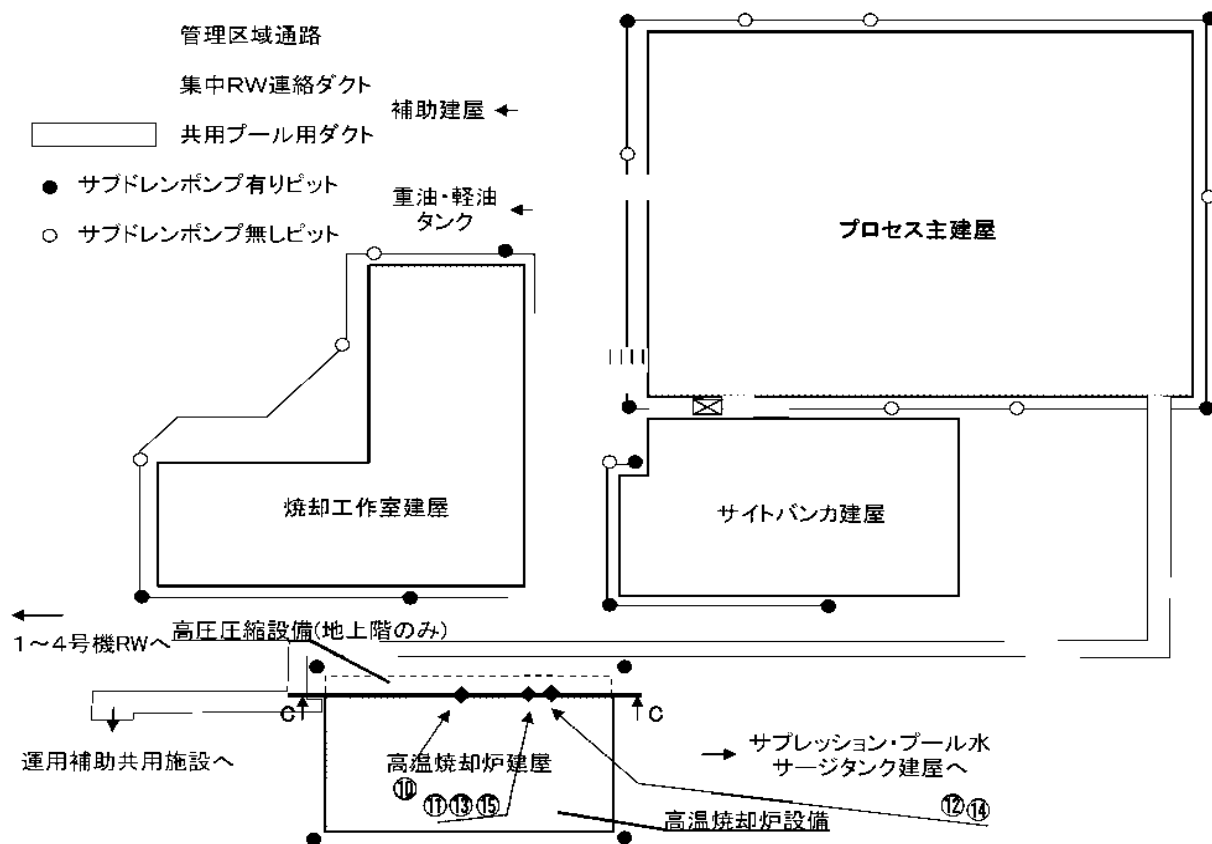
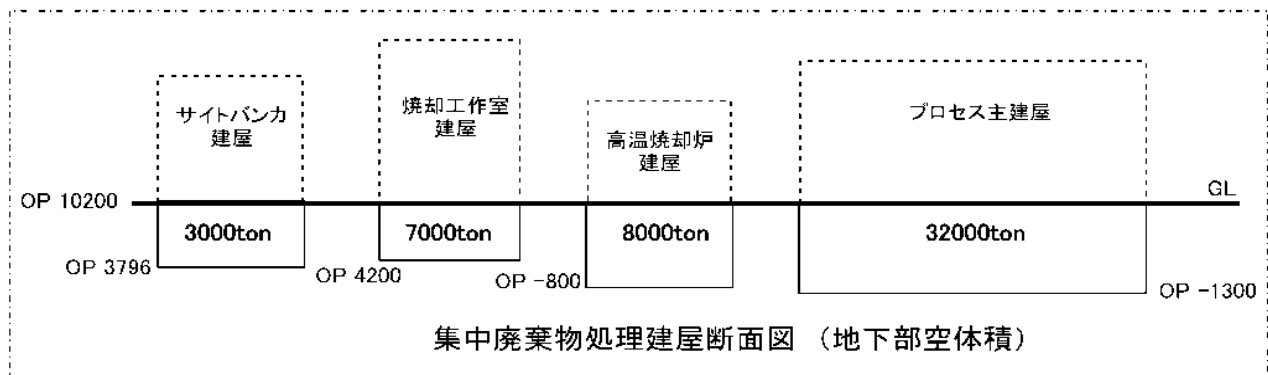


図3 建屋直近の放射性物質の濃度
(プロセス主建屋 側壁 1.2 m)



高温焼却炉建屋位置関係図



集中廃棄物処理建屋断面図 (地下部空体積)

高温焼却炉建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策

1 はじめに

高温焼却炉建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から、ひび割れ点検を行うとともに、ひび割れ箇所の補修を行った。

2 現場確認方法

高温焼却炉建屋のひび割れ点検は、地下外壁を対象とし、日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

3 点検結果及び評価

点検では、新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが、縦方向のひび割れであることから、経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

また、その他のひび割れについても、ひび割れ部分にはエフロレッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから、通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また、高温焼却炉建屋は、不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること、地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから、止水性は確保されているものと考えられるが、地下外壁のひび割れ部の補修を行い、水密性を高めるものとする。

4 ひび割れ補修

4.1 補修範囲

ひび割れの補修は、高温焼却炉建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか、目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。高温焼却炉建屋のひび割れの補修本数を表-1 に示す。

表-1 ひび割れ補修本数

	部 位	実施本数 (0.3mm 以上のひび割れ)
高温焼却炉建屋	地下1階	42
	地下2階	48

4.2 補修方法

- ・ 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- ・ 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材

5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し、当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図（壁展開図・ひび割れ幅 0.3mm 以上のものを記録）

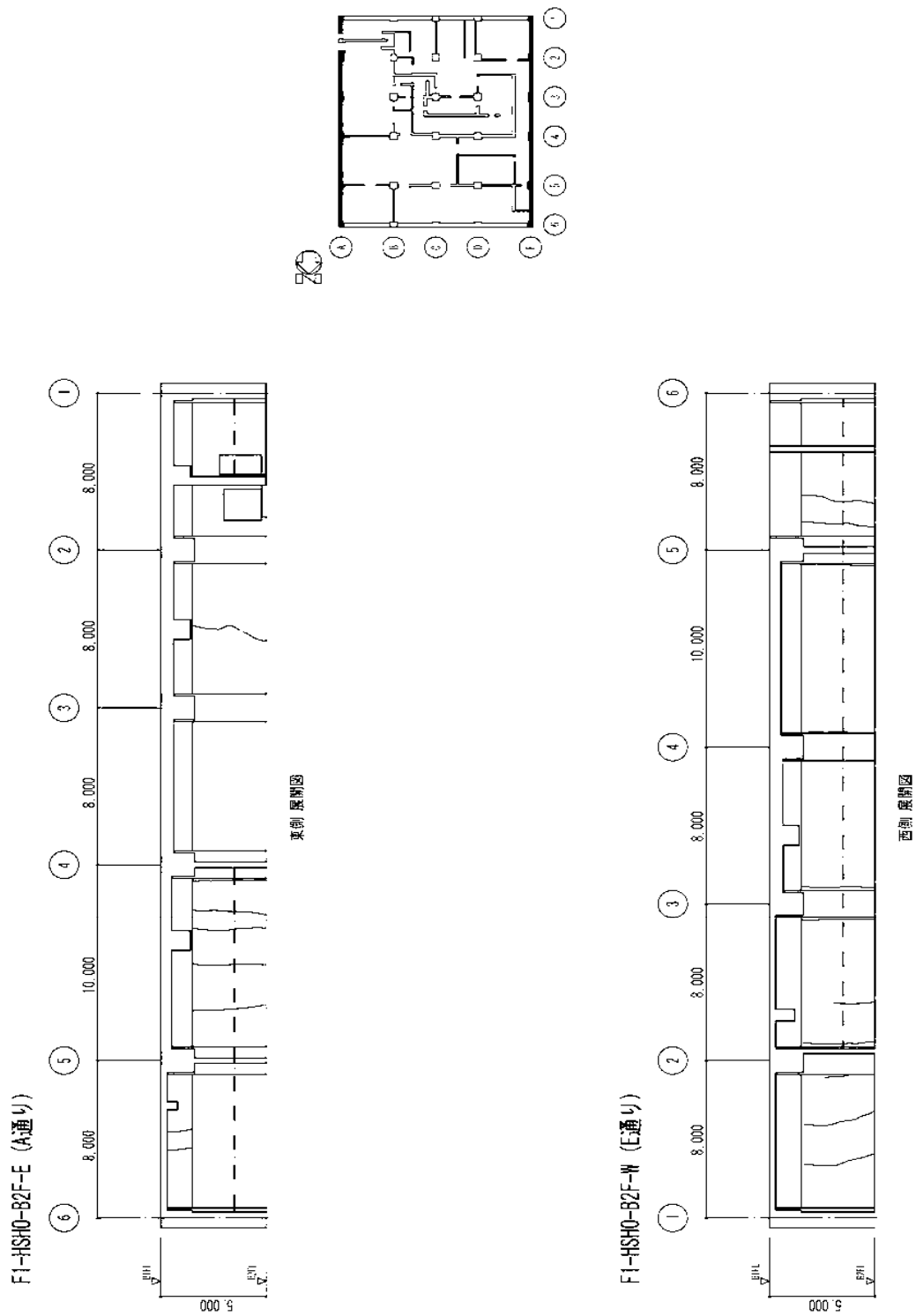
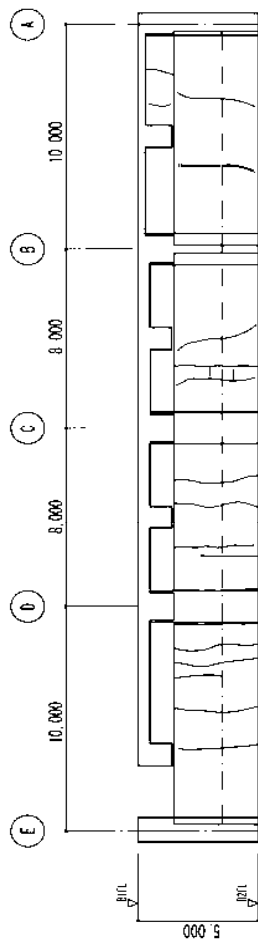
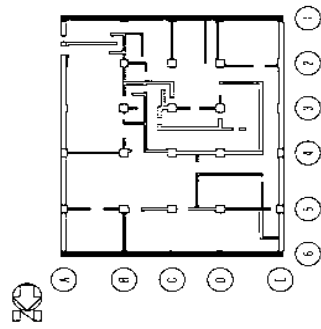


図 1 地下2階展開図 東壁，西壁

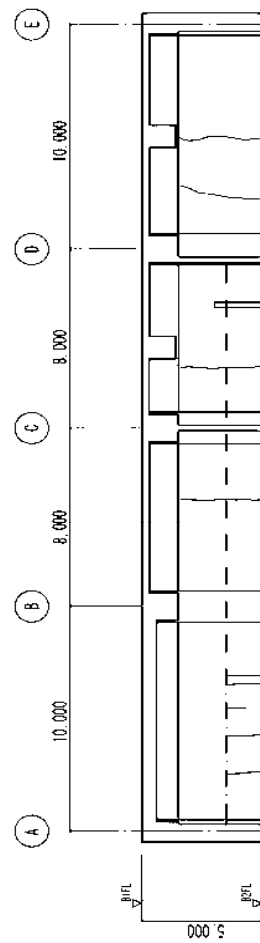
F1-HSHO-B2F-N (6通り)



北側展開図

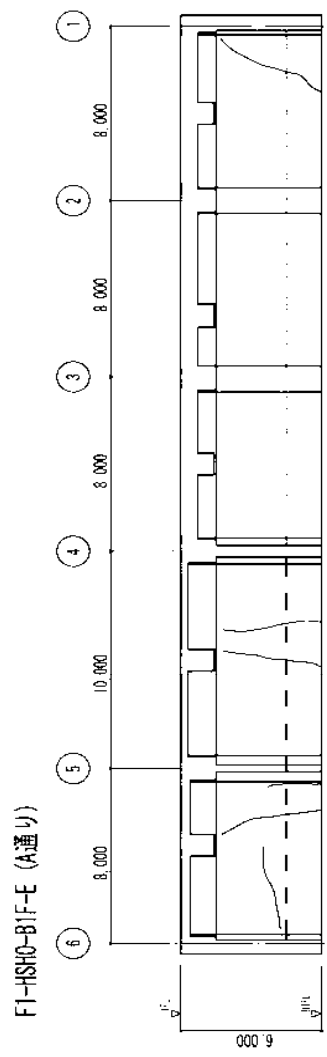


F1-HSHO-B2F-S (1通り)

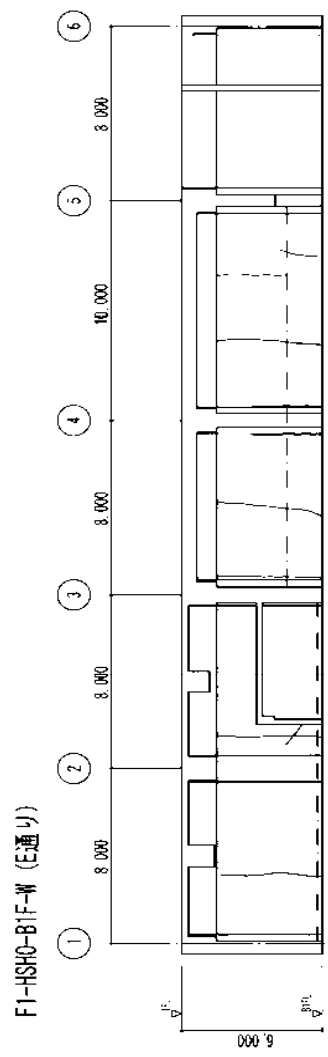


南側展開図

図2 地下2階展開図 北壁，南壁



東側展開図



西側展開図

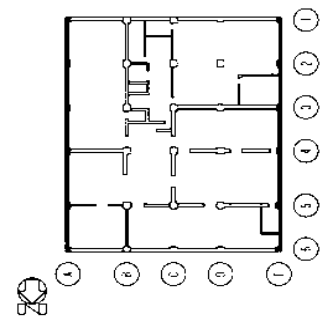


図3 地下1階展開図 東壁、西壁

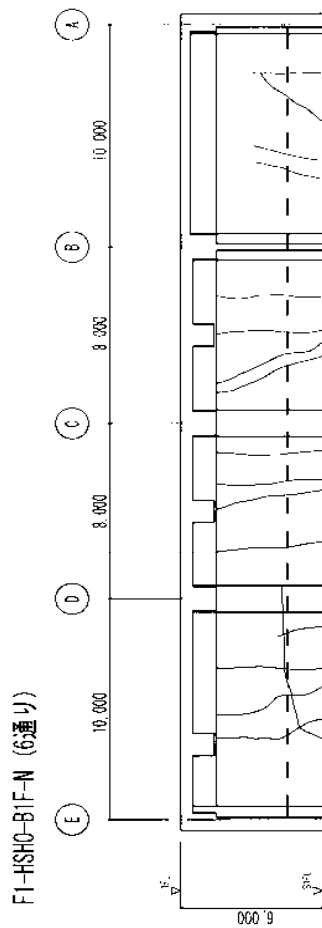
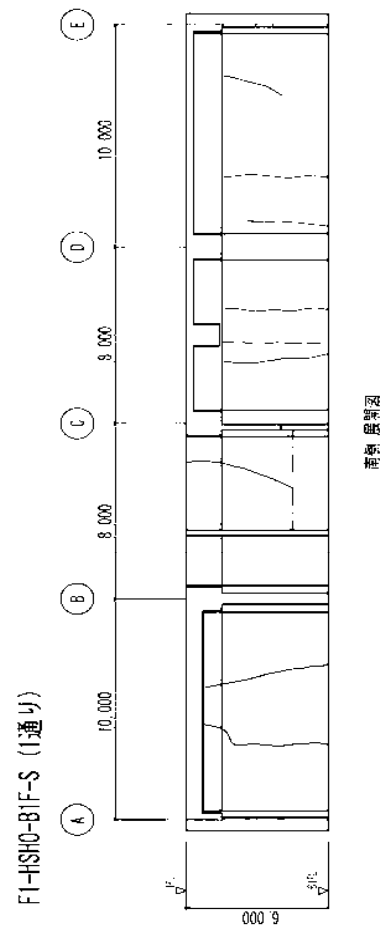
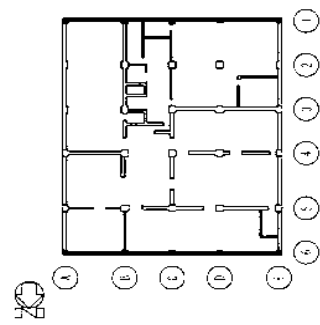
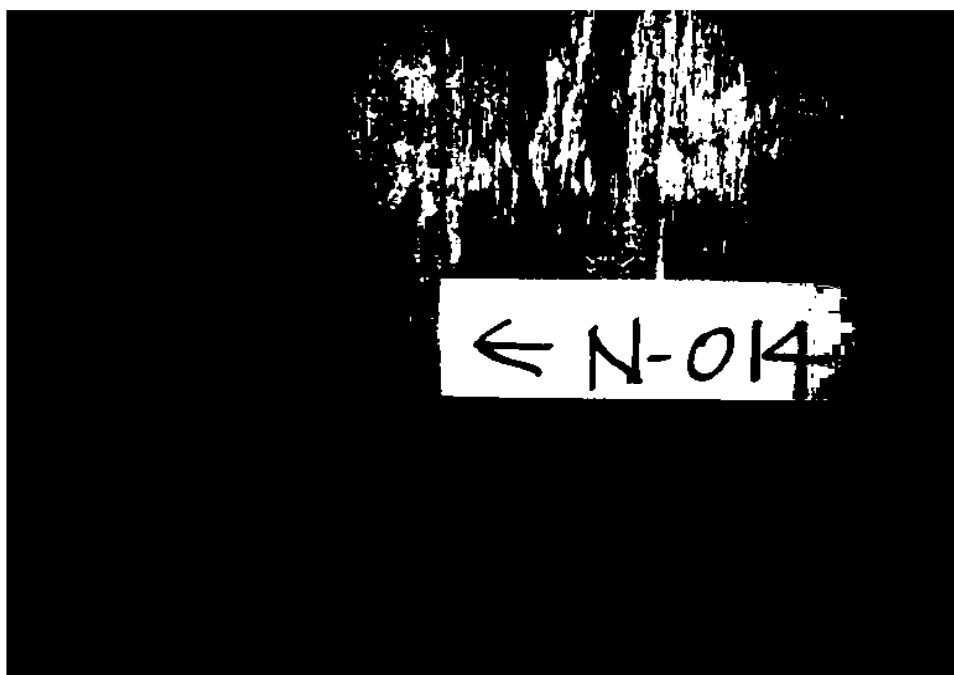


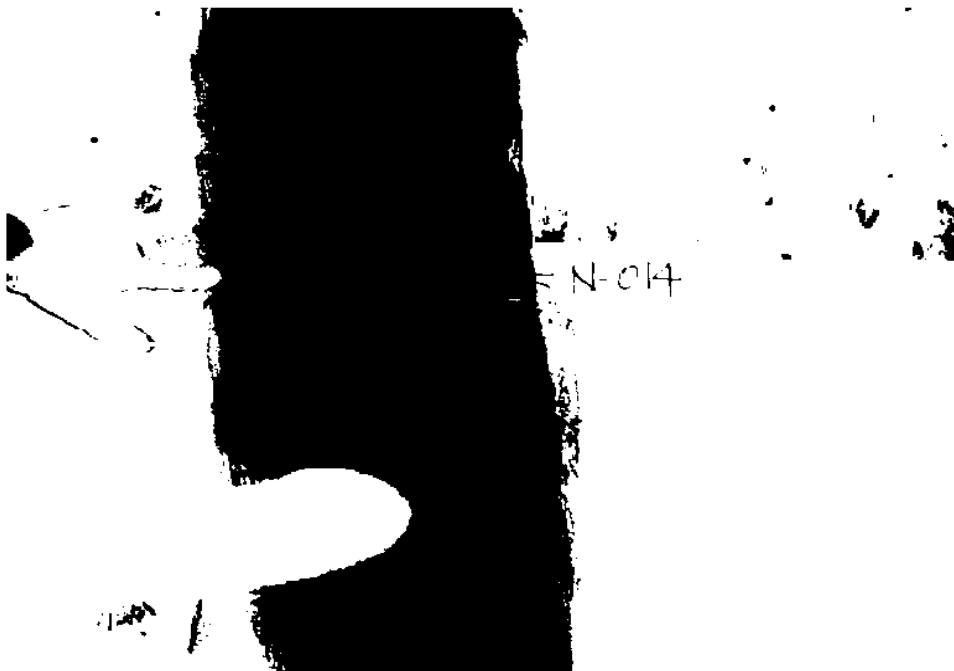
図4 地下1階展開図 北壁，南壁



7 ひび割れ補修状況（幅 0.3mm 以上のひび割れ）



補修前



補修後

図5 ひび割れ補修状況（幅 0.3mm 以上のひび割れ）

高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

1 屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には、建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが、その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので、ここでは、その移行量を評価する。

2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には、周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので、内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では、1 mm 程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので、一定の水位差があれば、健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図 1 に示す。

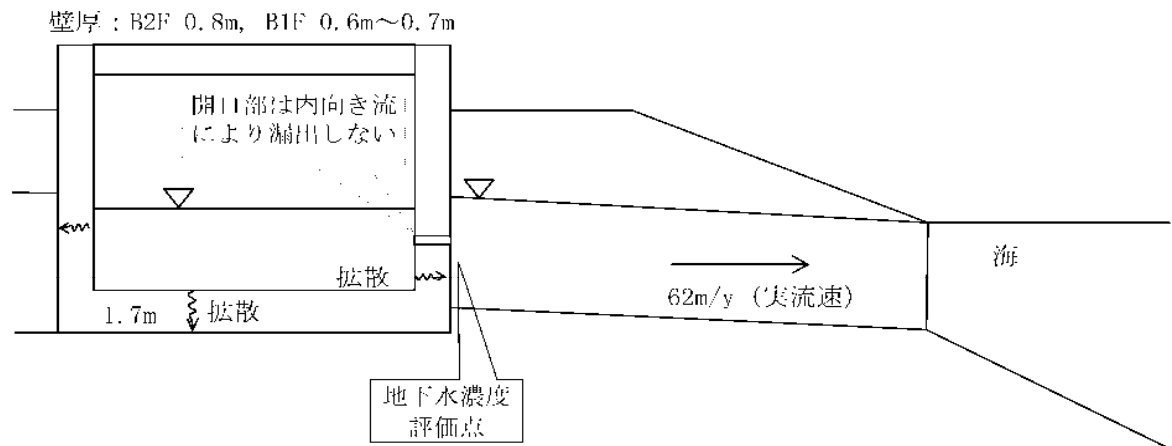


図 1 建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図 1 の場合には、建屋からの放射性物質の漏出について、地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので、健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \cdot Dec \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z} \Big|_{z=L} \dots\dots\dots (1)$$

$$\varepsilon \cdot Rfc \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \cdot \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \cdot \varepsilon \cdot Rfc \cdot Cc(z,t) \dots\dots\dots (2)$$

$$\begin{aligned} Cc(0,t) &= Cw = Cw0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \\ Cc(L,t) &= 0 \\ Cc(z,0) &= 0 \\ Cc(0,t) &= 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \dots\dots\dots (3)$$

- R : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
 Cw : 廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m³)
 $Cw0$: 廃液中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m³)
 Sc : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m²)
 Dec : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m²/s)
 $Cc(z, t)$: コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m³)
 λ : 崩壊定数 (1/s)
 L : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
 Rfc : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) $= 1 + \frac{1 - \varepsilon}{\varepsilon} \cdot \rho_c \cdot Kdc$
 ε : コンクリートの間隙率 (-)
 ρ_c : コンクリートの粒子密度 (kg/m³)
 Kdc : コンクリートの分配係数 (m³/kg)
 Tc : 廃液貯蔵終了時間 (s)

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表 1 に示す。

表 1 評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m ³)	I-131 : 1.3E+13 Cs-134 : 3.1E+12 Cs-137 : 3.0E+12	2011/3/27 採水 2 号機タービン建屋滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m ²)	底面積 : 1465.56 側面積: B2F(壁厚 0.8m) 768.0 B1F(壁厚 0.6m) 414.96 B1F(壁厚 0.7m) 174.42	底面積 : 41.4W×35.4L 側面積: B2F 41.4W, 35.4L, 5.0H の 4 側面 B1F(壁厚 0.6m) 壁厚 0.6m, 0.65m 部分の長さ 109.2×3.8H B1F(壁厚 0.7m) 壁厚 0.7m 部分の長さ 45.9×3.8H
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m ² /s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m ³)	2700	単位体積重量 2.15 t/m ³ と間隙率 0.2 より, 2.15/0.8=2.7 (t/m ³)

パラメータ	設定値	備考
コンクリートの分配係数 (m^3/kg)	I : 0 Cs : 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。
コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。
開口部面積 (m^2)	実質 0	逆向き流れになるので、拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62 m/y ($2\text{E-}5\text{m/s} \times 0.04 / 0.41$) ダルシー流速 = 実流速 $\times 0.41$
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図 2 及び図 3 に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では、30 年以内に建屋を解体撤去することにより、建屋外への移行は、環境試料の放射能濃度分析における Cs-137 の検出限界である $8 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ を下回る値となる。

廃液貯蔵継続年数の影響確認(Cs-137)

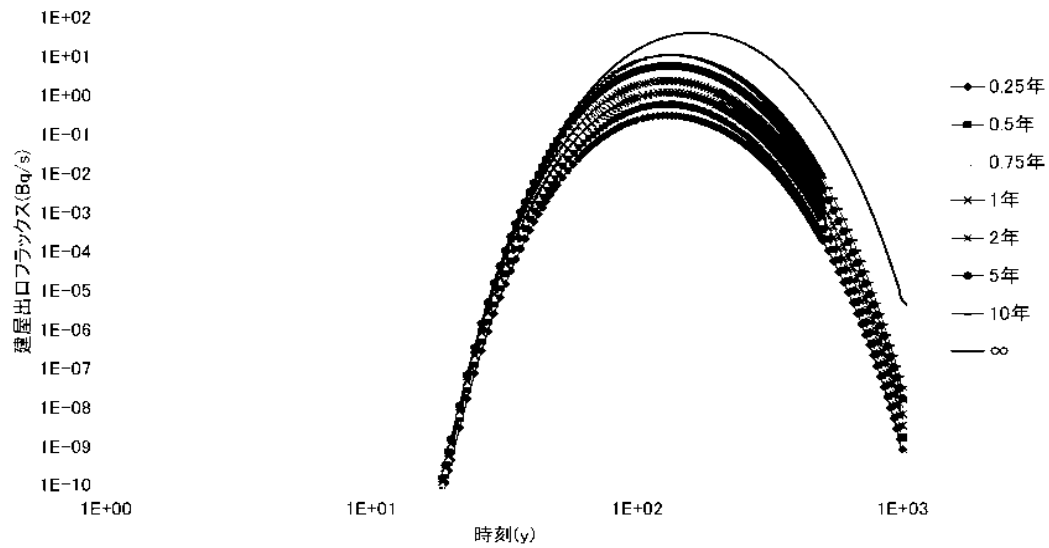


図2 建屋からの流出フラックス
(高温焼却炉建屋)

廃液貯蔵継続年数の影響確認(Cs-137)

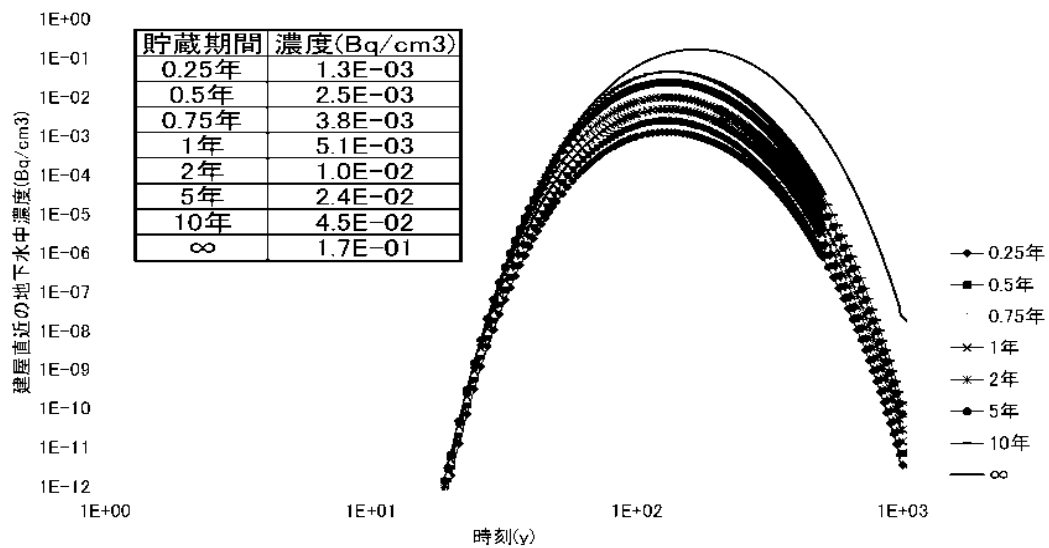


図3 建屋直近の放射性物質の濃度
(高温焼却炉建屋)

１～４号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価

１ 建屋外への放射性物質の移行

高レベル放射性汚染水（以下、「滞留水」という。）が建屋の地下に滞留した場合、建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高くなったときに圧力差による滞留水の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが、その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので、ここでは、その移行量を評価する。

２ 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

滞留水を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には、周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので、内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では、1mm程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので、一定の水位差があれば、健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図１に示す。

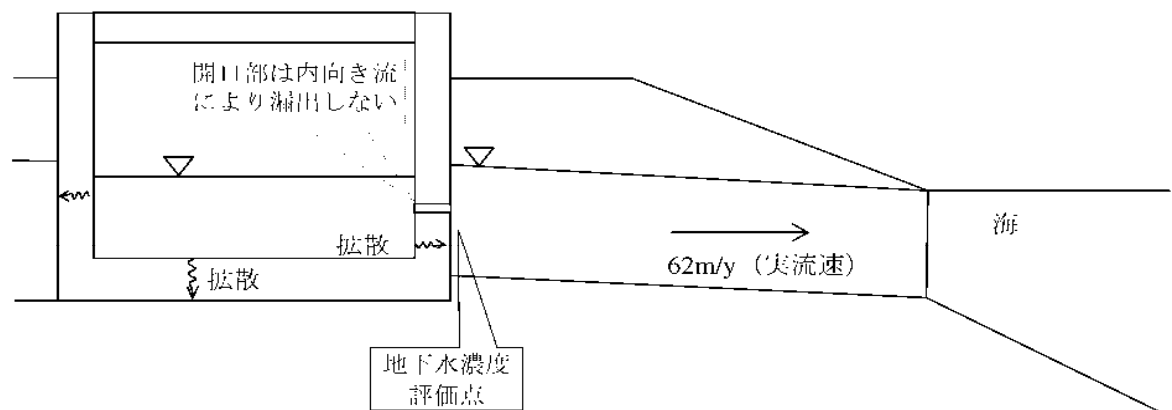


図１ 建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図１の場合には、建屋からの放射性物質の漏出について、地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので、健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \cdot Dec \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z} \Big|_{z=L} \dots\dots\dots (1)$$

$$\varepsilon \cdot Rfc \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \cdot \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \cdot \varepsilon \cdot Rfc \cdot Cc(z,t) \dots\dots\dots (2)$$

$$\begin{aligned} Cc(0,t) &= Cw = Cw0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \\ Cc(L,t) &= 0 \\ Cc(z,0) &= 0 \\ Cc(0,t) &= 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \dots\dots\dots (3)$$

- R : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
 Cw : 滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m³)
 $Cw0$: 滞留水中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m³)
 Sc : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m²)
 Dec : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m²/s)
 $Cc(z,t)$: コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m³)
 λ : 崩壊定数 (1/s)
 L : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
 Rfc : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) = $1 + \frac{1 - \varepsilon}{\varepsilon} \cdot \rho_c \cdot Kdc$
 ε : コンクリートの間隙率 (-)
 ρ_c : コンクリートの粒子密度 (kg/m³)
 Kdc : コンクリートの分配係数 (m³/kg)
 Tc : 滞留水貯蔵終了時間 (s)

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表 1 に示す。

表 1 評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m ³)	Cs-137 : 1.5E+12	2011/7/17 採水_2 号機タービン建屋滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m ²)		表 2 (滞留水に接する表面積) 参照
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m ² /s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m ³)	2700	単位体積重量 2.15 t/m ³ と間隙率 0.2 より、2.15/0.8=2.7 (t/m ³)
コンクリートの分配係数 (m ³ /kg)	1 : 0 Cs : 0.001	IAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。
コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。

パラメータ	設定値	備考
開口部面積 (m ²)	実質 0	逆向き流れになるので、拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年，継続の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62m/y (2E-5m/s×0.04／0.41) ダルシー流速 = 実流速×0.41
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図 2 及び表 2 に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では、今後 3 年間程度に 1 ～ 4 号機の各建屋のコンクリート壁中から放射性物質が拡散により建屋外への漏えいする可能性は低いと考える。

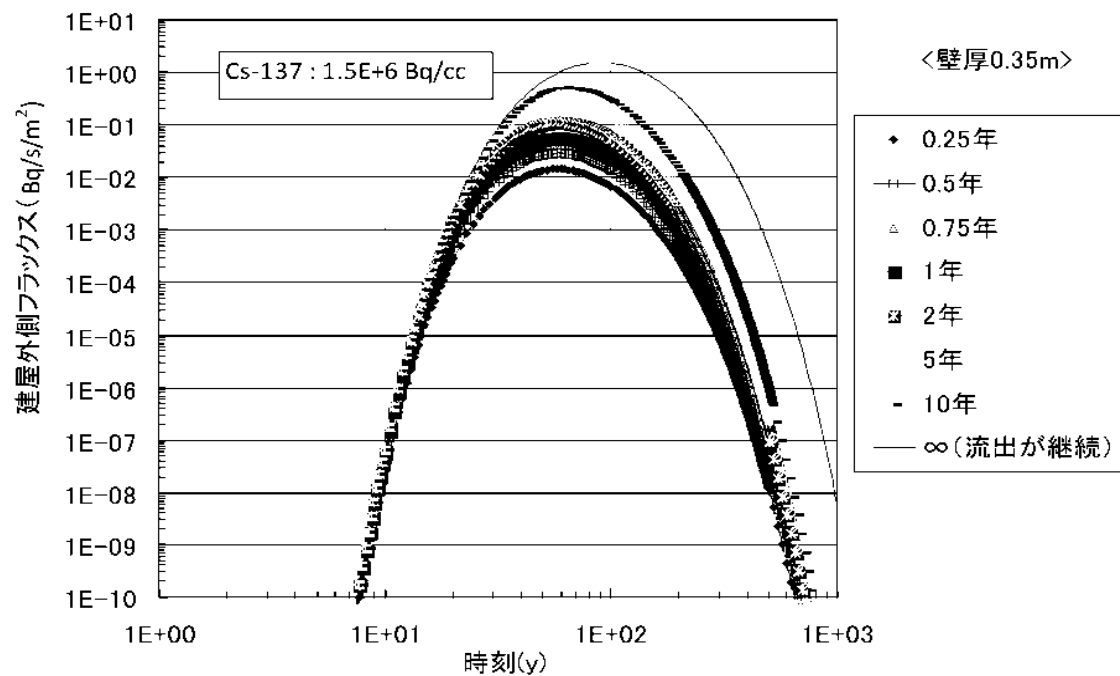


図2 (1) 建屋からの流出フラックス
(側壁 0.35m)

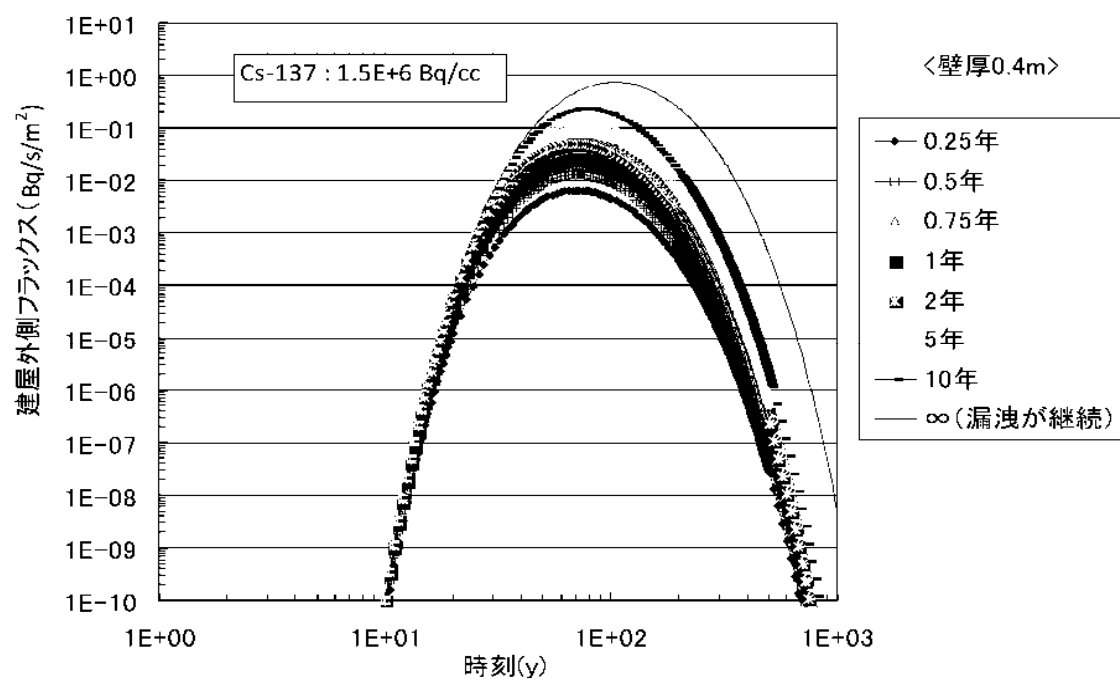


図2 (2) 建屋からの流出フラックス
(側壁 0.4m)

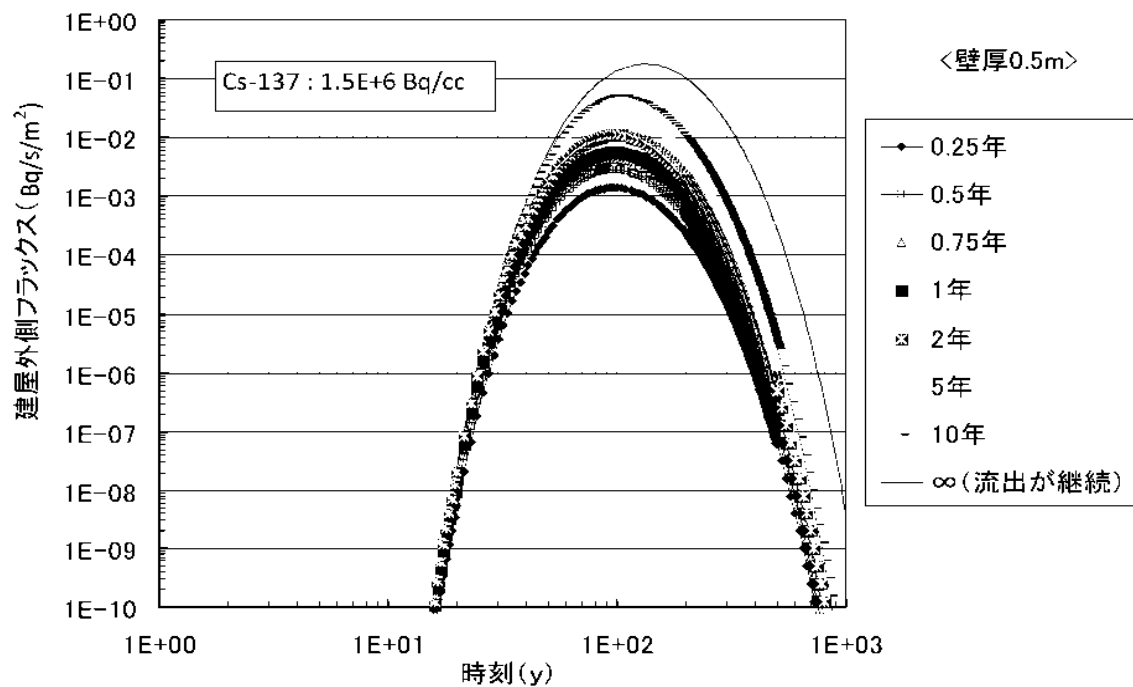


図2 (3) 建屋からの流出フラックス
(側壁 0.5m)

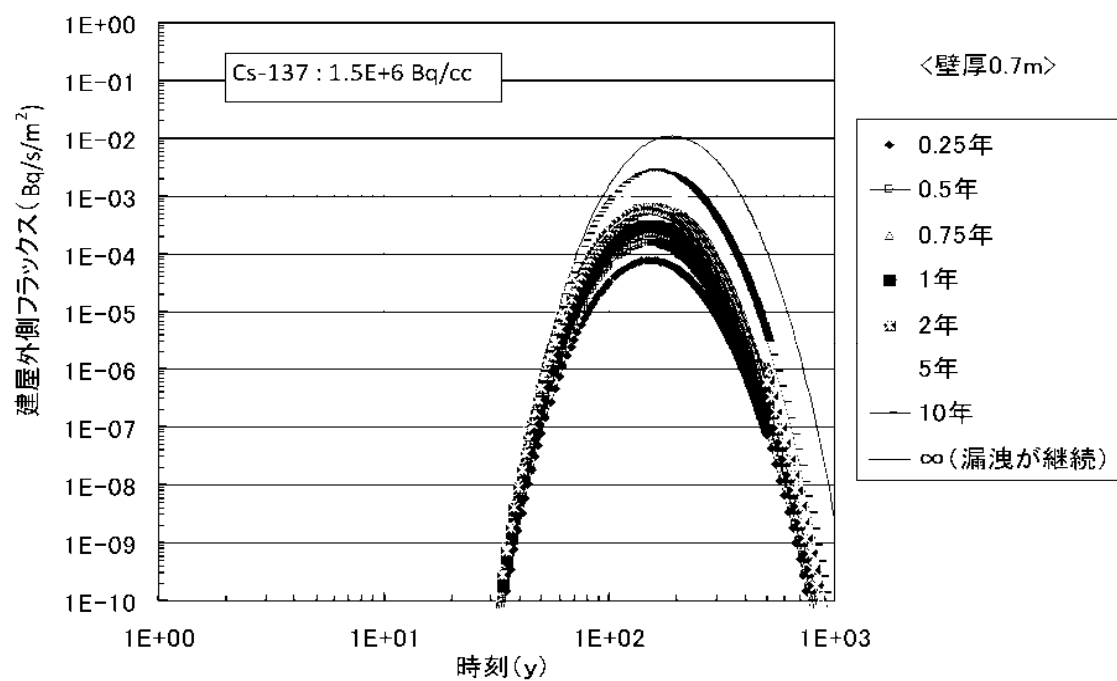


図2 (4) 建屋からの流出フラックス
(側壁 0.7m)

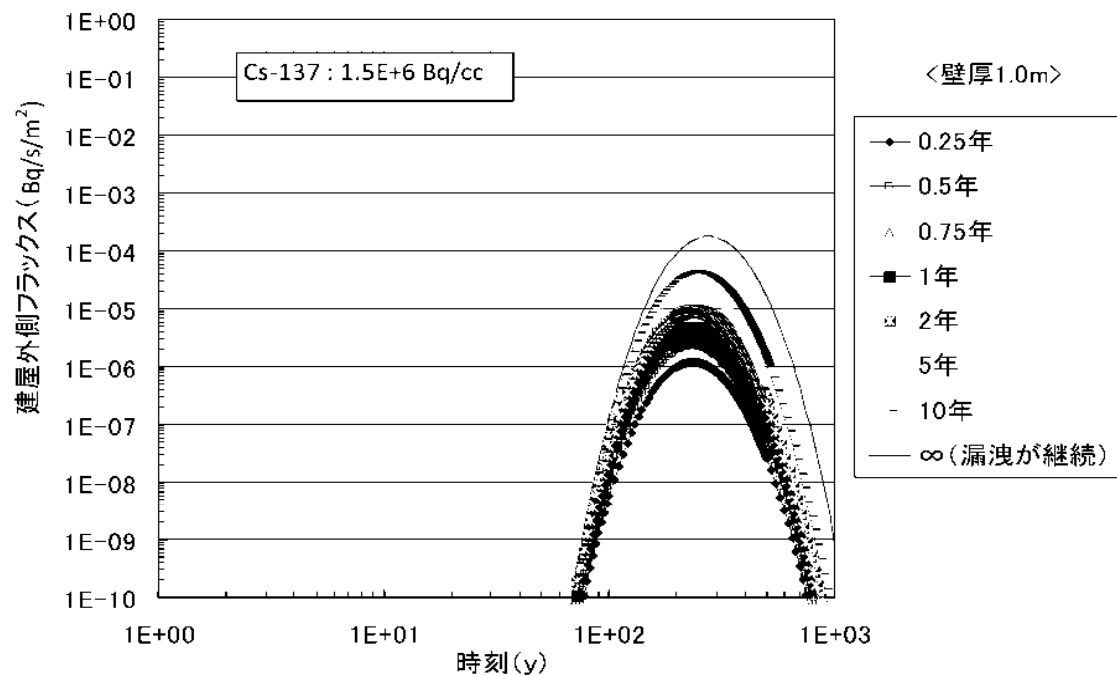


図2 (5) 建屋からの流出フラックス
(側壁 1.0m)

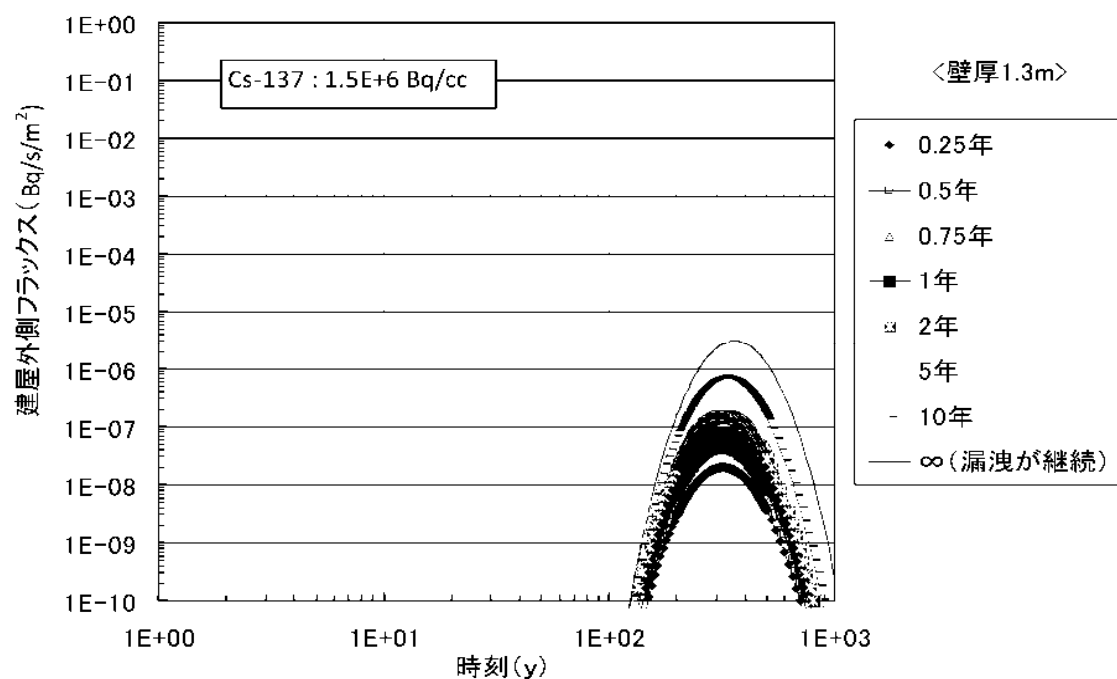


図2 (6) 建屋からの流出フラックス
(側壁 1.3m)

表2 建屋外への放射性物質移行量の評価

1号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
R/B	1.3	3040	42	200
T/B	0.5	6250	97	20
RW/B	0.5	1080	22	20

2号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
R/B	1.5	3760	47	200 ^{*1}
T/B	0.55	8530	105	20 ^{*2}
RW/B	0.7	1510	23	40

3号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
R/B	1.5	3840	47	200 ^{*1}
T/B	0.7	9800	128	40
RW/B	0.7	2050	23	40

4号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
R/B	1.5	3840	47	200 ^{*1}
T/B	0.5	8410	106	20 ^{*1}
RW/B	0.7	2760	36	40

	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m ²)	トレンチの南北長(m)	8E-6Bq/cm ³ となる経過年
2号炉トレンチ	0.4	1380	7	13
3号炉トレンチ	0.4	1180	6	13
4号炉トレンチ	0.35	1090	5	10

*1: 壁厚1.3mで評価

*2: 壁厚0.5mで評価

建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかかる方針

1 現状及び中期的見通し

現状、1～4号機の滞留水については、建屋内水位を地下水水位よりも低く管理し滞留水の系外流出を防止している。

滞留水の増加抑制及び拡散リスク低減を図るためには、今後、地下水位を管理し地下水の流入を抑制し滞留水の水位を下げタービン建屋、原子炉建屋、廃棄物処理建屋内にある滞留水を処理する必要がある。このため、地下水バイパス、トレンチ止水等の方策を検討する。

2 基本的対応方針及び中期的計画

滞留水の水位を維持するとともに、下記の基本的考え方に基づき、処理を継続していく。将来的には、水位低下に必要となる技術、工法の研究開発を進め、滞留水の減少を図っていく。

滞留水処理の基本的考え方

- ・ 現行水処理設備について、引き続き一部機器の設備改善などを行い、更なる信頼性向上を図るとともに、運転継続・延命化を行い、安定運転を維持する。
- ・ タービン建屋等の滞留水の水位が建屋周囲に設けられたサブドレン水位を上回らないように管理しつつ、サブドレン水位を低下させ、地下水流入量の抑制を図る。
- ・ 今後実施する研究開発成果に基づき滞留水量を減少させていくとともに、これに応じた循環ラインの段階的な縮小化等を検討していく。

中期的には、現行水処理設備の信頼性向上による運転継続、サブドレン水位の低下方法の検討・水位低下を進める。

今後の検討と対策

(1) 建屋等からの漏えい防止

1～4号機建屋内に滞留している高濃度放射性汚染水については、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋に移送し、さらに、汚染水処理設備により放射性核種のセシウム及び塩分を除去して淡水を生成し、原子炉への注水に再使用している（循環注水冷却）。ただし、1～4号機の建屋内には地下水が流入しているため、高濃度放射性汚染水が系外に放出しないよう適切に建屋内水位を管理する必要がある。

建屋内の水位については、引き続き管理を継続していく。また、万一、水位がOP、4000に到達するようなことになれば、高濃度放射性汚染水を高濃度滞留水

受タンク等に移送する措置を施す。さらに、滞留水の地下水への流出を防止するため、建屋内の水位をサブドレン水位より低く管理している。

万一、建屋内の水位がサブドレン水位より高くなった場合は、サブドレン水の放射能濃度を確認し、建屋内からサブドレンへの滞留水の流出の有無を確認する。また、当該建屋からプロセス主建屋、高温焼却炉建屋、高濃度滞留水受タンク等へ滞留水を移送することにより、当該建屋内の水位を早期に下げることとする。

今後、地下水の流入量を低減させるため、建屋山側の高台で地下水を揚水し、建屋周辺の地下水の水位を段階的に低下させる計画である（地下水バイパス）。

地下水バイパスの設備は、建屋山側で地下水を汲み上げる揚水井及びポンプ、汲み上げた地下水を一時的に貯留して水質を確認するタンク、地下水を移送するための配管等からなる。地下水バイパスの稼働にあたっては、段階的な稼働とモニタリングにより、水質及び地下水低下状況等を確認し、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) 止水・回収方法

①建屋に滞留する汚染水の止水・回収

汚染水の上流側に位置する原子炉建屋（格納容器下部を含む）を止水するためには、漏えい箇所を特定し、漏えい状況に応じた補修（止水）工法や装置を検討する必要がある。現在、漏えい箇所を調査・補修（止水）するための工法と遠隔操作装置を研究開発しているところである。今後、開発成果を活用して漏えい箇所の特定や漏えい状況の確認を行うとともに、補修（止水）工法や装置の開発成果をもって原子炉建屋（格納容器下部を含む）を補修（止水）する予定である。建屋内に滞留する汚染水については、水処理状況を踏まえつつ、原子炉建屋やタービン建屋等への地下水の流入を抑制するため建屋周辺の地下水位を低下させながら回収する。

地下水位を低下させるには、建屋周辺のサブドレン水を汲み上げる方法が有力であるが、一部のサブドレンピット内の水に僅かな汚染が確認されていることから、サブドレンピット内の溜まり水の浄化を行った後にサブドレン設備の復旧を順次実施する。

また、漏えい箇所の調査や止水のための工法・装置開発を進めつつ、建屋間の配管貫通部を対象とした止水工法・材料の検討も行っている。建屋間の配管貫通部からの漏水を模擬した大型試験装置を製作し、基礎試験で選定した止水材料を用いて止水試験を行い、効果を確認している。

なお、建屋内に滞留する汚染水を回収するまでの間、2、3号機立坑、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し、原子炉建屋及びタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視していく。

②トレンチ等に滞留する汚染水の止水・回収

建屋内と同レベルの高濃度の汚染水が滞留していると想定される2号機、3号機並

びに4号機海水配管トレンチ等については、タービン建屋内の汚染水の水位よりもトレンチの接続高さが低いことから、トレンチ内の汚染水を回収しても、継続的にタービン建屋から汚染水が流入するため、現時点では、汚染水の回収は困難である。

このため、タービン建屋内の汚染水が回収され、海水配管トレンチ等への汚染水の再流入が無い状態になってから、海水配管トレンチ等の汚染水を回収することとしていたが、系外への流出リスクの低減の観点から、海水配管トレンチ等の汚染水の回収をできるだけ早期に実施できるように、タービン建屋と海水配管トレンチの接続部における止水の可能性について検討を進めるとともに、水処理状況等を踏まえ、可能なトレンチ等から順次、止水・回収を実施する予定である。

なお、海水配管トレンチ等から海へ汚染水が流出しないように、ピットの閉塞等の措置は既に実施しており、2、3号機立坑、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し、原子炉建屋及びタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視していく。

汚染水処理対策委員会で議論された汚染水処理問題の抜本対策

1 陸側遮水壁の設置

【基本方針】

陸側遮水壁は、1号機～4号機の汚染水が滞留している建屋を囲い込むように、遮水性の高い壁を設置するものである。これにより、山側から建屋に向かう地下水の流れを遮断し、建屋周辺の地下水位を低下させることができ、建屋内への地下水の流入を抑制するものである。この陸側遮水壁を設置し、可能な限り早期の建設・運用を行う。また、地下水の流入抑制を効果的に行うために、地下水観測網の整備、遮水壁で囲い込む範囲の地下水位の管理等を実施するとともに、フェーシング（地面をアスファルト等で覆うことで、雨水の地下への浸透を防止するなど）等の検討を進める。汚染水処理対策委員会で、凍土方式による施工が適切と判断されていることを踏まえ、今後、概念設計等を進めていく中で、技術的な課題の解決状況を検証していく。

また、建屋周辺の地下水と建屋内の汚染水の水位のバランスを十分に制御することも重要な技術課題である。

【H標工程】

- 2013年6月～ 概念設計、詳細設計、施工計画等の策定
- 2013年上期 地下水観測網の拡充、早期の整備
- 2013年12月 陸側遮水壁の施工性、効果、水位管理方法等の検証の実施
- 2013年度内 陸側遮水壁のフィージビリティ・スタディの実施
- 2015年度上期 陸側遮水壁の運用開始

2 海水配管トレンチ内の汚染水の除去

【基本方針】

2号機及び3号機の海水配管トレンチ^{※1}には、高濃度な汚染水が滞留している。早期に海水配管トレンチ内の汚染水を処理するため、まず、汚染水の放射性物質の濃度を再計測し、建屋接続部の止水方法、トレンチ内の汚染水の移送方法、トレンチ内の充填方法等について直ちに具体化するとともに、その濃度の低減を図るなどの環境改善措置を行う。また、この対策は、建屋を囲い込む形で陸側遮水壁を運用開始する前に、完了させることを目指す。

【H標工程】

- 2014年度内 海水配管トレンチ内の汚染水の除去完了を目指す

※1 「地下水の流入抑制のための対策」汚染水処理対策委員会（平成25年5月30日）には、高濃度の汚染水が滞留する海水配管トレンチを2号機から4号機としたが、その後の調査結果により2／3号機とされた。

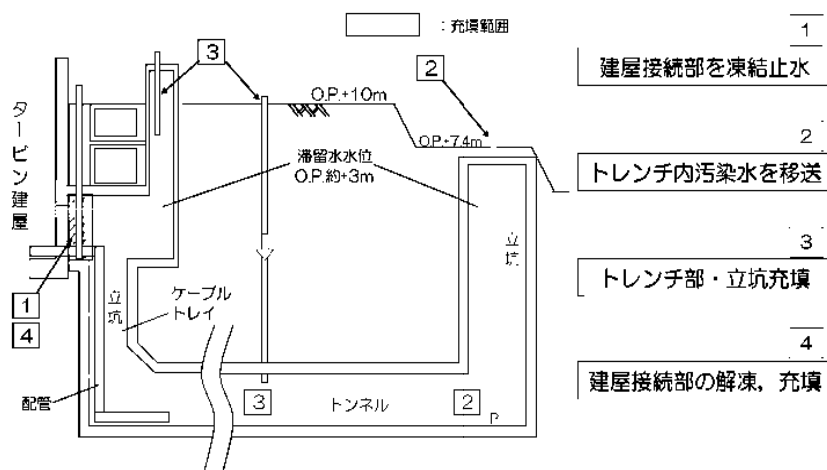
陸側遮水壁の設置

- 1号機～4号機の汚染水が滞留している建屋を囲い込むように、遮水性の高い壁を設置することで、山側から建屋に向かう地下水の流れを遮断し、建屋内への地下水の流入を抑制する。
- 汚染水処理対策委員会で、凍土方式による施工が適切と判断されており、今後、凍土方式による陸側遮水壁について、概念設計等を進め、2013年内を目途に技術的課題の解決状況を検証する。
- 2013年度末までにフィジビリティ・スタディを実施し、その後準備が整い次第速やかに建設工事着手、2015年度上期を目途に運用開始する。

海水配管トレンチ内の汚染水の除去

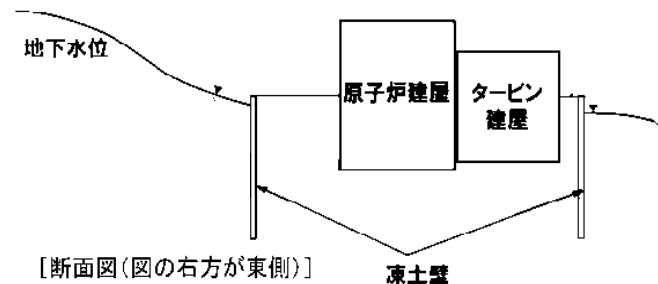
- 2号機から4号機の海水配管トレンチに滞留している、高濃度な汚染水について、2014年度中の除去完了を目指す。

2号機施工案



[平面図(図の上方が東側)]

[凍土による陸側遮水壁の配置イメージ(図の上方が東側)]



[断面図(図の右方が東側)]

[断面イメージ(図の右方が東側)]

汚染された地下水の港湾への流出抑制策等について

１ 現状及び基本的対応方針について

１、２号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水において、放射性物質が告示濃度限度（海水中の放射性物質濃度が線量限度等を定める告示に定める周辺監視区域外の濃度限度）を上回る高い濃度で検出されており、港湾内海水中の放射性物質濃度が減少しておらず、地下水の水位等のデータ分析結果から、汚染された地下水が海水に漏えいしているものと推定した。

このため、地下水を経由しての海洋汚染の拡大を抑制する措置を早急に講じるとともに、地下水のモニタリング等により汚染経路の調査を実施する。

また、高濃度の汚染水が滞留している２号機及び３号機の海水配管トレンチ等については、トレンチ内の汚染水の処理、移送、止水を検討、実施していく。

さらに、地下水及び港湾内の海水についてモニタリングを強化する。

また、海洋汚染の拡大防止のための対策として着手している海側遮水壁の設置を進めていく。

なお、本流出抑制策等については、可能な限り早期に着手・実施していくとともに、新たな対策についても継続して検討していく。

２ 具体的計画について

(１) 護岸付近の地盤改良

告示濃度限度を超える放射性物質の海域への流出を抑制するため、護岸付近の地盤改良や地下水の移送等の対策を実施する。特に、海水中におけるトリチウム濃度の上昇傾向が見られることから、１～２号機間、２～３号機間、３～４号機間の護岸付近において、地盤改良による汚染範囲の囲い込みを実施することなど、可及的速やかに汚染水の海洋への漏えい拡大抑制対策の実施・完了を目指す（図１、図２）。

(２) トレンチ内汚染水処理・排水及び閉塞

２号機及び３号機の主トレンチ（図３、図４）、２号機の分岐トレンチ（図５）には、高濃度の汚染水が滞留していることが確認されている。早期にこれらトレンチ内の汚染水を処理するため、トレンチ毎（電源ケーブル管路を含む）に汚染水の滞留状況を調査する。その後、調査結果に基づき、分岐トレンチについては、汚染水の排水及び当該トレンチの閉塞を実施する。主トレンチについては、建屋接続部の止水方法、トレンチ内の汚染水の移送方法、トレンチ内の充填方法等について具体化するとともに、その濃度の低減を図るなどの環境改善措置を行う。

主トレンチ内の放射性物質濃度の低減策としては、モバイル式の処理装置を導入する

ことに加え（図6）、汚染水の処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）へ汚染水を移送するための配管を設置する（図7）。なお、止水方法の成立性については、凍結時の配管等への影響評価、高線量下での作業員の被ばく低減策等の技術課題があることから、実証試験を実施し、評価する。

(3) 海側遮水壁

汚染した地下水からの海洋汚染拡大防止を目的として着手している海側遮水壁の設置工事については、既に2012年4月に本格着工し、2014年9月の完成を目指している（図8）。なお、海側遮水壁の構築に伴いせき止められる地下水は汲上げた後、適切に処理する。具体的な処理方法について検討し、平成25年度末までに実施計画へ反映する。

(4) 繊維状吸着材浄化装置

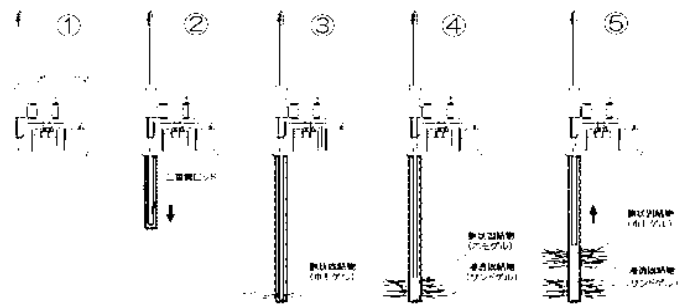
1～4号機取水路前面において、海水中の放射性セシウムの除去を目的とした繊維状吸着材浄化装置を設置し、その効果を検証する。

(5) モニタリングの強化等

地下水及び港湾内の海水について放射性物質のモニタリングを強化する（詳細は、「Ⅲ 特定原子力施設の保安 第3編 3. 1. 4 港湾内の海水、海底土及び地下水の放射性物質の低減」を参照）。

3 工程について

	H25 年度		H26 年度	
	上期	下期	上期	下期
護岸付近の地盤改良				
トレンチ内汚染水の処理等		処理装置設置工事 		トレンチ内汚染水の処理・移送
既存水処理装置への移送ライン		移送ライン設置工事		
トレンチ止水		止水の成立性判断 		接続部止水
海側遮水壁				遮水壁設置工事



出典：ライト工業（株）マルチライザー工法パンフレット

図1 薬液注入による地盤改良（概念図）

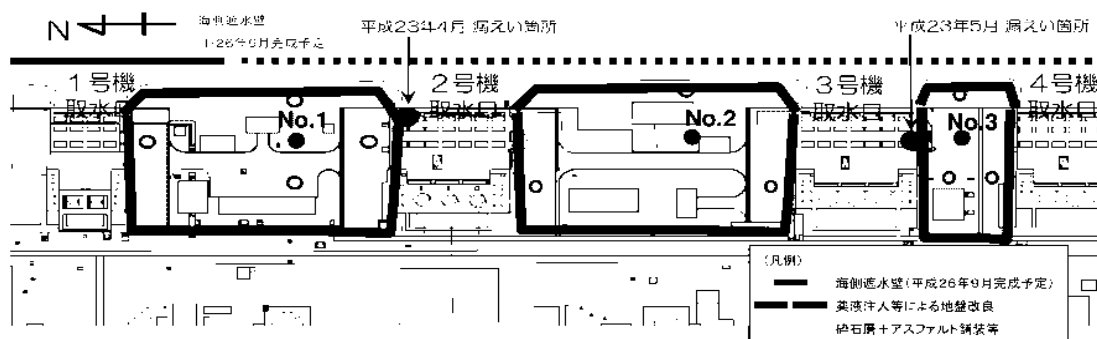


図2 地盤改良等の範囲（イメージ）

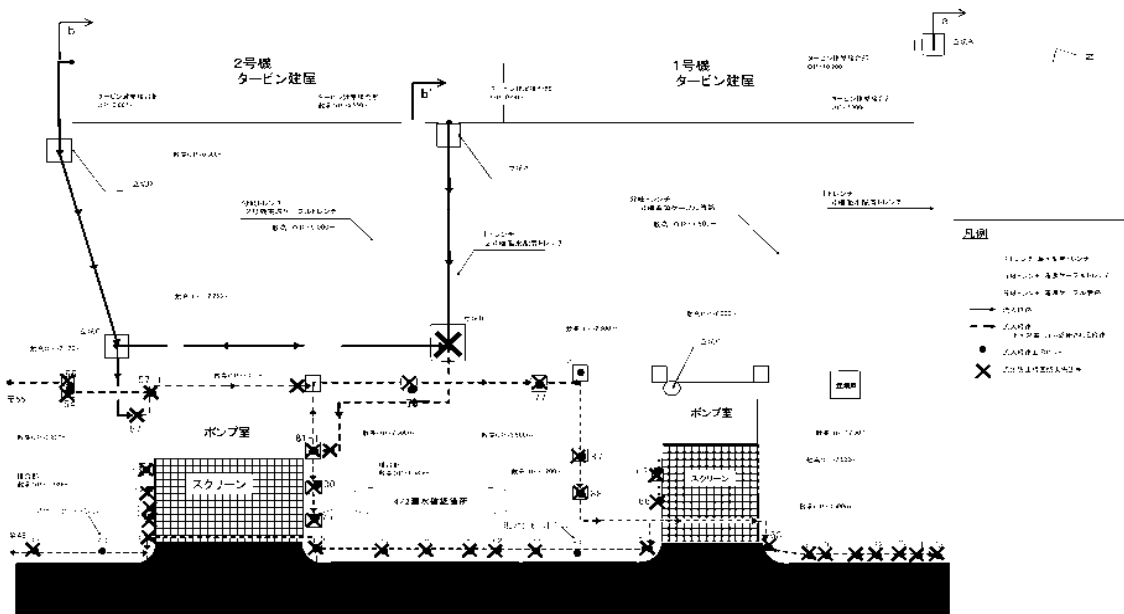
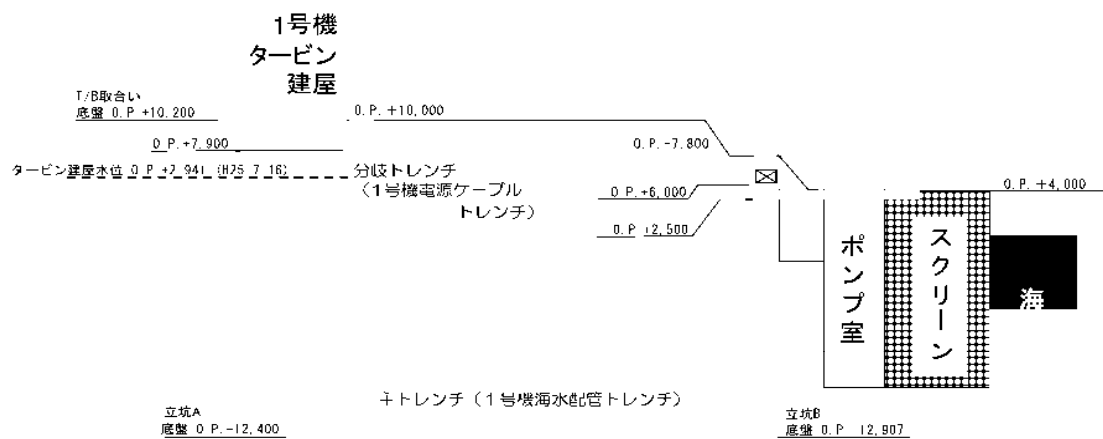
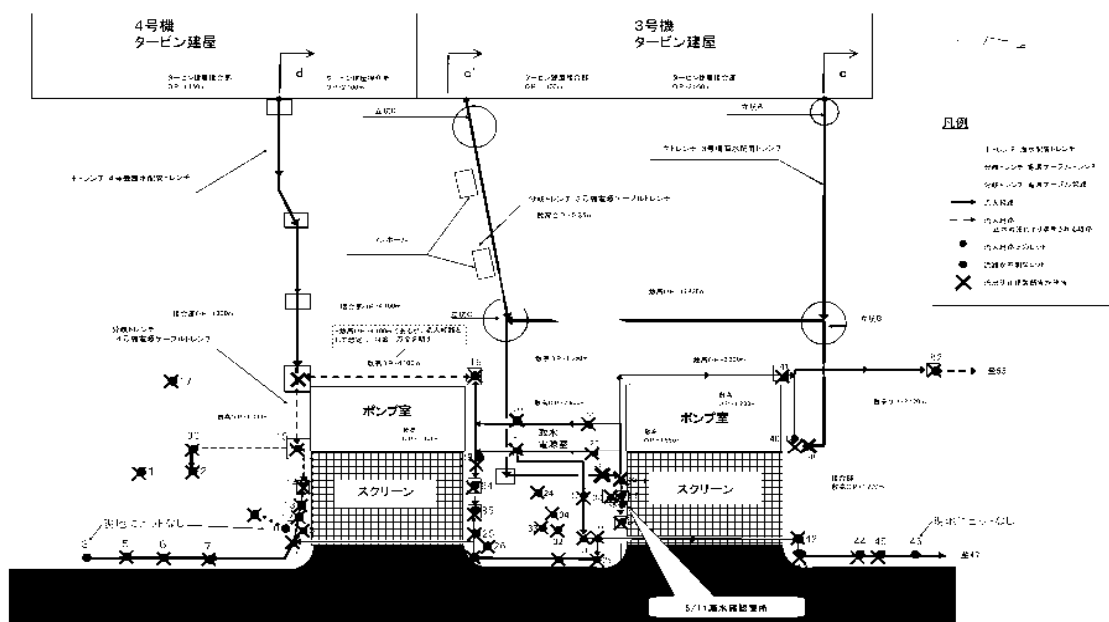
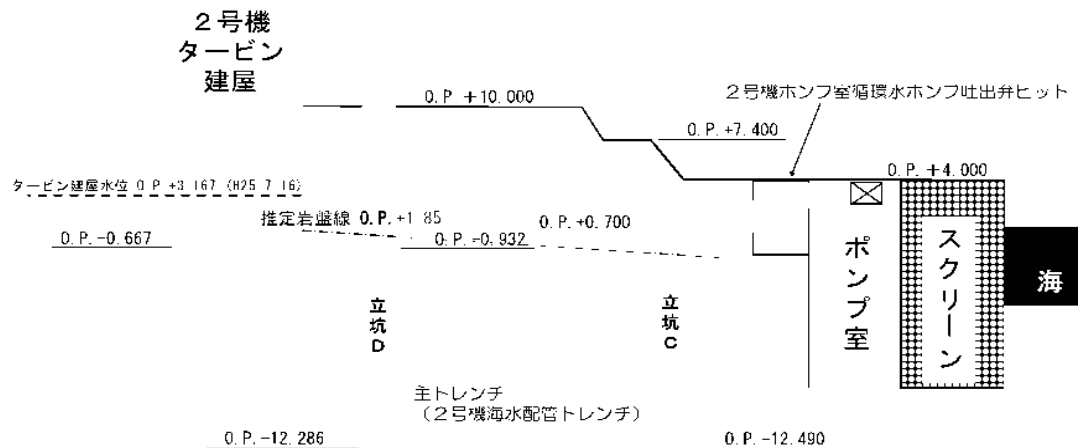
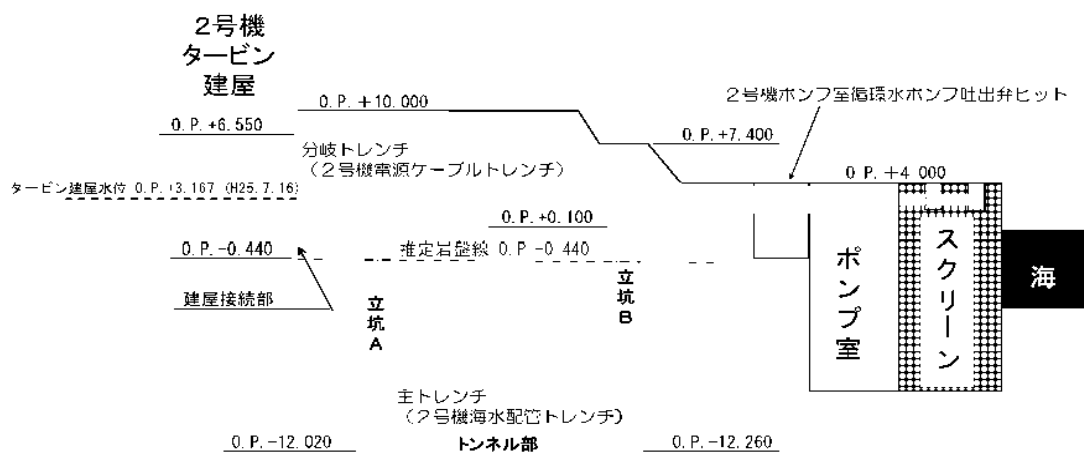


図3 1／2号機海側トレンチ平面図

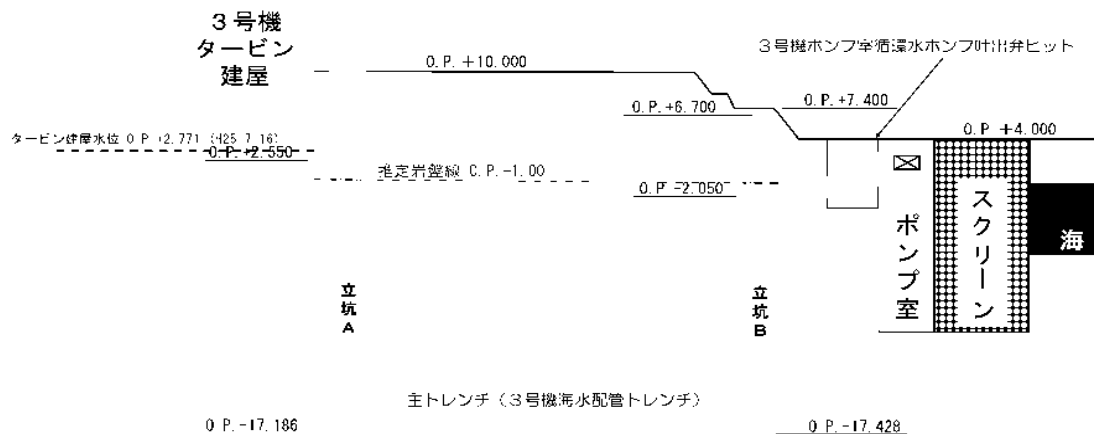




2号機 (b-b 断面)



2号機 (b'-b' 断面)



3号機 (c-c 断面)

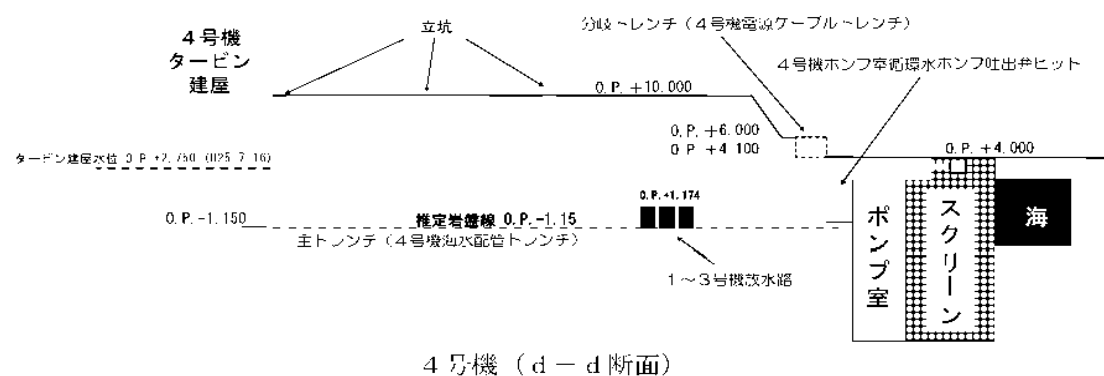
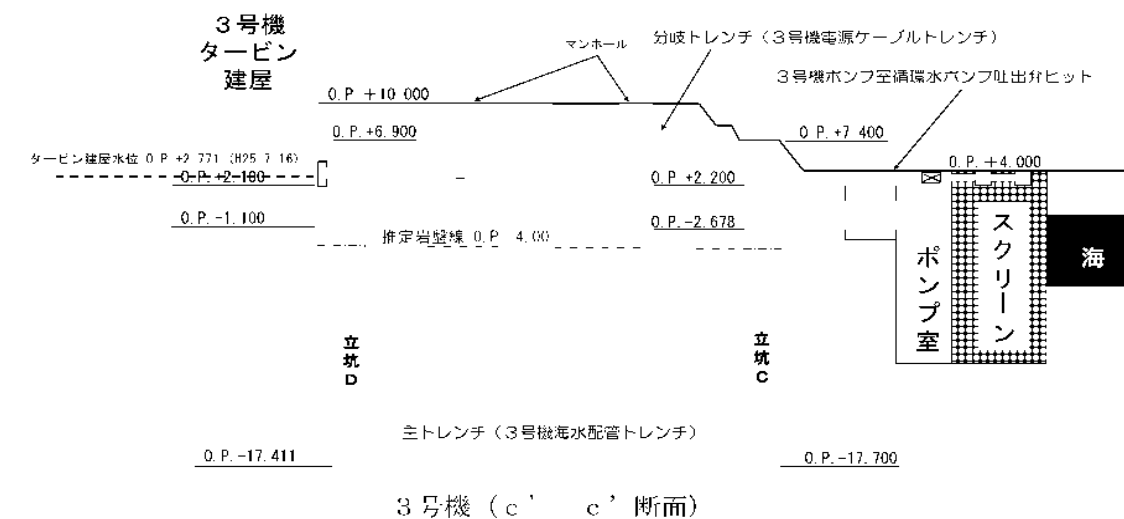


図5 1～4号機トレンチの構造図

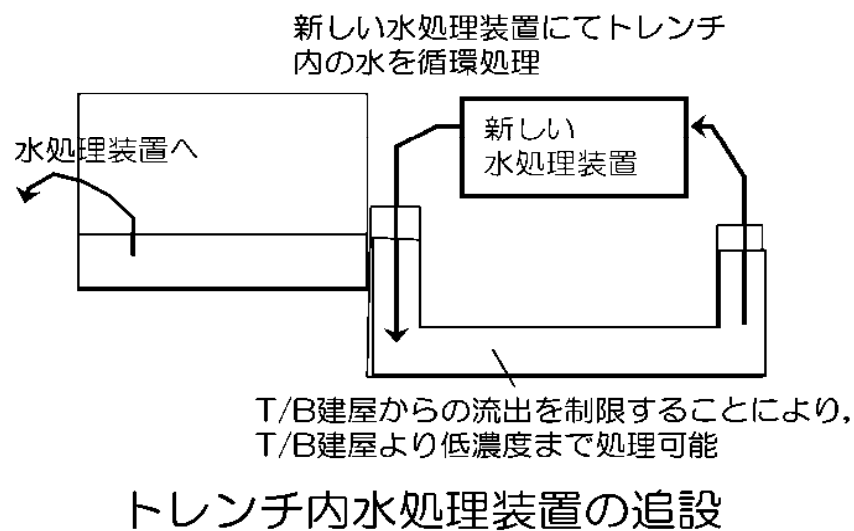


図6 処理装置設置のイメージ

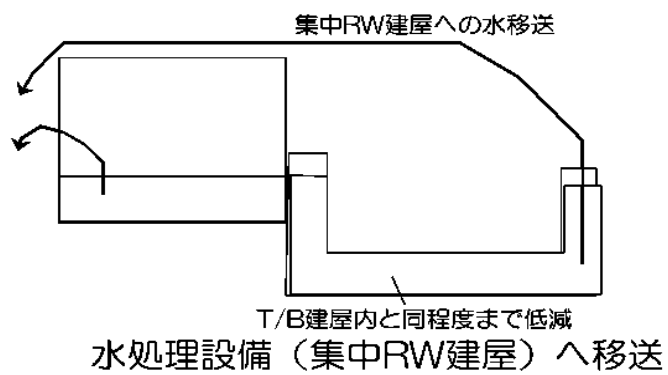


図7 既存水処理設備への移送のイメージ

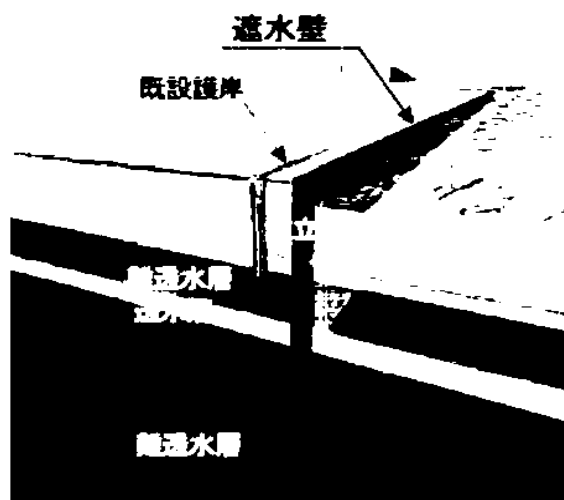


図8 海側遮水壁（概念図）

2.7 電気系統設備

2.7.1 基本設計

2.7.1.1 設置の目的

特定原子力施設に対して、必要な外部電源及び非常用所内電源を確保し、特定原子力施設の機能を達成するために必要とする電力を供給できる電気系統設備を設置する。

2.7.1.2 要求される機能

- (1) 特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器に対し、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。
- (2) 外部電源は、異なる送電系統で2回線以上であること。
- (3) 非常用所内電源が使用できない場合は、電源車などの代替機能を有すること。

2.7.1.3 設計方針

特定原子力施設のうち電気系統設備の設計方針は次のとおりとする。

(1) 電源の確保

特定原子力施設に対して必要な電源を確保できる設計とする。

重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を達成するために電力を必要とする場合においては、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計とする。

(2) 外部電源

外部電源は、異なるルートで2回線以上の送電線により電力系統に接続できる設計とする。

(3) 非常用所内電源

非常用所内電源は、多重性又は多様性を備え、かつ、独立性を備えた設計とする。

(4) 検査可能性

安全機能に関連する電気系統設備は、その機能の重要度に応じて、その重要な部分の健全性及び能力を確認するために、適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

(5) 火災防護

所内ケーブル、電源盤等の材料は、不燃性又は難燃性のものを使用することを基本とする。

(6) 耐雷対策

設備の重要度等に応じて、新たな接地網の布設や既設の接地網との接続等による接地抵抗の低減等の対策を行う。

(7) 小動物侵入防止対策

電源盤内への小動物の侵入による短絡・地絡事故を防止するため、小動物の侵入する恐れのある電源盤については、貫通孔等の侵入路の閉塞を行う。

2.7.1.4 供用期間中に確認する項目

所内共通ディーゼル発電機は、定期的に負荷をかけての運転状況を確認する。

2.7.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

福島第一原子力発電所1～4号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は、66kV送電線5回線（大熊線3号、4号、東北電力（株）東電原子力線、双葉線1号、2号）で構成する。

通常時には、所内電力は、大熊線3号及び4号から南側66kV開閉所及び66kV受電用変圧器を経由して供給する。また、双葉線1号及び2号から5号機及び6号機の起動用開閉所、起動変圧器及び所内高圧母線を通じて供給することもできる。さらに南側66kV開閉所は、東北電力（株）東電原子力線からも受電できる。

外部電源がすべて喪失した場合には、所内共通ディーゼル発電機2台から所内電力を供給できる。また、所内高圧母線は5号機又は6号機の非常用ディーゼル発電機からも受電できる。

(2) 送電線

外部電源は、以下の4回線の66kV送電線により当社の電力系統から受電する。

大熊線3号

大熊線4号

双葉線1号（5号機及び6号機の起動用開閉所で受電）

双葉線2号（5号機及び6号機の起動用開閉所で受電）

これら66kV送電線は、1回線で特定原子力施設の必要電力を送電し得る容量を有する。また、上記の66kV送電線が全て停止するような場合、東北電力（株）東電原子力線から受電する。

(3) 開閉所

南側66kV開閉所は、66kV送電線と66kV受電用変圧器を連系する遮断器、66kV母線等で

構成する。

(4) 変圧器

66kV 受電用変圧器は、送電線電圧 66kV を所内高圧母線電圧 6.9kV に降圧する変圧器で構成し、特定原子力施設の必要電力を供給する。

(5) 所内高圧母線

所内高圧母線はメタルクラッド開閉装置で構成し、所内高圧母線間を連系することにより、特定原子力施設の各設備へ電力を振り分ける。

所内高圧母線は、接続される特定原子力施設の重要度等に応じて、単一の所内高圧母線の故障があっても設備の全機能が喪失しないよう、設備を 2 母線以上に分割接続、又は双方の母線から受電できる構成とする。

なお、今後、使用済燃料共用プール設備への電力供給のため共用プール M/C を 2 系列復旧する。

(6) ケーブル及び電線路

特定原子力施設の設備の容量に応じたケーブルで接続する。

(7) 非常用所内電源とその代替機能

所内共通ディーゼル発電機は、外部電源が喪失した場合に、1 台にて特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物、系統及び機器がその機能を達成するために必要となる電力を供給できる。

所内共通ディーゼル発電機は 2 台を備え、多重性を有した設備となっており、各々専用の所内高圧母線に接続する。

また、所内共通ディーゼル発電機全台が使用できない場合においても、5 号機又は 6 号機の非常用ディーゼル発電機（5 A、5 B、6 A、6 B）から電力を供給できる。また、免震重要棟については、ガスタービン発電機から電力を供給できる。

外部電源及び非常用所内電源が使用できない場合は、代替電源の電源車（500kVA 以上×2 台）を所内高圧母線の所内共通 M/C 1 A 及び 2 A の各々に接続することにより、原子力圧力容器・原子炉格納容器注水設備等の必要な負荷に対して電力を供給できる構成とする。

(8) 監視装置等

免震重要棟から以下を監視可能とする装置を備える。

- ・ 送電線電圧
- ・ 所内高圧母線電圧

また、電気系統設備の故障が発生した場合には、異常を検知し、その拡大及び伝播を防

止するため異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備える。

2.7.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

a. 開閉設備、変圧器

開閉設備、変圧器については、津波により影響がないと想定される高台（O.P. 30m 以上）へ設置する。

b. 所内高圧母線

所内高圧母線は、津波による影響がないと想定される建屋内（防水性向上対策を実施した建屋又は建屋の高所階（O.P. 17m 以上））又は高台（O.P. 30m 以上）へ設置する。

なお、運用補助共用施設共用プール棟については、地下階の防水性向上対策を完了しており、今後、地上階の防水性向上対策を実施する。

c. 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については、津波による影響がないと想定される建屋内に設置する。

なお、運用補助共用施設共用プール棟については、地下階の防水性向上対策を完了しており、今後、地上階の防水性向上対策を実施する。

d. 電源車

電源車については、津波による影響がないと想定される高台へ配備する。（O.P. 30m 以上）

(2) 火災

所内ケーブル、電源盤等の材料は、不燃性又は難燃性のものを使用することを基本とする。

2.7.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 外部電源受変電設備

外部電源からの受変電設備については、耐震設計審査指針上の C クラス設備と位置づけられており、C クラス設備として設計する。

(2) メタルクラッド開閉装置

メタルクラッド開閉装置については、床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保する設計とする。

(3) 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については、耐震設計指針上の S クラスの設備として設計する。

(4) ケーブル及び電線路

ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本とする。

2.7.1.8 機器の故障への対応

常時は 66kV 2 回線（大熊線 3 号、4 号）から所内電力を供給するが、いずれかの回線の停電時には他方の回線で電力を供給する。新福島変電所からの全ての回線（大熊線 3 号、4 号、双葉線 1 号及び 2 号）が停止している場合には、東北電力（株）東電原子力線 66kV 1 回線から供給する。これら全ての外部電源が停電している場合には、非常用所内電源から必要な設備の電力を供給する。更に、非常用所内電源からの電力供給ができない場合は、電源車 2 台から必要な設備の電力を供給する。これらの切替における 6.9kV 所内高圧母線の連系については、連系用遮断器を手動にて投入する操作を実施する。

(1) 機器の単一故障

送電線における故障の場合は、送電線の故障箇所の特定や切り離しを行うが、南側 66kV 開閉所は二重母線構成のため、大熊線 3 号、4 号のいずれかが停止となっても、所内共通変圧器 2 台への電力供給は他方の送電線により維持される。一方、変圧器、所内高圧母線等の故障等により停電した場合には、故障箇所を特定した上で所内電源機器の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し、電源切り替えや非常用所内電源からの受電を行い、電力供給を再開する。

(2) 複数の設備が同時に機能喪失した場合

電気系統は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう配慮した構成としているが、複数の設備の機能が同時に喪失した場合は、故障箇所を特定した上で、送電線、変圧器、所内高圧母線等の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し、電源切り替えや非常用所内電源の受電や電源車の配備を行い、電力供給を再開する。

2.7.2 基本仕様

2.7.2.1 変圧器主要仕様

(1) 66kV 受電用変圧器

台 数	2
容 量	30,000kVA（1 台あたり）

電 圧	約 66kV／6.9kV
相 数	3
周波数	50Hz

2.7.2.2 非常用ディーゼル発電機主要仕様（既設）

（1）所内共通ディーゼル発電機（A）（非常用ディーゼル発電機 4 B）

台 数	1
容 量	8,250kVA
電 圧	6.9kV
力 率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

（2）所内共通ディーゼル発電機（B）（非常用ディーゼル発電機 2 B）

台 数	1
容 量	8,250kVA
電 圧	6.9kV
力 率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

（3）免震重要棟ガスタービン発電機

台 数	1
容 量	1,000kVA
電 圧	6.9kV
力 率	0.8
周波数	50Hz

2.7.2.3 電源車

台 数	2 台以上
容 量	500kVA 以上
電 圧	6.6kV（使用電圧 6.9kV）
相 数	3
周波数	50Hz
タンク容量／燃料消費率	2 時間以上

2.7.3 添付資料

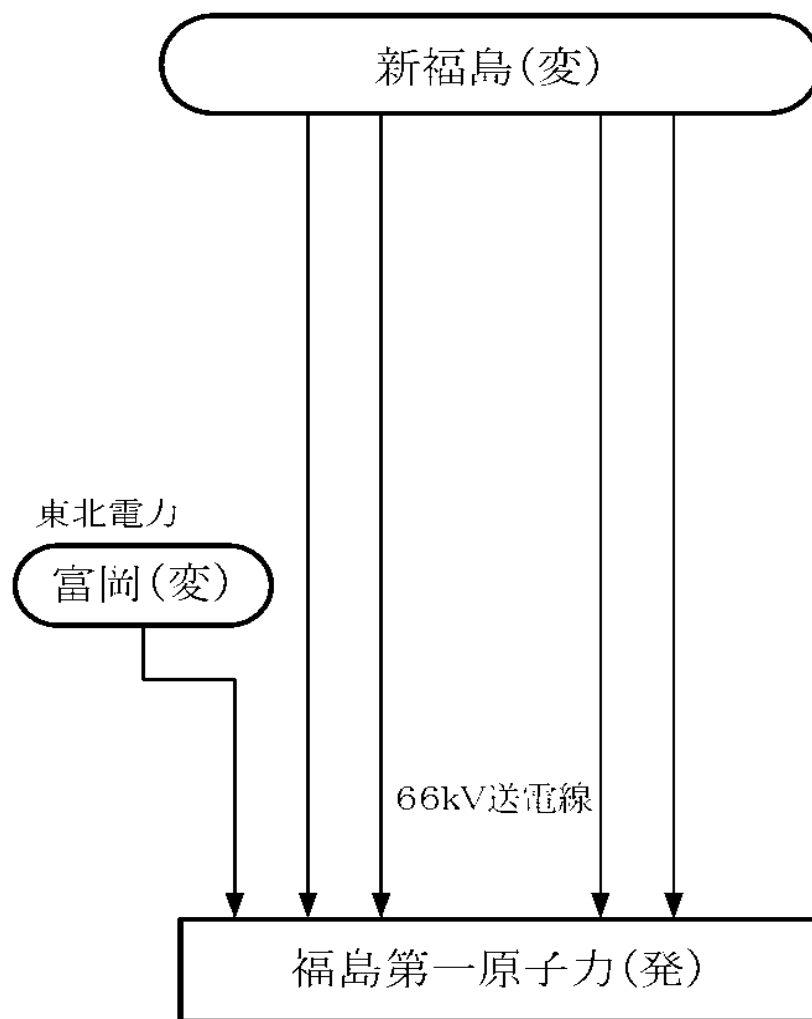
添付資料 1 送電系統一覧図

添付資料－2 所内単線結線図

添付資料 3 所内高圧母線に接続する主な負荷

添付資料－4 電源車からの電力供給負荷について

添付資料 5 構造強度及び耐震性について



図－ 1 . 送電系統一覧図

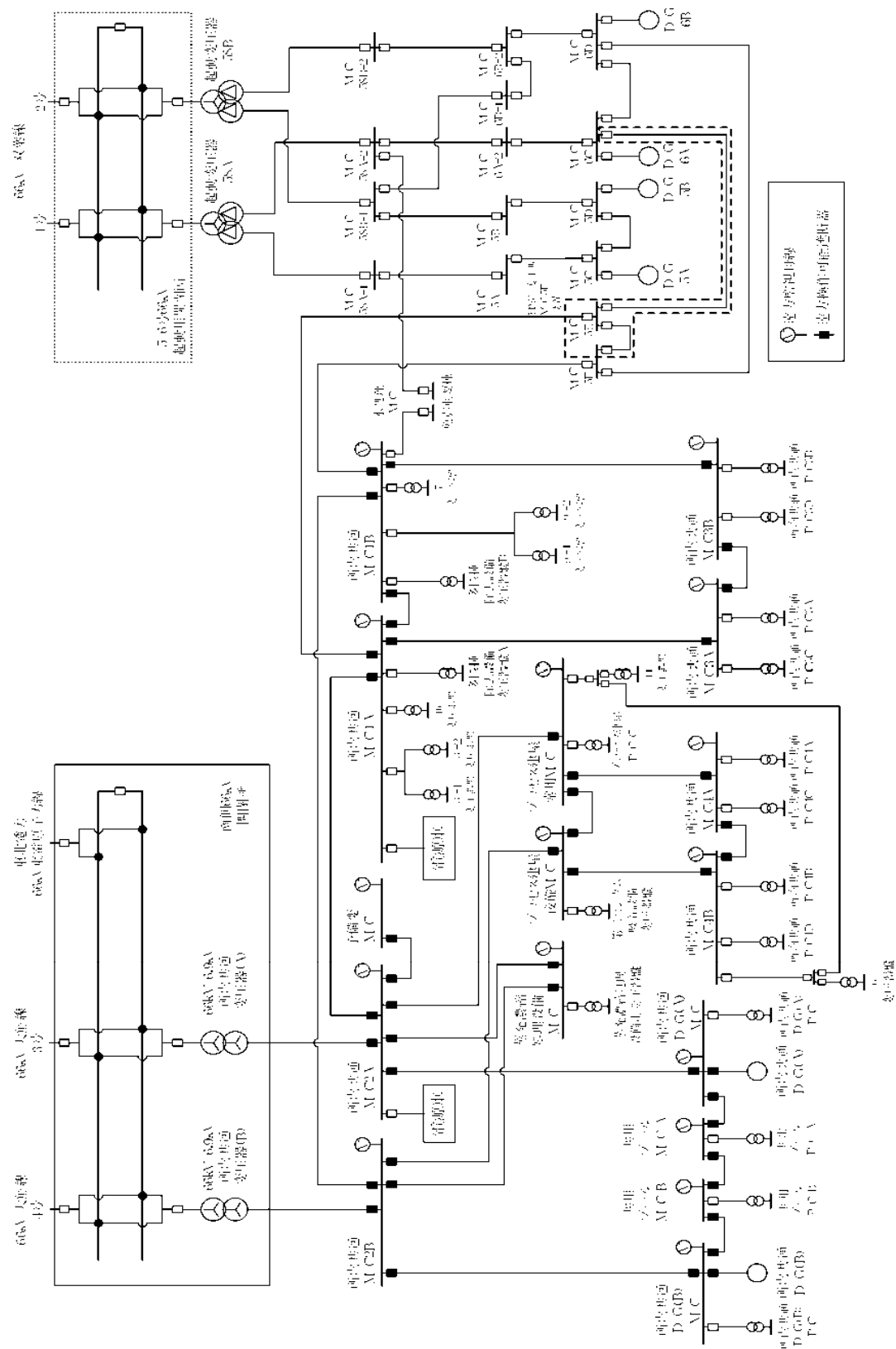


图 1. 所内单线站线图

電源車からの電力供給負荷について

所内共通M/C 1 A接続の電源車及び所内共通M/C 2 A接続の電源車（各々500kVA 以上）からの電力供給は、以下の重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する設備等に対して計画している。

表 1 所内共通M/C 1 A接続の電源車からの電力供給負荷

所内共通M/C1A接続の電源車からの電力供給負荷		負荷容量	最大
原子力主容器・格納容器注水設備	常用高台力注水ポンプ	約45kVA	約70kVA
	純水タンク脇力注水ポンプ	約70kVA	
	1号機 CST力注水ポンプ A又はB	約19kVA	
	2号機 CST力注水ポンプ A又はB	約19kVA	
	1号機 タービン建屋内力注水ポンプ	約14kVA	
	2号機 タービン建屋内力注水ポンプ	約14kVA	
1/2号機 計測用電源及び建屋内照明		約130kVA	約130kVA
使用済燃料プール設備	非常用注水設備(電動ポンプ)	約47kVA	約47kVA
合計			約247kVA

表 2 所内共通M/C 2 A接続の電源車からの電力供給負荷

所内共通M/C2A接続の電源車からの電力供給負荷		負荷容量	最大
原子力主容器・格納容器注水設備	3号機 CST力注水ポンプ A又はB	約19kVA	約19kVA
	3号機 タービン建屋内力注水ポンプ	約14kVA	
3/4号機 計測用電源及び建屋内照明		約130kVA	約130kVA
使用済燃料共用プール設備	共用プール補給水系	約38kVA	約38kVA
合計			約187kVA

構造強度及び耐震性について

- (1) 外部電源からの受変電設備については、耐震設計審査指針上の C クラス設備と位置づけられており、C クラス設備として設計している（JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程）。新設した大熊線 3 号、4 号、東北電力（株）東電原子力線が連系する南側 66kV 開閉所の開閉設備には地震に強いガス絶縁開閉装置（GIS）を採用するとともに、所内共通変圧器の基礎ボルト本数を従来に比べて増やし耐震性を高めている。
- (2) メタルクラッド開閉装置については、床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保している。
- (3) 所内共通ディーゼル発電機については、従来同様、耐震 S クラス設計の電源盤を採用しており、高い信頼性を確保している。また、構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認された設備を復旧して使用している。

所内共通ディーゼル発電機（A）（既設 非常用ディーゼル発電機 4 B）

工事計画届出書（総文発官 5 第 1222 号 平成 6 年 4 月 25 日届出）

建設時第 1 1 回工事計画認可申請書（49 資庁第 18004 号 昭和 49 年 11 月 14 日認可）

建設時第 1 9 回工事計画軽微届出書（総官第 989 号 昭和 51 年 12 月 3 日届出）

建設時第 2 1 回工事計画軽微届出書（総官第 1341 号 昭和 52 年 2 月 15 日届出）

所内共通ディーゼル発電機（B）（既設 非常用ディーゼル発電機 2 B）

工事計画届出書（総文発官 5 第 1220 号 平成 6 年 4 月 25 日届出）

建設時第 1 4 回工事計画認可申請書（46 公第 11145 号 昭和 46 年 8 月 17 日認可）

- (4) ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本としており、ケーブル本体は可とう管路材に収納することで損傷防止策を講じている。
- (5) 仮設として設置されている輸送用車両に搭載されたメタルクラッド開閉装置は、フレキシビリティを有したものとなっており、車両に機器をボルトや溶接により固定される構造であり、車両上での転倒防止策を講じている。

2.8 原子炉格納容器ガス管理設備

2.8.1 基本設計

2.8.1.1 設置の目的

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器内気体の抽気・ろ過等によって、環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減することを目的とする。また、未臨界状態、水素濃度等の監視のため、原子炉格納容器内のガスを抽気することを目的とする。

2.8.1.2 要求される機能

- (1) 環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できること。
- (2) 未臨界状態、水素濃度等の監視のため、原子炉格納容器内のガスの抽気ができること。
- (3) 当該設備内及び放出口近傍において、不活性雰囲気を維持できること。

※：未臨界状態、水素濃度等の監視については、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）に、放射性物質濃度及び量の監視については放射線管理関係設備（Ⅱ.2.15 参照）に各々記載。

2.8.1.3 設計方針

(1) 放射性物質の放出抑制及び管理機能

原子炉格納容器の隔離機能または抽気機能によって、想定される事象に対して、環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できる設計とする。

(2) 不活性雰囲気の維持機能

原子炉格納容器ガス管理設備は、当該設備内及び放出口近傍において、不活性雰囲気を維持できる機能を有する設計とする。

(3) 構造強度

原子炉格納容器ガス管理設備は、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 多重性又は多様性及び独立性

原子炉格納容器ガス管理設備のうち動的機器、フィルタ及び駆動電源は、多重性又は多様性及び独立性を備え、定期的に機能確認が行える設計とする。

(5) 異常時の対応機能

外部電源が利用できない場合においても放射性物質の放出抑制機能を継続できる設計とする。また、地震、津波等の発生を考慮しても、放射性物質の放出抑制機能

が再開可能である設計とする。

(6) 原子炉格納容器に接続する配管に対する考慮

原子炉格納容器に接続する原子炉格納容器ガス管理設備の配管は、水素爆発により、原子炉格納容器に影響を与えないよう、適切に対応するものとする。

(7) 火災防護

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

2.8.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 排気ファンが運転しており、原子炉格納容器内のガスが抽気されていること。
- (2) フィルタユニットの前後差圧に異常がないこと。

2.8.1.5 主要な機器

(1) 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備は、排気ファン、除湿機（1号機：空調機、2・3号機：放熱器）、電気ヒータ、フィルタユニット及び流量計等で構成され、原子炉格納容器よりガスを抽気し、フィルタユニットにより放射性物質を除去した後に、一部のガスをタービン建屋脇より大気へ放出する。残りの大部分のガスは、再循環し、再びフィルタユニットを通る。フィルタの湿分対策として、除湿機等により抽出ガス中の水蒸気を凝縮・分離させ、電気ヒータにより相対湿度を低下させる。

原子炉格納容器ガス管理設備によるガス抽出がない場合は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入量分は原子炉格納容器から漏えいしている。一方、原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーは、ガス抽出量に比例する。したがって、原子炉格納容器ガス管理設備は、窒素封入量と同程度のガスを抽気することで原子炉格納容器からの大気へ放射性物質の直接の漏えいを抑制するとともに、抽出したガスの放射性物質濃度を 1/100 以下にして放出することで、環境に放出される放射性物質の濃度及び量を低減させることができる。

原子炉格納容器ガス管理設備の動的機器及びフィルタユニットは、1系列100%容量を2系列とすることで、多重性を有する設計とする。

(2) 電源

動的機器及びフィルタユニットは2系統を有し、各々異なる系統の所内高圧母線から受電することとする。また、外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源から電源を供給することでいずれかの系統が運転可能な構成とする。

(3) 放射性物質除去設備

放射性物質除去設備は、フィルタユニットに取り付けられた高性能粒子フィルタ（HEPA フィルタ）により、セシウム等の粒子状の放射性物質を捕獲する。なお、気体状の放射性物質（希ガス）は、セシウム等の粒子状物質と比べて影響が小さいため、放射能の減衰設備は設けていない。

また、弁開閉操作により、フィルタユニット廻りの再循環量を変更することにより、大気へ放出する放射性物質の濃度を低減できるものとする。

(4) その他

原子炉格納容器ガス管理設備は、窒素を注入できる構成とし、水素濃度が2.5%以上となった場合には、窒素の封入、設備の停止、隔離等の適切な対応をとることとする。原子炉格納容器ガス管理設備の配管等の枝管は、「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」（一般社団法人 日本原子力技術協会）を参考に、水平下り勾配とする等、水素の滞留を防止する。

また、当該設備内に予備座を設けることにより、気体の採取ができる構成とする。

2.8.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波により、万が一、原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、当該設備の停止、隔離、巡視点検を行い、速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は、設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから、初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置することとする。

2.8.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は、既設設備に該当する系統は無いが、その用途から、換気空調系に類似すると考える。当該設備は、技術基準に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が37mBq/cm³以上に該当することから、排気ファン等の機器についてはクラス3機器相当、配管・ダクト等については放射線管理設備に属する

ダクトとしてクラス4配管相当と位置付けられる。

クラス3機器及びクラス4配管の構造・強度は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、非金属材料についての基準がない。従って、鋼材を使用している主要設備については、設計・建設規格のクラス3機器相当やクラス4配管相当での評価を行い、非金属材料等については、当該設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用できるものとし、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行う。

b. 主要設備の構造強度

(a) 排気ファン

排気ファンは、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス3機器相当の要求を満足するものではないが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(b) フィルタユニット

フィルタユニットは、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス3機器相当の要求を満足するものではないが、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(c) 除湿機

除湿機は、原子炉格納容器ガス管理設備内ガスを通気する放熱器について評価する。放熱器は、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス3機器相当の要求を満足するものではないが、耐圧試験、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(d) 配管類（鋼管、鋼板ダクト、ダクトホース、フレキシブルホース）

配管類は、材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス4配管相当の要求を満足するものではないが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

(2) 耐震性

a. 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は、既設設備に該当する系統が無いが、その用途から、換気空調系であるCクラス相当と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

b. 主要設備の耐震構造

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」等を準用し、静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い、Cクラス相当の耐震性を有するものと評価する。その他、フレキシビリティを有する材料を用いるなどして耐震性を確保する。

2.8.1.8 機器の故障への対応

2.8.1.8.1 機器の単一故障

(1) 排気ファン、フィルタユニット等の故障

排気ファン、フィルタユニット等の機器が故障した場合は、予備機への切替を行う。

(2) 電源喪失

原子炉格納容器ガス管理設備の電源は多重化されており、受電中の電源が喪失した場合には他系統の電源に切替えを行う。

(3) 配管類の損傷

配管類が損傷した場合については、排気ファンの上流は負圧であること及びフィルタユニットが排気ファンの上流側に設置されていることから、放射性物質の濃度の高いガスの系統外への漏えいの可能性は低い。

配管類の損傷が大きく復旧が困難な場合は、原子炉格納容器ガス管理設備を停止し、速やかに配管類の取替を行う。

2.8.1.8.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

地震、津波により、万が一、原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、当該設備の停止、隔離、巡視点検を行い、速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は、設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

2.8.2 基本仕様

2.8.2.1 1号機 主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

種 類	遠心式
容 量	250 m ³ /h（1台あたり）
台 数	2
負荷容量	3.7 kW（1台あたり）

(2) フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ
効 率	単体 99.97%（粒径 0.3 μm）以上 総合 99.9%（粒径 0.3 μm）以上
基 数	4

(3) 凝縮配管室空調機

冷却能力	28 kW（1台あたり）
台 数	4
負荷容量	15.8 kW（1台あたり）

(4) 電気ヒータ

種 類	電気式
容 量	約 4 kW（1台あたり）
台 数	2
負荷容量	4 kW（1台あたり）

(5) 流量計

種 類	オリフィス式
計測範囲	0～40 m ³ /h
台 数	1

表 2. 8 1 1 号機 主要配管仕様

名 称	仕 様	
【 1 号機 原子炉格納容器ガス管 理設備】 (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A／Sch. 40 100A／Sch. 40 80A／Sch. 40 50A／Sch. 80 25A／Sch. 80 STPT370 0.35 MPa 100 ℃
(鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A／Sch. 40 STPT410 0.35 MPa 100 ℃

2.8.2.2 2号機 主要仕様

(1) 排気ファン (完成品)

種 類	遠心式
容 量	1000 m ³ /h (1 台あたり)
台 数	2
負荷容量	5.5 kW (1 台あたり)

(2) フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ, 活性炭フィルタ
効 率	単体 (HEPA) 99.97% (粒径 0.3 μm) 以上, (活性炭) 99% (I ₂ ガス) 以上 総合 99% (粒径 0.3 μm) 以上
基 数	2

(3) 放熱器

種 類	空冷式
容 量	24.94 kW (1 基あたり)
材 料	銅チューブ (C1220T)、アルミフィン
基 数	4
負荷容量	0.4 kW (1 基あたり)

(4) 電気ヒータ

種 類	電気式
容 量	1.95 kW/h (1 台あたり)
台 数	2
負荷容量	2 kW (1 台あたり)

(5) 流量計

種 類	超音波式
計測範囲	2.5~150 m ³ /h
台 数	2
負荷容量	電池式

表 2. 8 2 2号機 主要配管仕様

名 称	仕 様	
【2号機 原子炉格納容器ガス管 理設備】 (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A／Sch. 20S 250A／Sch. 10S 200A／Sch. 20S 125A／Sch. 20S 125A／Sch. 10S 50A／Sch. 20S SUS304TP 1.0 MPa 180 ℃
(鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125Su SUS304TPD 1.0 MPa 180 ℃
(鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 20A SGP 1.0 MPa 180 ℃
(ダクト)	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	260.0 mm 角 5.0 mm SUS304 5.8 kPa 180 ℃
(ダクト)	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	257.8 mm 角 1.4 mm 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃

名 称	仕 様	
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 SUS304 1.0 MPa 60 ℃※
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 SUS304 1.0 MPa 95 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 80 ℃※
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃

※ 除泥機より下流部のみ

2.8.2.3 3号機 主要仕様

(1) 排気ファン (完成品)

種 類	遠心式
容 量	1000 m ³ /h (1 台あたり)
台 数	2
負荷容量	5.5 kW (1 台あたり)

(2) フィルタユニット

種 類	高性能粒子フィルタ, 活性炭フィルタ
効 率	単体 (HEPA) 99.97% (粒径 0.3 μm) 以上, (活性炭) 99% (I ₂ ガス) 以上 総合 99% (粒径 0.3 μm) 以上
基 数	2

(3) 放熱器

種 類	空冷式
容 量	24.94 kW (1 基あたり)
材 料	銅チューブ (C1220T)、アルミフィン
基 数	4
負荷容量	0.4 kW (1 基あたり)

(4) 電気ヒータ

種 類	電気式
容 量	1.95 kW/h (1 台あたり)
台 数	2
負荷容量	2 kW (1 台あたり)

(5) 流量計

種 類	超音波式
計測範囲	2.5~150 m ³ /h
台 数	2
負荷容量	電池式

表 2. 8 3 3 号機 主要配管仕様

名 称	仕 様	
【3 号機 原子炉格納容器ガス管理設備】 (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A／Sch. 20S 250A／Sch. 10S 200A／Sch. 20S 125A／Sch. 20S 125A／Sch. 10S 50A／Sch. 20S SUS304TP 1.0 MPa 180 ℃
(鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125Su SUS304TPD 1.0 MPa 180 ℃
(鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 20A SGP 1.0 MPa 180 ℃
(ダクト)	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	260.0 mm 角 5.0 mm SUS304 5.8 kPa 180 ℃
(ダクト)	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	257.8 mm 角 1.4 mm 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃

名 称	仕 様	
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 SUS304 1.0 MPa 60 ℃※
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 SUS304 1.0 MPa 95 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 80 ℃※
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	140A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃

※ 除泥機より下流部のみ

2.8.3 添付資料

添付資料— 1 系統概略図

添付資料— 2 構造強度及び耐震性について

添付資料— 3 原子力格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーについて

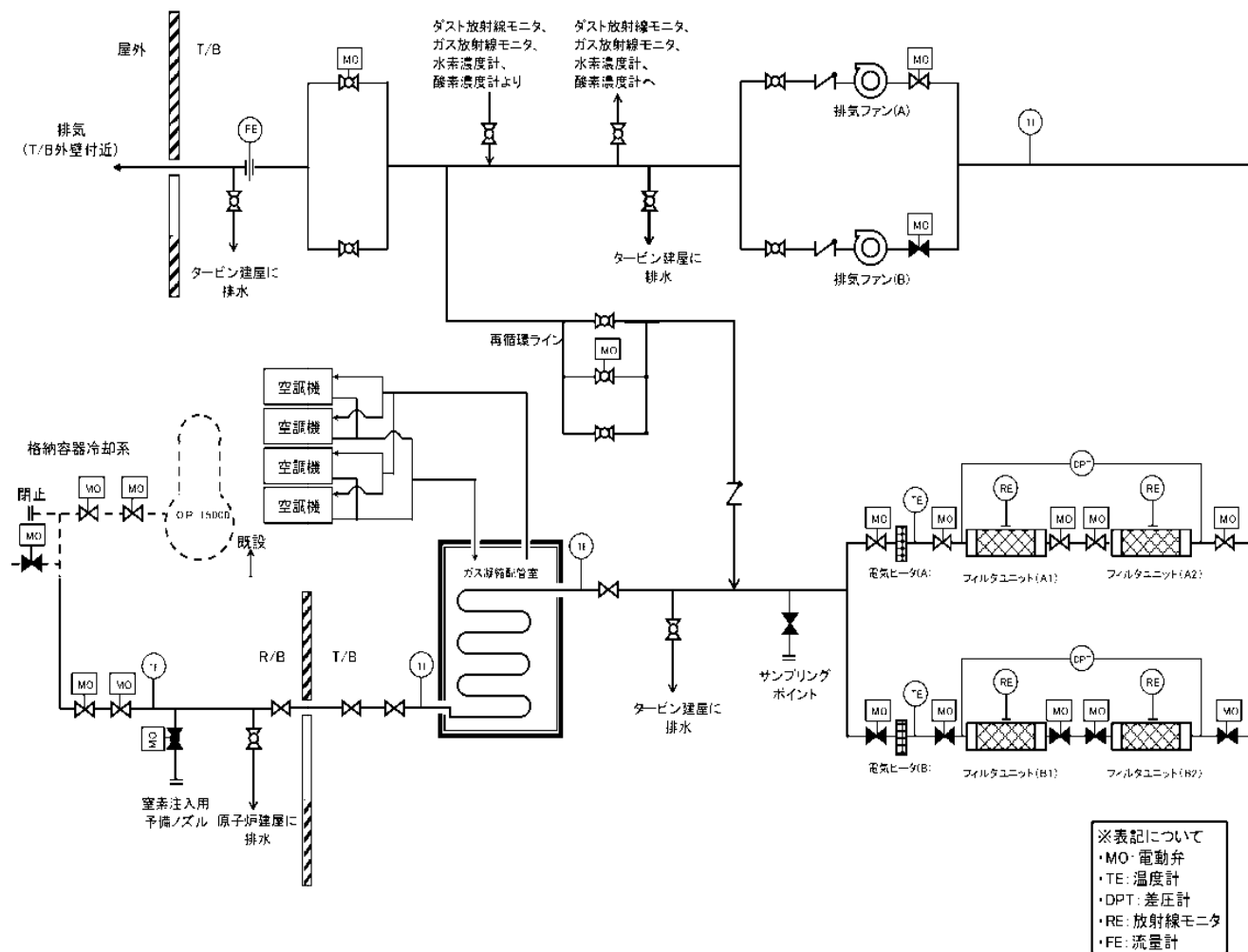


図-1 1号機原子炉格納容器ガス管理設備 系統概略図

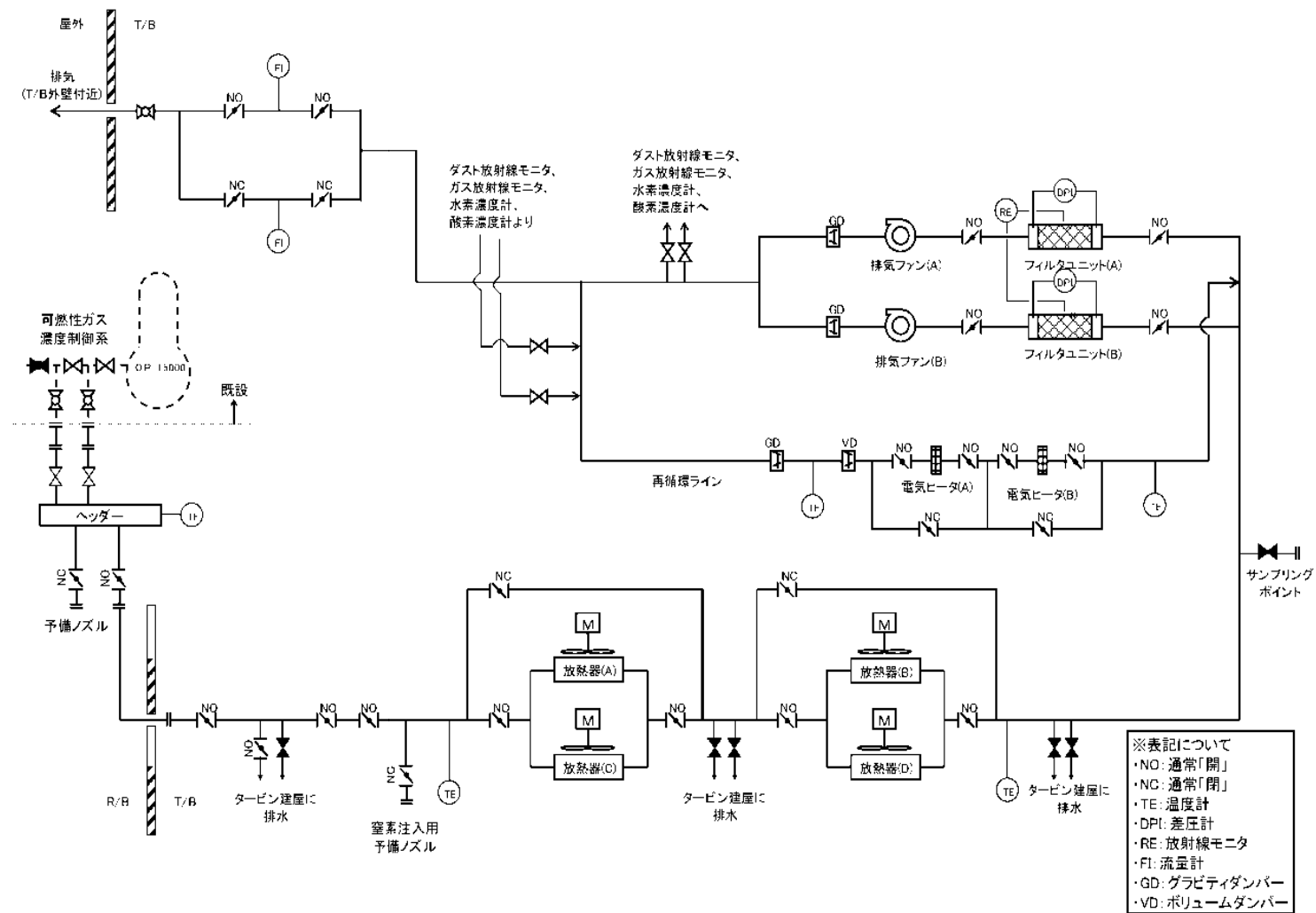


図-2 2号機原子力格納容器ガス管理設備 系統概略図

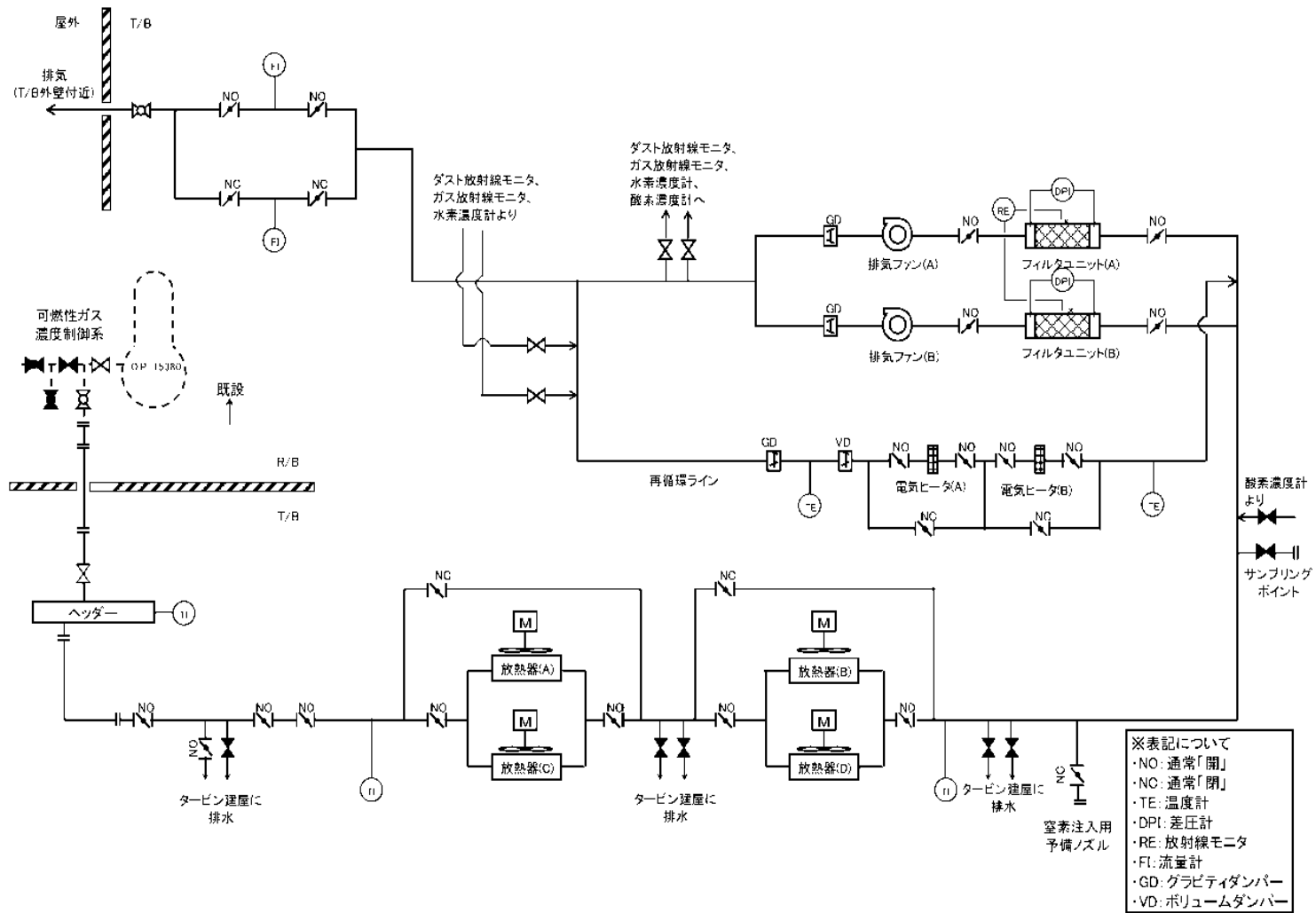


図-3 3号機原子炉格納容器ガス管理設備 系統概略図

構造強度及び耐震性について

1. 1号機

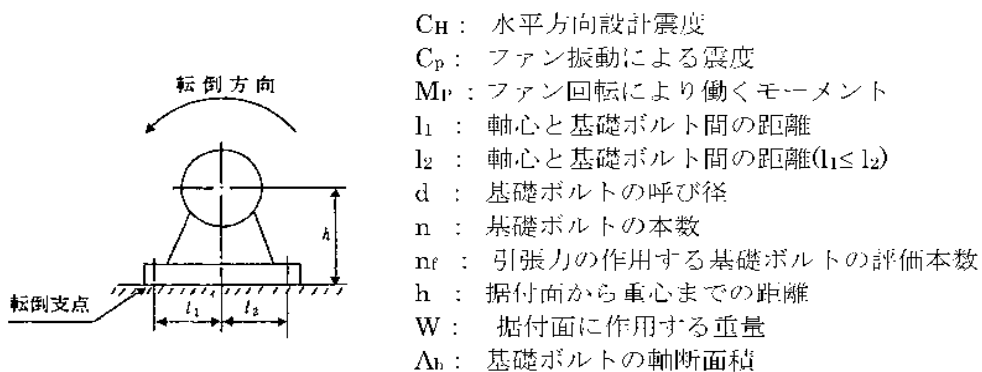
(1) 排気ファンの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

排気ファンについては、工場試験にて締切運転（約 6kPa）を実施し、異常がないことを確認しており、排気ファンの運転にあたり十分な構造強度を有していると評価する。

(b) 耐震性

排気ファンの耐震性評価として、「JEG4601(1987 年度)」を準用し、ファン基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力（1号機：0.21G）を採用した。基礎ボルトの許容応力については、供用状態 D における許容応力を適用し、ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト 1 本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-1 参照）。



$$\text{ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{W(C_H + C_P) \cdot h + M_P - W(1 - C_P) \cdot l_1}{1/2 \cdot n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

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

$$\text{ボルトに作用するせん断力} : Q_b = W(C_H + C_P)$$

$$\text{ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{Q_b}{n \cdot A_b}$$

表-1 排気ファンの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A, B	引張	5	174
		せん断	2	133

(2) フィルタユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

フィルタユニットについては、最高使用圧力 0.35MPa に対し、工場にて 0.5MPa の耐圧試験を実施し、破損等の異常がないことを確認している。以上のことから、フィルタユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEA64601(1987 年度)」を準用し、1.(1)(b)と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(1号機:0.21G)を採用した。基礎ボルトの許容応力については、供用状態Dにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とした。ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-2 参照)。

表-2 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A, B	引張	作用しない	174
		せん断	10	133

(3) 凝縮配管室空調機ユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

凝縮配管室空調機については、凝縮配管室内の空気を冷却するものであり原子炉格納容器から抽気したガスを通気するものではなく、一般的な汎用機器を使用している。

(b) 耐震性

凝縮配管室空調機ユニットの耐震性評価として、「JEG4601(1987年度)」を準用し、1.(1)(b)と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(1号機:0.21G)を採用した。基礎ボルトの許容応力については、保守的に供用状態Dにおける許容応力を適用し、ボルトの評価温度は100℃とした。ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-3参照)。

表-3 凝縮配管室空調機ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A, B	引張	作用しない	174
		せん断	8	133

(4) 管の構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

配管については、「設計・建設規格(2005年版)」に基づき、クラス4配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、十分な構造強度を有していると評価している(表-4参照)。

表 4 配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
円型	4.5	0.5
	5.5	0.5
	6.0	0.5
	7.1	0.5

(b) 耐震性

a. 評価条件

配管は、配管軸直角2方向拘束サポートを用いた両端単純支持の配管系(両端単純支持はり構造)とする。また、配管は水平方向主体のルートを想定し、管軸

方向については地震により管軸方向は動かないものとし、水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。水平方向震度は、0.21G とする。

b. 評価方法

管軸直角方向の地震による応力は、下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(1)式で表すことができる。

$$S_s = \alpha S_w \quad (1)$$

S_s : 地震による応力

α : 水平方向震度

S_w : 自重による応力

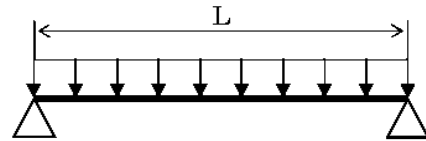
$$\text{ここで、} S_w = \frac{wL^2}{8Z}$$

S_w : 自重による応力

L : サポート支持間隔

Z : 断面係数

w : 等分布荷重



両端単純支持はりの等分布荷重より
求まる自重による応力

また、崩壊制限に「JFAG4601 (1984 年度)」を準用し、供用状態 D の場合の一次応力制限を用いるとすると、地震評価としては(2)式で表すことができる。

$$S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha S_w = S_p + (1 + \alpha) S_w \leq 0.9 S_u \quad (2)$$

S_p : 内圧による応力

S_w : 自重による応力

S_s : 地震による応力

S : 内圧, 自重, 地震による応力

α : 水平方向震度

従って、上記(2)式を満足するように、配管サポート配置を設定することにより、配管の崩壊は抑制できる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 S_w が 40 MPa 程度の配管サポート配置とした場合、発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有すると評価した。

- ・内圧による応力 $S_p=10$ MPa, 許容応力を STPT370 (100℃) の $0.9S_u=315$ MPa とし、(2)式に代入すると以下となる。

$$S = 59 \text{ MPa} \leq 0.9 S_u = 315 \text{ MPa} \quad (3)$$

- ・継手がある場合には、応力係数も存在する。応力係数を 3 とし、以下となる。

$$S = S_p + (1 + \alpha) S_w \times 3 = 156 \text{ MPa} \leq 0.9 S_u = 315 \text{ MPa} \quad (4)$$

2. 2／3号機

(1) 排気ファンユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

排気ファンについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認していることから、ファンの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

ファンを鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し、ストッパをボルト（2号：鋳アンカ、3号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力（2, 3号機：0.21G）による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601-2008 を準用し、ボルト 1 本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-5 参照）。

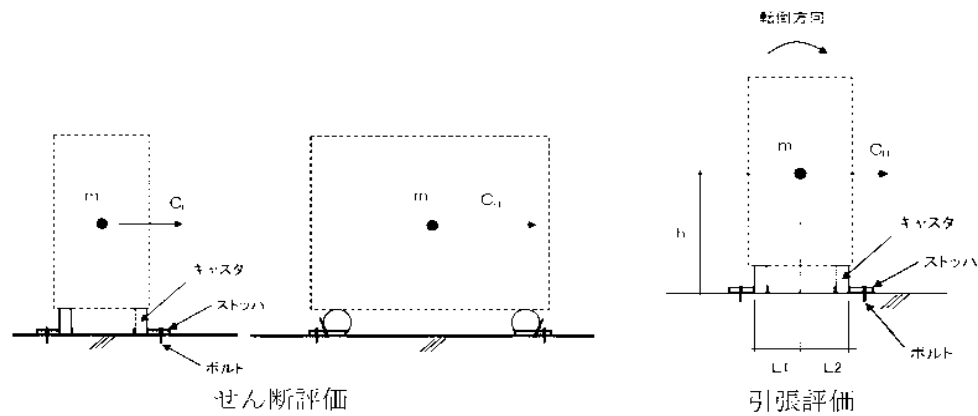
表-5 排気ファンユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	A	引張	作用しない	200
		せん断	158	200
	B	引張	作用しない	200
		せん断	167	200
3	A	引張	作用しない	2843
		せん断	474	1725
	B	引張	作用しない	2843
		せん断	502	1725

ボルトに作用するせん断力： $Q = \frac{C_H \cdot m \cdot g}{n}$

ボルトに作用する引張力： $F = \frac{C_H \cdot m \cdot g \cdot h - m \cdot g \cdot L_1}{n_f \cdot (L_1 + L_2)}$

C_H ：水平方向設計震度
 m ：機器の運転時質量
 h ：重心高さ
 L_1, L_2 ：重心とボルト間の水平距離($L_1 \leq L_2$)
 n_f ：評価上引張力を受けるボルト本数
 n ：評価上せん断力を受けるボルト本数
 g ：重力加速度



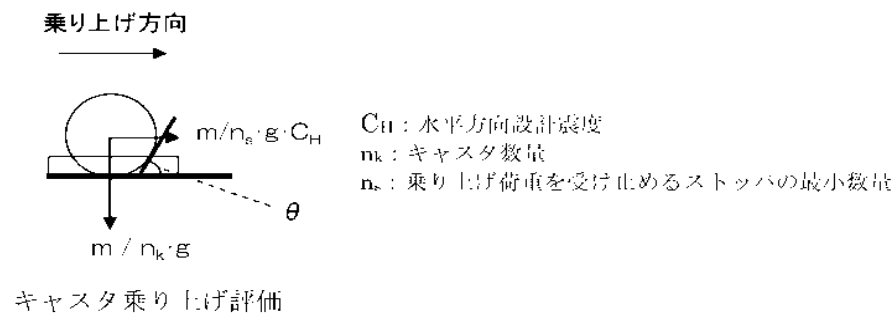
b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り越え最大角度は約 23° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り越えは発生しないことを確認した（表-6 参照）。

表-6 排気ファンユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り越え最大角度
2, 3	A, B	60°	約 23°

乗り越えないためのストッパ角度： $\theta \geq \tan^{-1} \left(\frac{\frac{m}{n_s} \cdot g \cdot C_H}{\frac{m}{n_k} \cdot g} \right) = \tan^{-1} \left(\frac{C_H \cdot n_k}{n_s} \right)$



(2) フィルタユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

フィルタユニットについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、フィルタユニットについては、系統の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

フィルタを鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ(車輪止め)で防止し、ストッパをボルト(2号: 鉚アンカ, 3号: メカニカルアンカ)で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、2.(1)(b)と同様、ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力(2, 3号機: 0.21G)による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JFAC4601-2008を準用し、ボルト1本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表-7 参照)。

表-7 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	*	引張	作用しない	200
		せん断	169	200
3	*	引張	作用しない	2843
		せん断	506	1725

※ フィルタは2つ(2系統)で1つのユニットとなっている。

b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り上げ最大角度は約 23° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-8 参照）。

表-8 フィルタユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2, 3	※	60°	約 23°

※ フィルタは 2 つ(2 系統)で 1 つのユニットとなっている。

(3) 放熱器ユニットの構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

放熱器ユニットについては、系統最高使用圧力 5.2kPa に対し、工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し、漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから、放熱器ユニットについては、通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

(b) 耐震性

放熱器を鋼材と共にユニット化し、支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し、ストッパをボルト（2 号：鋸アンカ、3 号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ、耐震性の評価として、2.(1)(b) 同様、ボルトの強度が確保されること、及びキャスタがストッパを乗り越えないことの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力(2, 3 号機：0.21G)による評価を行った。

a. ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては、JEAC4601 2008 を準用し、ボルト 1 本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果、ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり、ボルトの強度が確保されることを確認した(表 9 参照)。

表-9 放熱器ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Cクラス設備に適用される 静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
2	A, B	引張	作用しない	200
		せん断	149	200
3	A, B	引張	作用しない	2843
		せん断	447	1725

b. キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し、地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り越えないことを力の釣り合いにより確認した。その結果、乗り上げ最大角度は約 37° と計算され、実際の据え付け角度 60° より小さいことから、キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-10 参照）。

表-10 放熱器ユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2, 3	A, B	60°	約 37°

(4) 管の構造強度及び耐震性

(4) - 1 鋼管及び鋼板ダクト

(a) 構造強度

鋼管及び鋼板ダクトについては、「設計・建設規格(2005 年版)」を準用し、クラス 4 配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており、原子炉格納容器ガス管理設備における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると判断する（表 11 参照）。

表-11 配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
円型	2.0	0.5
	2.8	0.5
	3.4	0.5
	3.5	0.5
	3.8	0.5
	4.0	0.6
	5.0	0.5
	6.5	0.6
角型	5.0	0.8

(b) 耐震性

鋼管及び鋼板ダクトは分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが、その前後はフレキシビリティを有したフレキシブルチューブ（SUS 製）・ダクトホース（シリコン製）・防振継手と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

(4) - 2 ダクトホース

(a) 構造強度

ダクトホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(b) 耐震性

ダクトホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

(4) - 3 フレキシブルホース

(a) 構造強度

フレキシブルホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが、通常運転状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(b) 耐震性

フレキシブルホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射エネルギーについて

1. 概要

原子炉格納容器ガス管理設備は、原子炉格納容器内のガスを抽出し、放射性物質を除去してから放出することで、環境へ放出される放射エネルギーを低減させる設備である。ここでは、当該設備を用いた場合に放出される放射性物質の量及び濃度ならびに当該設備全体の効率※¹を評価※²した。

その結果、1～3号機合計で、放出する放射性物質の量は抽出した放射性物質の量の3千分の一以下に低減する能力を有すると評価した。

※¹ フィルタユニット単体の除去効率に抽出したガスの再循環による放射性物質の除去を考慮したシステム全体としての放射性物質の除去効率

※² 検出されている粒子状放射性物質 Cs-134 及び Cs-137 について評価

2. 評価条件

(1) 評価モデル

原子炉格納容器ガス管理設備が運転し平衡状態に達すると、図-1に示すモデルとなる。なお、原子炉格納容器より抽出したガスは、除湿機により、ガス中に含まれる水蒸気を凝縮・分離させるが、ここでは保守的に、放射性物質は水蒸気側に移行せず全量ガス中に残留しているものとした。

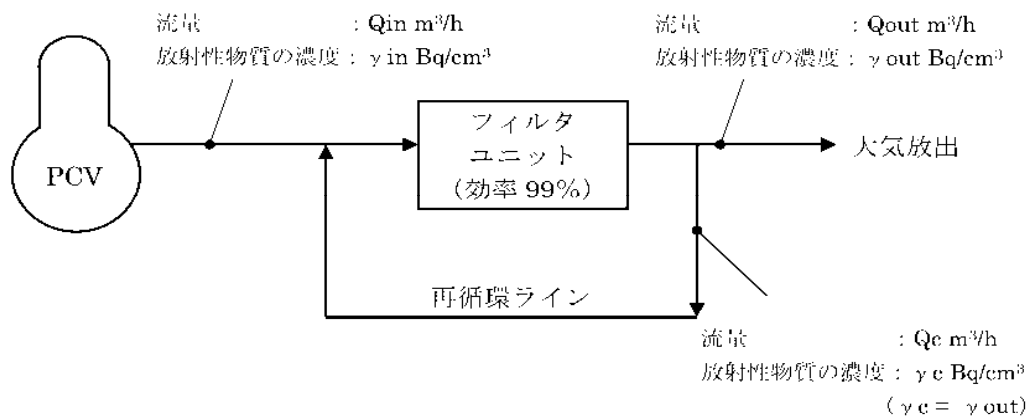


図 1 評価モデル

図 1 より、フィルタ前後の放射エネルギーの釣り合いは、下式となる。

$$(Q_{in} \cdot \gamma_{in} + Q_c \cdot \gamma_c) \cdot \frac{100 - 99}{100} = Q_{out} \cdot \gamma_{out} + Q_c \cdot \gamma_c \quad \dots \dots \dots \text{式 (1)}$$

図—1より $\gamma_c = \gamma_{out}$ とし、上式を大気放出側の放射性物質の濃度 γ_{out} についてまとめると、下記で示される。

$$\gamma_{out} = \frac{1}{100 \cdot Q_{out} + 99 \cdot Q_c} \cdot Q_m \cdot \gamma_m \quad \dots \dots \dots \text{式 (2)}$$

(2) 評価条件

評価条件を表—1に示す。抽出側のガス流量 Q_{in} は、流量が大きいほど、評価上厳しくなる。また、原子炉格納容器内の雰囲気温度に比例して、原子炉格納容器内の水蒸気量も増加することから、抽出側のガス流量 Q_{in} は、抽出ガス温度が高いほど増加する。したがって、流量 Q_{in} は、運転範囲を考慮し高温の 95℃とした。原子炉格納容器内ガスの放射性物質の濃度 γ_{in} については、高濃度の 100 Bq/cm³とした。放出側の流量 Q_{out} については、放出時のガス温度が低いほど気体の密度が高くなると、放出時の放射性物質の濃度も高くなることから、保守的な条件として、放出ガス温度は冬場に 5℃に低下するとした。

3. 評価結果

上述の評価条件に基づく評価結果を表—2に示す。原子炉格納容器ガス管理設備は、1～3号機合計で、抽出する放射能 3.83×10¹⁰ Bq/hを、1.2×10⁷ Bq/h（3千分の一以下）に低減して放出すると評価した。放射性物質の濃度は、原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率から、1号機で 1/200 程度、2・3号機で 1/750 程度になるものと評価した。この1号機と2・3号機の違いは、排気ファンの仕様の違いによるものであり、排気ファンの容量に比例して再循環量（流量 Q_c ）が増加することから、放射性物質が除去され放射性物質の濃度が低減した再循環ガスによる抽出ガス（流量 Q_{in} ）の希釈割合が大きくなるためである。

4. 参考（1～3号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績）

1号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成 24 年 1 月 12 日）は、放出放射能 4.0×10² Bq/h、当該設備全体の効率 99.998%以上であり、表—2の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.1 Bq/cm^{3※3}、フィルタ出口側濃度 約 1.3×10⁻⁵ Bq/cm^{3未満※3}）

2号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成 23 年 11 月 14 日）は、放出放射能 1.2×10³ Bq/h、当該設備全体の効率 99.995%であり、表—2の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.2 Bq/cm^{3※3}、フィルタ出口側濃度 約 5.0×10⁻⁵ Bq/cm^{3※3}）

3号機原子炉格納容器ガス管理設備については、試運転中の実績（平成 24 年 2 月 24 日）として、放出放射能 3.7×10³ Bq/h、当該設備全体の効率 99.98%以下であり、

表一 2 の評価結果を上回るものとする。(フィルタ入口側濃度 約 6.7×10^{-1} Bq/cm³未満^{※3}, フィルタ出口側濃度 約 1.2×10^{-1} Bq/cm³^{※3})

※3 Cs-134 と Cs-137 の合計値。検出限界未満の場合は、検出限界値として考慮。なお、フィルタ入口についてはバイアル瓶によるガス採取であり、フィルタ出口側については粒子フィルタ及びチャコールフィルタによる採取

表 1 評価条件

	1 号機	2 号機	3 号機	備考
流量 Q_{in}	123 m ³ /h (15m ³ /h (Normal))	130 m ³ /h (16 m ³ /h (Normal))	同左	抽出ガス温度 95℃条件
放射性物質の濃度 γ_{in}	100 Bq/cm ³	100 Bq/cm ³	同左	
流量 Q_{out}	15.3 m ³ /h (15 m ³ /h (Normal))	16.4 m ³ /h (16 m ³ /h (Normal))	同左	運用開始時における想定流量 (大気放出ガス温度は 5℃で換算)
流量 Q_c	234.7 m ³ /h	983.6 m ³ /h	同左	排気ファン流量による (1 号機 250m ³ /h, 2, 3 号機 1,000m ³ /h)
(参考) 抽出する放射性物質の量 $Q_{in} \times \gamma_{in}$	1.23×10^{10} Bq/h	1.30×10^{10} Bq/h	同左	1 ～ 3 号機合計 3.83×10^{10} Bq/h

表 2 評価結果

	1 号機	2 号機	3 号機	備考
原子が格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の濃度 γ_{out}	0.497 Bq/cm ³	0.132 Bq/cm ³	同左	
原子が格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の量 $Q_{out} \cdot \gamma_{out}$	7.6×10^6 Bq/h	2.2×10^6 Bq/h	同左	1 ～ 3 号機合計 1.2×10^7 Bq/h
原子が格納容器ガス管理設備全体の効率 $\left\{ \left(1 - \frac{\gamma_{out}}{\gamma_{in}} \right) \cdot 100 \right\}$	99.503 %	99.868 %	同左	—

2.9 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器

2.9.1 基本設計

2.9.1.1 設置の目的

福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態を適切に監視するため、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器を設置する。

2.9.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態を適切に監視できるとともに、記録が可能な機能を有すること。
- (2) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態を適切に監視できるとともに、記録が可能な機能を有すること。
- (3) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態を適切に監視できるとともに、記録が可能な機能を有すること。

2.9.1.3 設計方針

(1) 冷却状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態が監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

(2) 未臨界状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態が監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

(3) 不活性雰囲気状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の水素濃度が監視できるとともに、記録が可能な機能を有する設計とする。

2.9.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 冷却状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。
- (2) 未臨界状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。
- (3) 不活性雰囲気状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。

2.9.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器は、冷却状態の監視のための計測器として原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計、未臨界状態の監視のための計測器としてガス放射線モニタ、不活性雰囲気状態の監視のための計測器として水素濃度

計で構成される。

原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計は、原子炉压力容器・原子炉格納容器内に設置し、免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。免震重要棟集中監視室までの伝送設備については、多重化、無停電電源装置の設置、プラント監視計測器専用に設置している電源（プラント計測器用エンジン発電機）の確保等により十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設備とする。

ガス放射線モニタ、水素濃度計は原子炉格納容器ガス管理設備に設置し、免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。また、酸素濃度計も、原子炉格納容器ガス管理設備に設置する。

なお、今後の廃炉作業に向け、原子炉格納容器の漏洩孔位置に関する情報を得ることを目的として、原子炉格納容器水位計の設置を検討・実施することとしているが、冷却状態の補助的な監視としても使用する。

(2) 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計

原子炉压力容器・原子炉格納容器内の周方向、高さ方向に温度検出器を複数設置する。また、温度計の指示値を記録可能な設備とする。ただし、故障と判断されたものについては除外する。なお、故障に伴い監視に使用できる温度計が減少することから新たな温度計の設置を検討・実施する。

既設の原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計については、事故後の過酷条件下で、一定の影響を受けているものの、事故後の状態変化に対し相当の挙動を示していること、また、その信頼性は冷温停止状態での監視に影響を及ぼす程度ではないことを確認している。既設の原子炉压力容器温度計による冷却状態の監視においては、温度計の不確かさ（20℃以内）を踏まえても原子炉压力容器底部の温度を概ね 100℃以下に維持できるように、約 80℃以下に維持することを目標に管理していく。さらに、燃料の一部が原子炉格納容器に移行している可能性を考慮し、原子炉格納容器内温度についても併せて確認していくこととし、原子炉格納容器内温度に全体的に著しい温度上昇傾向がないように管理していく。また、継続して既設温度計の信頼性評価を実施する。

(3) ガス放射線モニタ

ガス放射線モニタは2チャンネル設置し、指示値を記録可能な設備とする。

未臨界状態の監視においては、ガス放射線モニタで短半減期核種である Xe-135 を監視する。

(4) 水素濃度計

水素濃度計は2チャンネル設置し、指示値を記録可能な設備とする。

(5) 酸素濃度計

酸素濃度計は、原子炉格納容器ガス管理設備に設置する。

(6) 電源構成

電源は異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とし、外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源から受電できる構成とする。

2.9.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

原子炉压力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については、仮設防潮堤を設置したことでアウトターライズ津波の影響がないと想定される O.P. 10m 以上のエリアに設置する。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから、初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置する。

2.9.1.7 構造強度及び耐震性

原子炉压力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については、一般産業施設と同等以上の安全性を保持するものとして設計する。

原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計については、集中監視室までの伝送設備の多重化、プラント監視計測器専用に設置している電源の確保等により十分に高い信頼性を確保しているものの、地震等で機能が喪失した場合には、他の関連計器の監視や、地震や津波が収まった後、各設備の設置箇所又は 1 ～ 4 号機の中央制御室の計測機器の監視を行うとともに、復旧に努める。

2.9.1.8 機器の故障への対応

2.9.1.8.1 機器の単一故障

(1) 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り、故障時には故障した温度計を除外し、他の温度計で原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を行うとともに、必要に応じて復旧に努める。

(2) ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタは、2 チャンネルの連続運転であり、1 チャンネル故障時には他の 1 チャンネルのガス放射線モニタで原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態の監視を行う。

(3) 水素濃度計の故障

水素濃度計は、2チャンネルの連続運転であり、1チャンネル故障時には他の1チャンネルの水素濃度計で原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態の監視を行う。

(4) 伝送設備等の故障

伝送設備等は、多重化しており、単一故障時には他の伝送設備等を使用している計測器を用いて、原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態の監視を行う。

(5) 電源喪失

1系統の電源喪失においては、他の電源より供給されている計測器により、原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態の監視を行う。

2.9.1.8.2 複数の設備の同時機能喪失

(1) 原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉压力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り、故障時には故障した温度計を除外し、他の温度計で監視を行う。全ての温度計が故障により機能喪失した場合には、他の関連計器を監視することにより原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を行うとともに、復旧に努める。

(2) ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタが全て故障した場合、ガス放射線モニタを復旧させる措置を行うとともに、代替措置として原子炉压力容器底部温度計、モニタリングポストにより、未臨界状態の監視を行う。

(3) 水素濃度計の故障

水素濃度計が全て故障した場合、速やかに復旧させる措置を行うとともに、代替措置として、必要な窒素封入量が確保されていることの確認を行う。

(4) 伝送設備等の故障

伝送設備等の故障により遠隔監視に支障が生じた場合には、故障機器の交換等を行い速やかに復旧することを原則とするが、復旧までに時間を要する場合においては、関連するパラメータの監視や、必要に応じて各設備の設置箇所又は1～4号機の中央制御室の計測機器を監視する等により、原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の冷却

状態、未臨界状態、不活性雰囲気状態の監視を行う。

(5) 電源喪失

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

2系統の電源喪失においては、非常用所内電源から受電する。

非常用所内電源からの受電が困難となった場合は、無停電電源装置、プラント監視計測器専用設置している電源（プラント計測器用エンジン発電機）から必要な電源を供給する。

b. ガス放射線モニタ、水素濃度計

2系統の電源喪失においては、非常用所内電源から受電する。

非常用電源からの受電が困難となった場合は、速やかに復旧させる措置を行うとともに、他の関連計測器の確認を行うなどの代替措置を行う。

2.9.1.8.3 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視機能喪失事象に対する評価

監視機能喪失により、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態把握が困難となるが、監視機能であり、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態に直接的な影響を与えるものではない。また、原子炉への注水量の減少操作や、窒素封入量の減少操作といった原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を変化させる操作を実施しないこと、必要な注水量や窒素封入量が確保されていることを確認することにより、原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を把握することが可能である。

2.9.2 基本仕様

2.9.2.1 主要仕様

(1) 1号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

（原子炉圧力容器温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	42（添付資料 1 図 1. No. 1～42）

（原子炉格納容器内温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	7（添付資料 1 図 1. No. 43～49）

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 ℃
個数	15 (添付資料－1 図－1, No. 50～64)

(原子炉格納容器内温度)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	-40～約 300 ℃
個数	7 (添付資料－1 図－1, No. 65～71)

b. ガス放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	0～ $1.4 \times 10^{11} \text{ s}^{-1}$
チャンネル数	2

c. 水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

d. 酸素濃度計

検出器の種類	隔膜ガルバニ電池式酸素濃度検出器
計測範囲	0～25 vol%
チャンネル数	2

(2) 2号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

(原子炉圧力容器温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	41 (添付資料－1 図－2, No. 1～41)

(原子炉圧力容器温度)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	1 (添付資料－1 図－2, No. 78)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	11 (添付資料 1 図 2, No. 42～52)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 ℃
個数	25 (添付資料 1 図 2, No. 53～77)

(原子炉格納容器内温度)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	8 (添付資料 1 図 2, No. 80～87)

b. ガス放射線モニタ

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

c. 水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

d. 酸素濃度計 (可搬式)

検出器の種類	隔膜ガルバニ電池式酸素濃度検出器
計測範囲	0～25 vol%
個数	1

(3) 3 号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

(原子炉圧力容器温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	42 (添付資料 1 図 3, No. 1～42)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	11 (添付資料 1 図 3, No. 43～53)

(原子炉格納容器内温度) (既設)

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 ℃
個数	25 (添付資料 1 図 3, No. 54～78)

b. ガス放射線モニタ

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

c. 水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

d. 酸素濃度計 (可搬式)

検出器の種類	隔膜ガルバニ電池式酸素濃度検出器
計測範囲	0～25 vol%
個数	1

2.9.3 添付資料

添付資料 1 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図

添付資料 2 ガス放射線モニタ, 水素濃度計 系統概略図

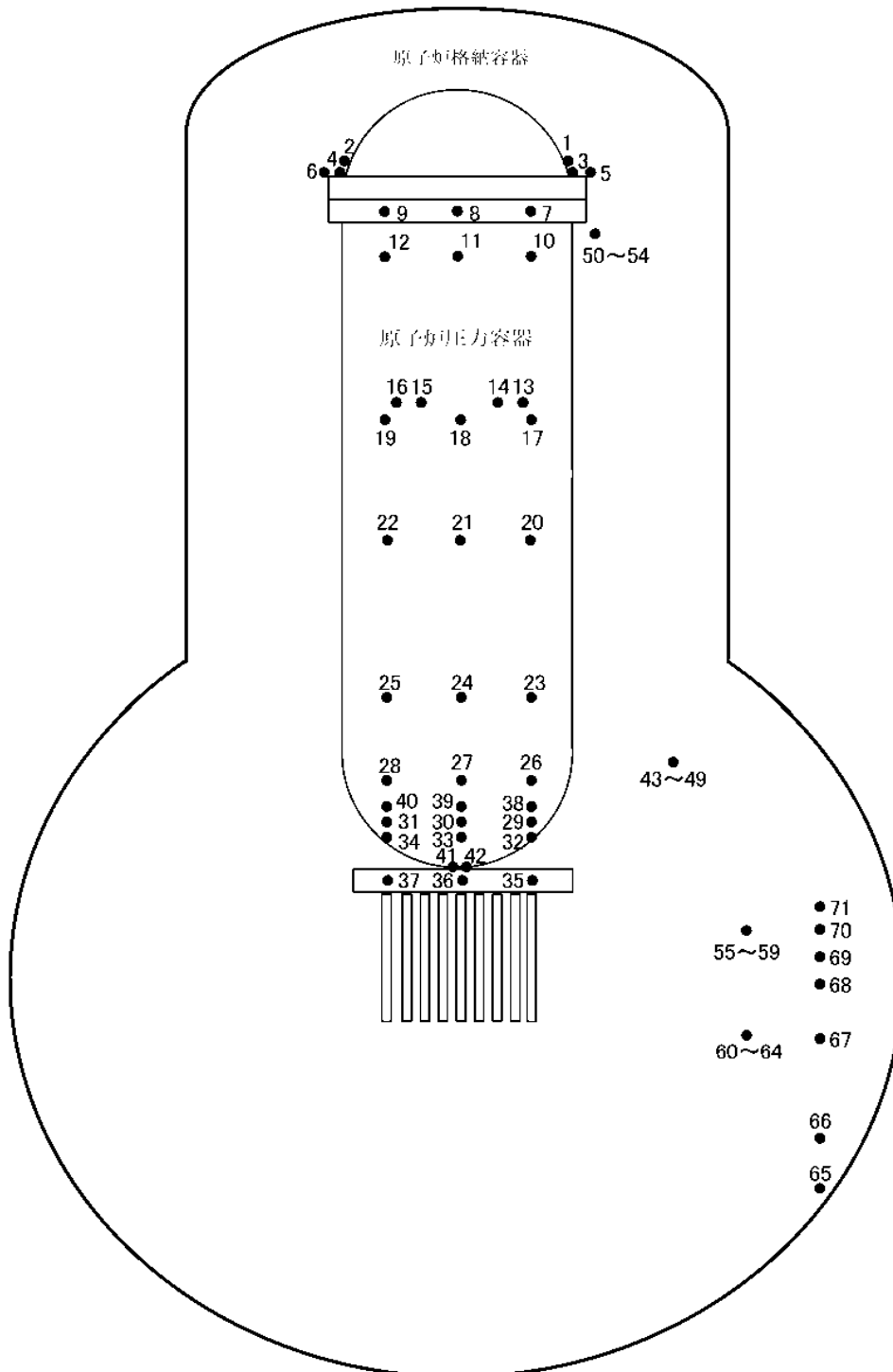


図 1. 1 号機 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図

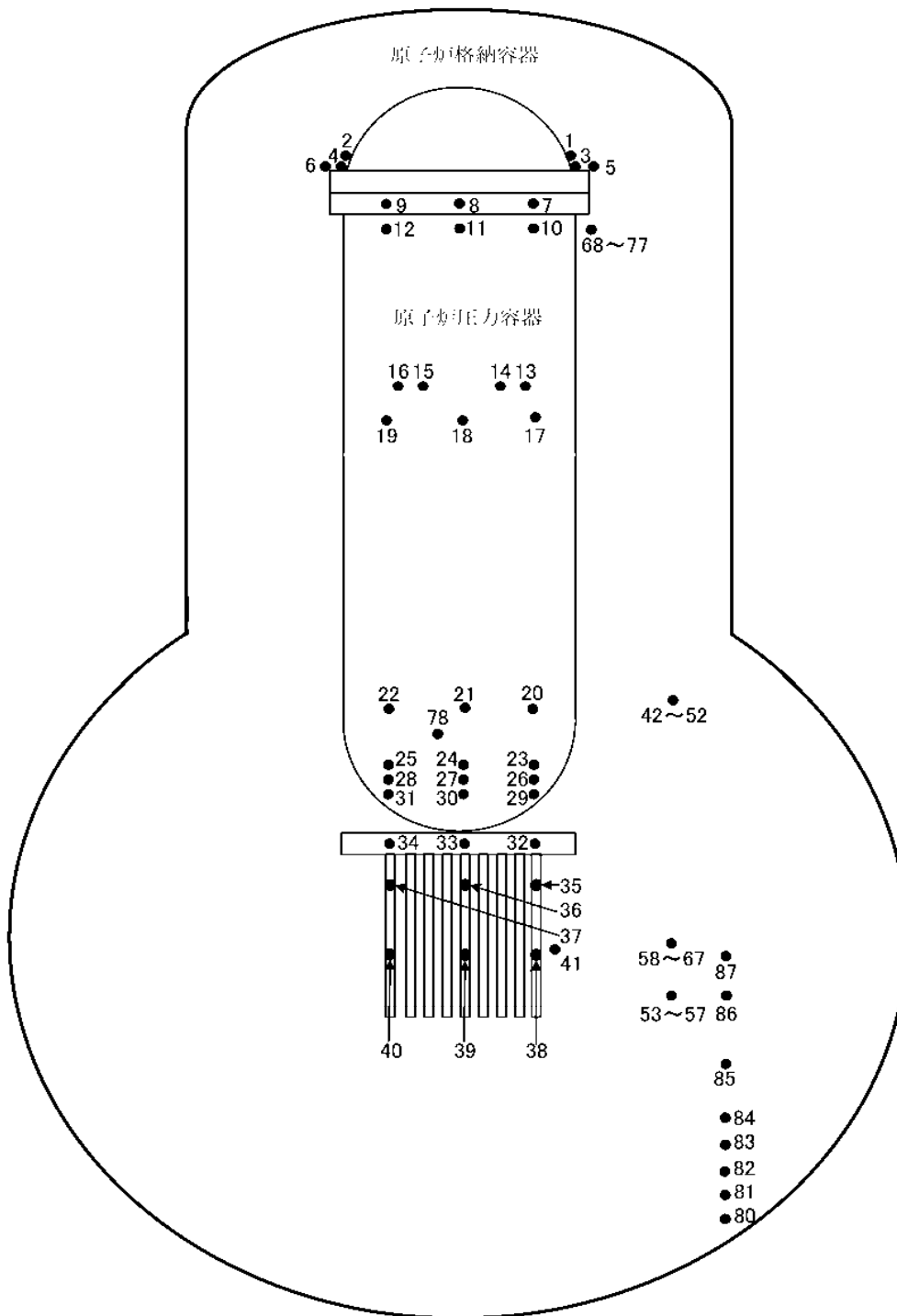


図 2. 2号機 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図

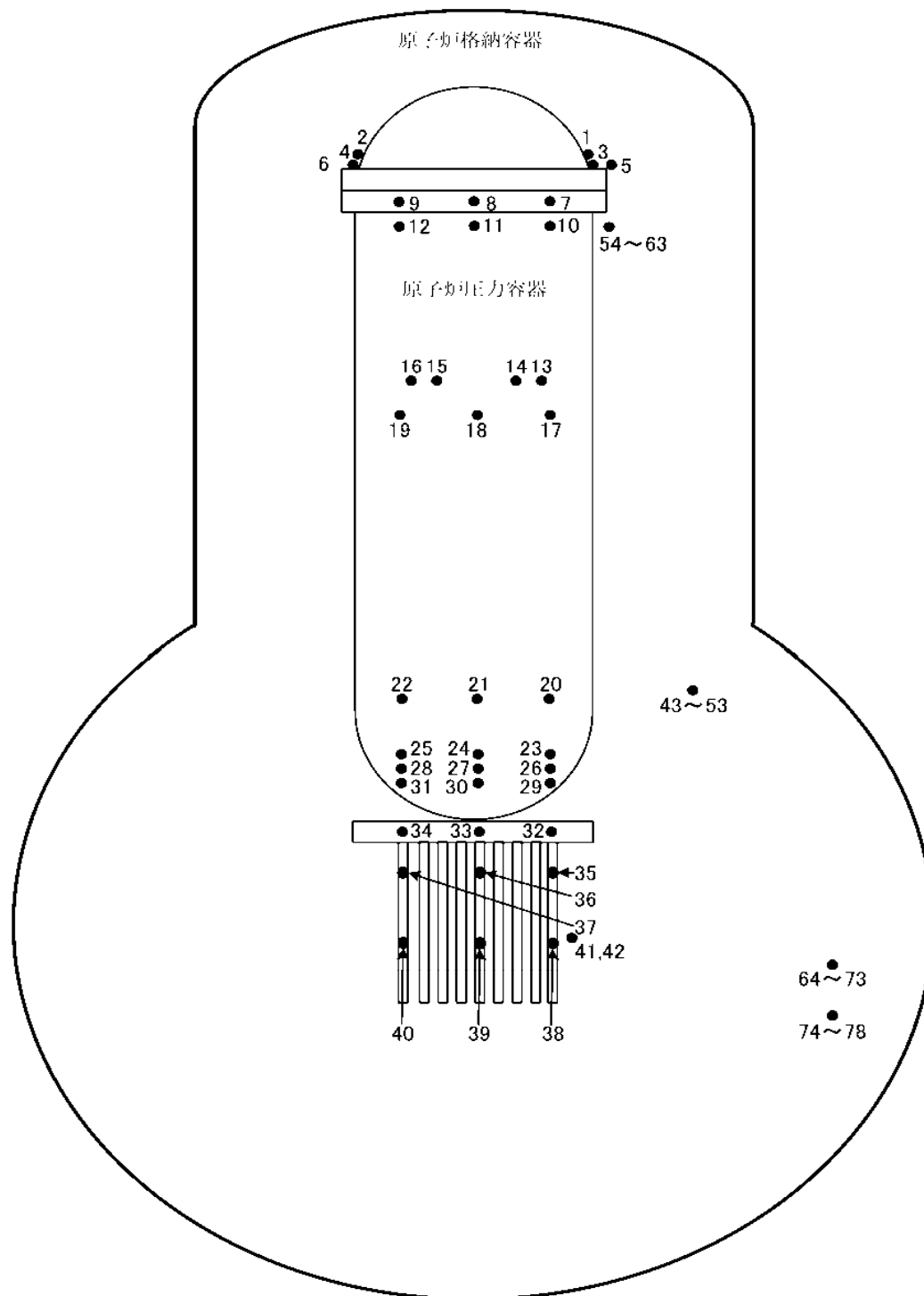
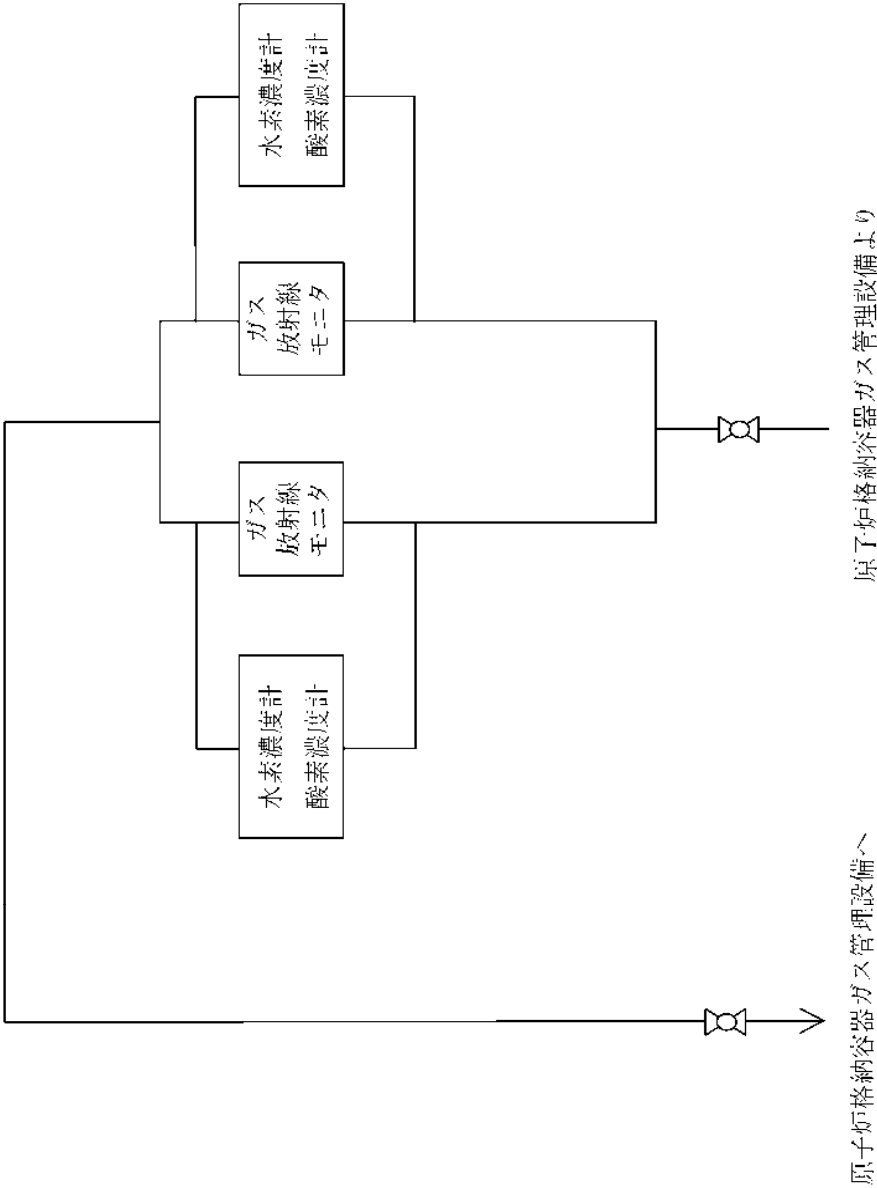


図 3. 3号機 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器 配置図



図－1. 1号機 ガス放射線モニタ，水素濃度計 系統概略図

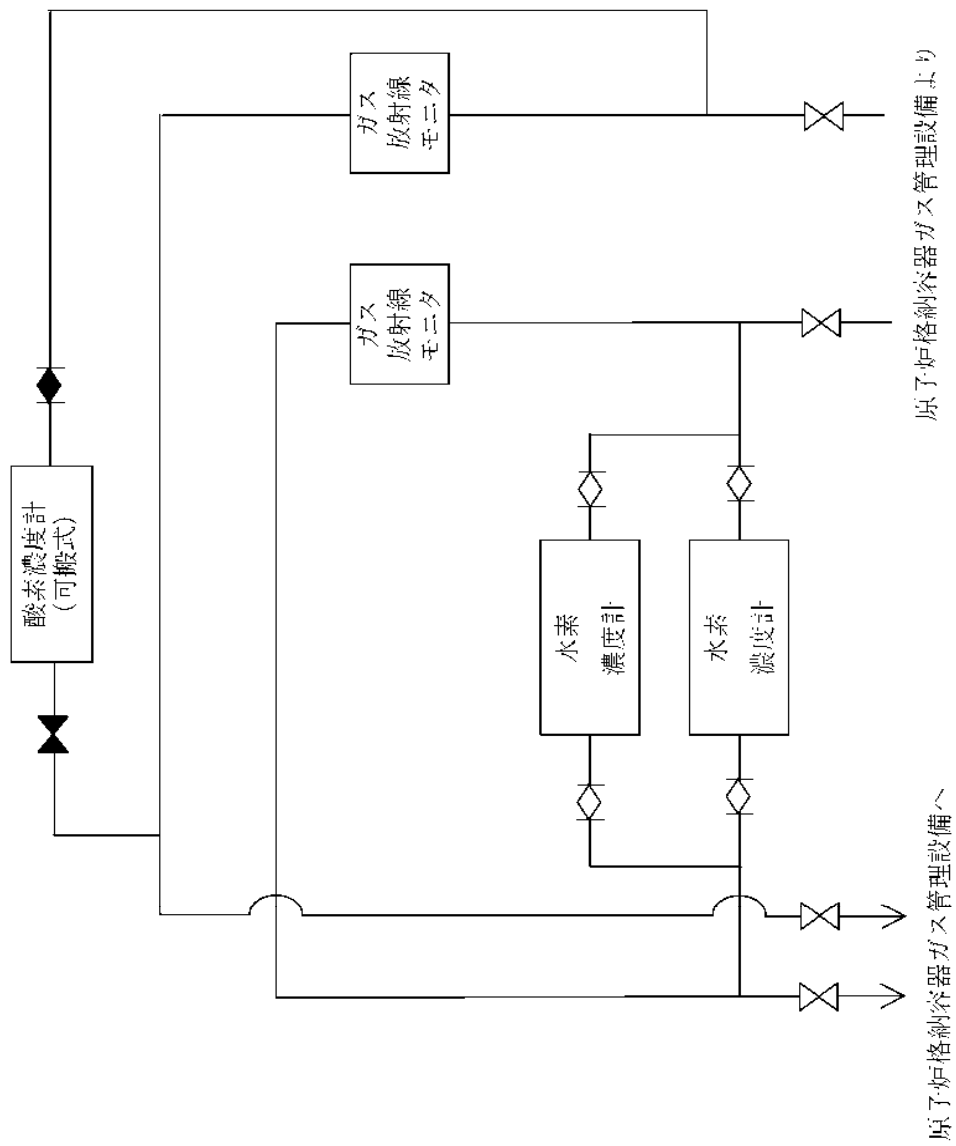


図 2. 2号機 ガス放射線モニタ、水素濃度計 系統概略図

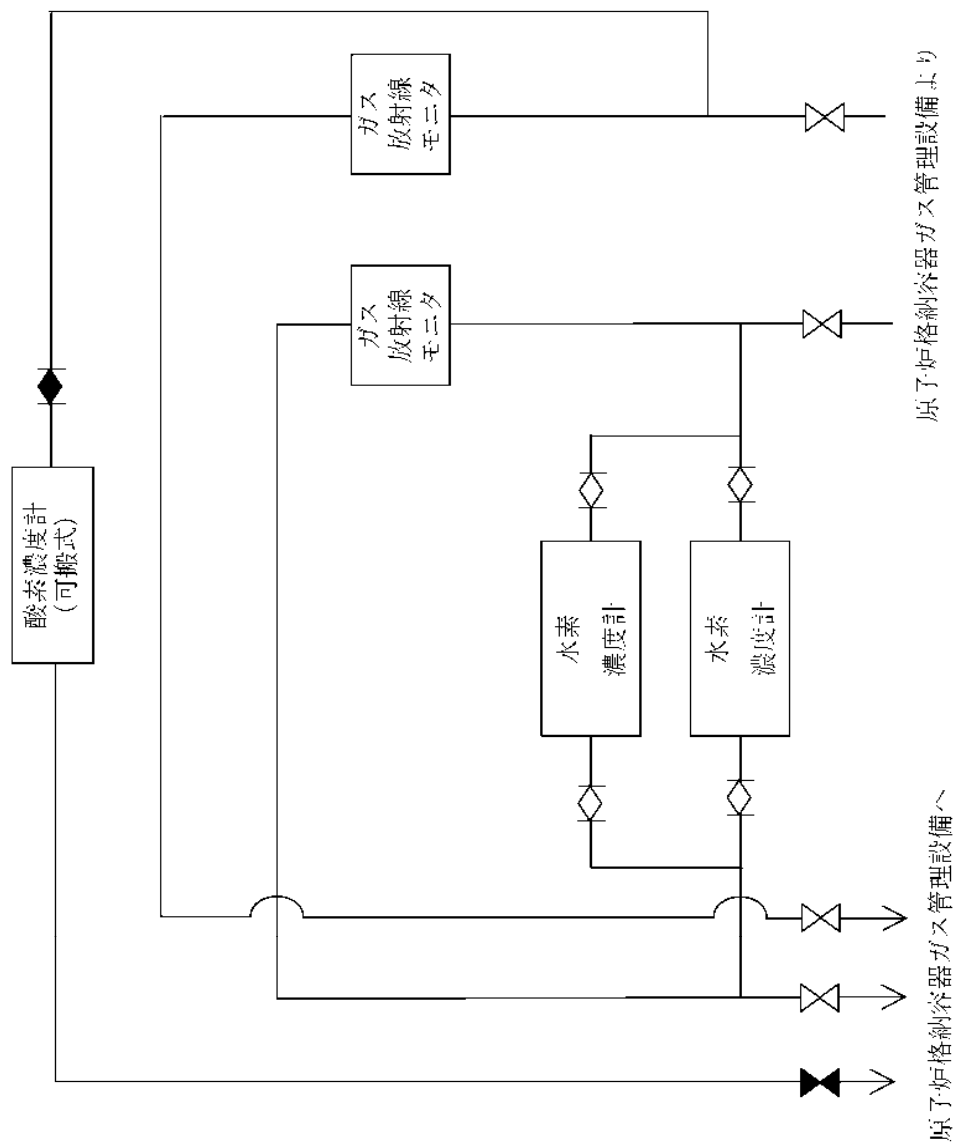


図-3. 3号機 ガス放射線モニタ、水素濃度計 系統概略図

2.10 放射性固体廃棄物等の管理施設

2.10.1 基本設計

2.10.1.1 設置の目的

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等の管理施設は、作業員の被ばく低減、公衆被ばくの低減及び安定化作業の安全確保のために、放射性固体廃棄物等を適切に管理することを目的として設置する。

2.10.1.2 要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理・貯蔵にあたっては、その廃棄物の性状に応じて、適切に処理し、十分な保管容量を確保し、遮蔽等の適切な管理を行うことにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

2.10.1.3 設計方針

(1) 貯蔵設備

放射性固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫、ドラム缶等仮設保管設備、サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク、造粒固化体貯槽等に貯蔵、または保管する設計とする。

発電所敷地内において、今回の地震、津波、水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材、除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は、固体廃棄物貯蔵庫、仮設保管設備、屋外等の一時保管エリアを設定し、一時保管する。

伐採木は、屋外の一時的保管エリアに一時的保管する。

使用済保護衣等は、固体廃棄物貯蔵庫、仮設保管設備、屋外の一時的保管エリアに一時的保管する。

(2) 被ばく低減

放射性固体廃棄物の管理施設は、作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるように、必要に応じて十分な遮蔽を行う設計とする。

瓦礫等の管理施設については、保管物の線量に応じた適切な遮蔽や設置場所を考慮することにより、被ばく低減を図る設計とする。

(3) 飛散等の防止

放射性固体廃棄物の管理施設は、処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

瓦礫等の管理施設については、発電所敷地内の空間線量率を踏まえ、周囲への汚染拡大の影響の恐れのある場合には、容器、仮設保管設備、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等を実施する。

(4) 貯蔵能力

固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓドラム缶約 284,500 本相当、ドラム缶等仮設保管設備は、200ℓドラム缶約 23,000 本相当を貯蔵保管する能力を有し、平成 25 年 3 月現在の保管量は固体廃棄物貯蔵庫で 175,730 本相当、ドラム缶等仮設保管設備で 10,231 本相当である。

なお、固体廃棄物貯蔵庫の地下階に高線量瓦礫を保管するエリアとして最大約 15,000m³（ドラム缶約 6 万本相当）を準備する可能性があるが、その分のドラム缶保管場所の容量はあるものと考えている。

サイトバンカは、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等を約 4,300m³保管する能力を有し、平成 25 年 3 月現在の保管量は、制御棒約 61m³、チャンネルボックス等約 265m³、その他約 186m³である。

瓦礫等の一時保管エリアの保管容量は、約 375,000m³であり、平成 25 年 3 月現在の保管量は約 96,000m³である。また、瓦礫等の想定保管量は、平成 28 年 3 月において約 278,000m³と見込んでおり、平成 27 年度末までの保管容量は総量として確保されるものとする。

ただし、瓦礫類については、線量区分毎に保管管理しており、線量区分での推移をみると一部の線量区分では、平成 27 年度に逼迫するおそれがあることから、今後の瓦礫等の発生状況等を踏まえて一時保管エリアを迫設していくが、他の線量区分のエリアに一時保管することも可能である。

なお、瓦礫等の想定保管量については、計画された工事において発生する瓦礫等の物量は、建屋図面の読み取り、現場調査、伐採するエリアの面積等から算出しており、発生する瓦礫等の線量は、これまでの実績を参考にして求めている。

また、想定保管量については、工事量の変動等により大きく変動する可能性があるため、保管量の増加により容量不足が見込まれる場合には、一時保管エリアを迫設する。

(5) 津波への対応

アウターライズ津波の最大到達高さ O.P.+約 14m（敷地南側：仮設防潮堤設置後）に対して、固体廃棄物貯蔵庫、ドラム缶等仮設保管設備、瓦礫等一時保管エリア（1ヵ所除く）は、標高の高い場所に設置されている。また、敷地北側の標高の低い 1ヵ所（O.P.+約 12m）の一時保管エリアについてもアウターライズ津波が遡上しないことを確認している。

サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク、造粒固化体貯槽等の貯蔵設備についても仮設防潮堤によりアウターライズ津波が遡上しないことを確認している（Ⅲ.3.1.3 参照）。

(6) 外部人為事象への対応

外部人為事象に対する設計上の考慮については、発電所全体の外部人為事象の対応に従う（Ⅱ.1.14 参照）。

(7) 火災への対応

火災に対する設計上の考慮については、発電所全体の火災への対応に従う（Ⅲ.3.1.2 参照）。

2.10.1.4 主要な設備

(1) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫は、原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書に基づく設備であり、1～6号機で発生したドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の他、使用済保護衣等や原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書にて許可されていない瓦礫類を一時保管する。

瓦礫類は、材質により可能な限り分別し、容器に収納して一時保管エリアとしての固体廃棄物貯蔵庫内に一時保管する。また、容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する。

固体廃棄物貯蔵庫は、第1棟～第8棟の8つの棟からなり、第6棟～第8棟については、地上1階、地下2階で構成している。固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち、目安線量として表面30mSv/hを超える高線量の瓦礫類は地下階に保管する。地下階に高線量の瓦礫類を保管した場合には、コンクリート製の1階の床及び天井や壁による遮蔽効果により固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界の線量は十分低減されるが、この場合には、固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界において法令で定められた管理区域の設定基準線量（1.3mSv/3ヶ月（2.6μSv/h）以下）を満足するよう運用管理を実施する。ただし、バックグラウンド線量の影響を除く。なお、最大線量と想定している表面線量率10Sv/hの瓦礫類を地下2階一面に収納したと仮定した場合でも、固体廃棄物貯蔵庫建屋表面線量率は約 $4 \times 10^{-7} \mu\text{Sv/h}$ となり、法令で定められた管理区域の設定基準線量を満足することを評価し、確認している。

震災後の固体廃棄物貯蔵庫の建物調査の結果、第1棟については屋根や壁、柱の一部、第2棟については柱の一部に破損があり、第3棟と第4棟については、床の一部に亀裂がみられるため、平成25年度に第1棟、第3棟を、平成26年度に第2棟、第4棟を工事計画認可申請書記載の機能を満足するよう復旧し使用していく。第5棟～第8棟については、大きな損傷はみられない。

また、固体廃棄物貯蔵庫の第1棟～第8棟のうち、第4棟～第8棟については遮蔽機能、第5棟～第8棟については耐震性を以下の工事計画認可申請書により確認している。

第1棟 建設時第17回工事計画認可申請書（45公第3715号 昭和45年5月11日認可）

第2棟 建設時第19回工事計画認可申請書（47公第577号 昭和47年2月28日認可）

- 第3棟 建設時第15回工事計画認可申請書(48 資庁第 1626 号 昭和 48 年 10 月 22 日認可)
- 第4棟 建設時第14回工事計画認可申請書(50 資庁第 12545 号 昭和 51 年 1 月 31 日認可)
建設時第21回工事計画軽微変更届出書(総官第 860 号 昭和 51 年 11 月 4 日届出)
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総官第 1293 号 昭和 52 年 2 月 7 日届出)
- 第5棟 工事計画認可申請書(平成 11・09・06 資第 11 号 平成 11 年 10 月 6 日認可)
建設時第14回工事計画認可申請書(51 資庁第 11247 号 昭和 51 年 10 月 22 日認可)
建設時第21回工事計画軽微変更届出書(総官第 1341 号 昭和 52 年 2 月 15 日届出)
- 第6棟 建設時第14回工事計画認可申請書(52 資庁第 2942 号 昭和 52 年 4 月 12 日認可)
- 第7棟 工事計画認可申請書(55 資庁第 9548 号 昭和 55 年 8 月 28 日認可)
工事計画軽微変更届出書(総文発官 56 第 430 号 昭和 56 年 6 月 26 日届出)
- 第8棟 工事計画認可申請書(56 資庁第 14021 号 昭和 56 年 11 月 30 日認可)

(2) ドラム缶等仮設保管設備

固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備には、ドラム缶等の一部を仮置きする。

ドラム缶等仮設保管設備は、建築基準法に従い設計しており、法令で定められた風圧力や地震力の外力に耐えられる設計であり、鋼材フレームに防炎性膜材を張ったテント状の設備で、床面はコンクリートである。

また、ドラム缶等仮設保管設備からの放射線による作業員への被ばくを低減する観点から、仮置きするドラム缶の線量制限を表面線量率 0.1mSv/h 以下とし、保管エリアを区画するとともに、線量率の測定結果を表示し作業員に注意喚起する。

なお、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は、平成 24 年 12 月から約 3 年間とし、仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

(3) サイトバンカ

サイトバンカは、原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書に基づく設備であり、1～6 号機で発生した原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等を保管する。ただし、サイトバンカに保管する前段階において、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は使用済燃料プールに貯蔵するか、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は運用補助共用施設内の使用済燃料共用プールに貯蔵する。

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

いる。

工事計画認可申請書（53 資庁第 7311 号 昭和 53 年 8 月 18 日認可）

工事計画軽微変更届出書（総文発官 53 第 994 号 昭和 53 年 11 月 4 日届出）

(4) 使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備

使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備は、原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書に基づく設備であり、1～5 号機廃棄物処理建屋（廃棄物地下貯蔵設備建屋を含む）、6 号機原子炉建屋付属棟、廃棄物集中処理建屋、運用補助共用施設内にある使用済樹脂貯蔵タンク、地下使用済樹脂貯蔵タンク、機器ドレン廃樹脂タンク、廃スラッジ貯蔵タンク、地下廃スラッジ貯蔵タンク、沈降分離タンク、造粒固化体貯槽等である。

現状において 1～4 号機廃棄物処理建屋及び廃棄物集中処理建屋設置分については、水没や汚染水処理設備の設置等により高線量となっており貯蔵設備へアクセスできないが、仮に放射性廃液等が漏えいしたとしても滞留水に対する措置により系外へ漏えいする可能性は十分低く抑えられている（Ⅰ.2.3.7、Ⅱ.2.6 参照）。

なお、点検が可能な液体廃棄物処理系または 5、6 号機のタンク等について、定期的に外観点検または肉厚測定等を行い、漏えいのないことを確認することにより、当該貯蔵設備の状態を間接的に把握する。

今後、滞留水の処理状況が進み、環境が改善されれば確認を実施していく。

6 号機原子炉建屋付属棟の地下を除いた 5 号機廃棄物処理建屋、6 号機原子炉建屋付属棟及び運用補助共用施設の貯蔵設備については、大きな損傷がないこと並びに工事計画認可申請書等により構造強度、耐震性及び建屋内壁による遮へい機能を確認している。

6 号機原子炉建屋付属棟の地下は、滞留水により没水しアクセスできないことから、貯蔵設備に対する滞留水の影響について確認しており（Ⅱ.2.33 添付資料－3 参照）、今後、滞留水の処理状況が進み、環境が改善されれば確認を実施していく。

主要な設備・機器について以下に示す。

a. 5 号機

(a) 廃棄物地下貯蔵設備使用済樹脂貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57 資庁第 13908 号 昭和 57 年 11 月 9 日認可）

(b) 廃棄物地下貯蔵設備廃スラッジ貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57 資庁第 13908 号 昭和 57 年 11 月 9 日認可）

(c) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジ放出混合ポンプ

建設時第 3 回工事計画認可申請書（47 公第 11378 号 昭和 48 年 2 月 19 日認可）

建設時第 9 回工事計画変更認可申請書（49 資庁第 15900 号 昭和 50 年 3 月 10 日認可）

建設時第 2・3 回工事計画変更認可申請書（52 資庁第 519 号 昭和 52 年 3 月 1 日認可）

(d) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジブースタポンプ

建設時第 3 回工事計画認可申請書（47 公第 11378 号 昭和 48 年 2 月 19 日認可）

- 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- 建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
- (e) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージポンプ
 - 建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
 - 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
 - 建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
 - 建設時第28回工事計画軽微変更届出書（総官第303号 昭和52年5月30日届出）
- (f) 液体・固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク
 - 建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
 - 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (g) 液体・固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク
 - 建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
 - 建設時第8回工事計画軽微変更届出書（総官第534号 昭和49年7月29日届出）
 - 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
 - 建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
- (h) 液体・固体廃棄物処理系機器ドレン系廃スラッジサージタンク
 - 建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
 - 建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
 - 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (i) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージタンク
 - 建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
 - 建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
 - 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (j) 液体・固体廃棄物処理系原子炉冷却材浄化系廃樹脂貯蔵タンク
 - 建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
 - 建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
 - 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (k) 液体・固体廃棄物処理系廃スラッジ貯蔵タンク
 - 建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
 - 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (l) 液体・固体廃棄物処理系フェイズセパレーター
 - 建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
 - 建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
 - 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (m) 廃棄物地下貯蔵設備建屋
 - 工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）
- (n) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第30回工事計画軽微変更届出書（総官第961号 昭和52年10月8日届出）

b. 6号機

(a) 液体固体廃棄物処理系原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(b) 液体固体廃棄物処理系機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(c) 液体固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(d) 液体固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

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

(e) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第16回工事計画認可申請書（53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可）

(5) 覆土式一時保管施設

一時保管エリアの中に設置する覆土式一時保管施設には、瓦礫類を一時保管することができる。

覆土式一時保管施設は、線量低減対策として覆土による遮蔽機能を有する一時保管施設である。

覆土式一時保管施設は、地面を掘り下げ、底部にベントナイトシート、遮水シート、保護土を設置し、瓦礫類を収納して上から保護シート、緩衝材、遮水シート、土で覆う構造である。遮水シートにより雨水等の浸入を防止し、飛散、地下水汚染を防止する。また、保管施設内に溜まった水をくみ上げる設備を設ける。

なお、覆土式一時保管施設に用いる遮水シートは、覆土の変形並びに地盤変状に追従できるよう、引張伸び率が高いものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。

(6) 伐採木一時保管槽

一時保管エリアの中に設置する伐採木一時保管槽には、伐採木を一時保管することができる。

伐採木一時保管槽は、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽である。火災に対しては、双葉地方広域市町村圏組合火災予防条例を考慮している。

伐採木一時保管槽は、擁壁または築堤等にて保管槽を設置し、収納効率を上げるために伐採木（枝葉根）を減容し保管槽に収納して、保護シート、土、遮水シートで覆う構造である。また、伐採木（枝葉根）は、保管中の腐食による沈下を考慮する。

なお、伐採木一時保管槽に用いる遮水シートは、覆土の変形に追従できるよう、引張伸び率が大きいのを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、保管槽の修復や伐採木の取り出しを行う。

2.10.2 基本仕様

2.10.2.1 主要仕様

(1) 固体廃棄物貯蔵庫（1～6号機共用）

棟数：8

容量：約 284,500 本（ドラム缶相当）

(2) ドラム缶等仮設保管設備

大きさ：幅約 13m×奥行約 39m

高さ：約 6m

設置個数：10

(3) サイトバンカ（1～6号機共用）

基数：1

容量：約 4,300m³

(4) 仮設保管設備

a. 一時保管エリア A 1（テント）

大きさ：幅約 33m×奥行約 51m

高さ：約 16m

設置個数：1

b. 一時保管エリア A 2（テント）

大きさ：幅約 51m×奥行約 51m

高さ：約 16m

設置個数：1

(5) 覆土式一時保管施設

大きさ：約 80m×約 20m

高さ：約 5m（最大）

設置個数：4

保管容量：約 4000m³/箇所

上部：覆土（厚さ 1m 以上）、遮水シート、緩衝材、保護シート

底部，法面部：保護土，遮水シート，ベントナイトシート

(6) 伐採木一時保管槽

大きさ：1槽あたり，200m²以内

高さ：約3m

保管容量：1槽あたり，約600m³以内

上部：遮水シート，覆土（厚さ0.5m以上），保護シート

槽間の離隔距離：2m以上

2.10.3 添付資料

添付資料 1 今後3年間の想定発生量と保管容量の比較

添付資料 2 覆土式一時保管施設の主要仕様

添付資料 3 覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

添付資料 4 伐採木一時保管槽の主要仕様

添付資料 5 伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

添付資料 6 放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程

添付資料 7 放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目

表 2. 10 1 一時保管エリア一覧

エリア名称	保管物
固体廃棄物貯蔵庫	瓦礫類
一時保管エリア A 1	瓦礫類
一時保管エリア A 2	瓦礫類
一時保管エリア B	瓦礫類
一時保管エリア C	瓦礫類
一時保管エリア D	瓦礫類
一時保管エリア E 1	瓦礫類
一時保管エリア E 2	瓦礫類
一時保管エリア F 1	瓦礫類
一時保管エリア F 2	瓦礫類
一時保管エリア G	伐採木（枝葉根）
一時保管エリア H	伐採木（枝葉根・幹根）
一時保管エリア I	伐採木（幹根）
一時保管エリア J	瓦礫類
一時保管エリア L	瓦礫類
一時保管エリア M	伐採木（幹根）
一時保管エリア N	瓦礫類
一時保管エリア O	瓦礫類
一時保管エリア P 1	瓦礫類
一時保管エリア P 2	瓦礫類
一時保管エリア Q	瓦礫類
一時保管エリア R	伐採木（枝葉根）
一時保管エリア S	伐採木（枝葉根）
一時保管エリア T	伐採木（枝葉根）
一時保管エリア U	瓦礫類
一時保管エリア V	伐採木（枝葉根・幹根）
一時保管エリア W	瓦礫類

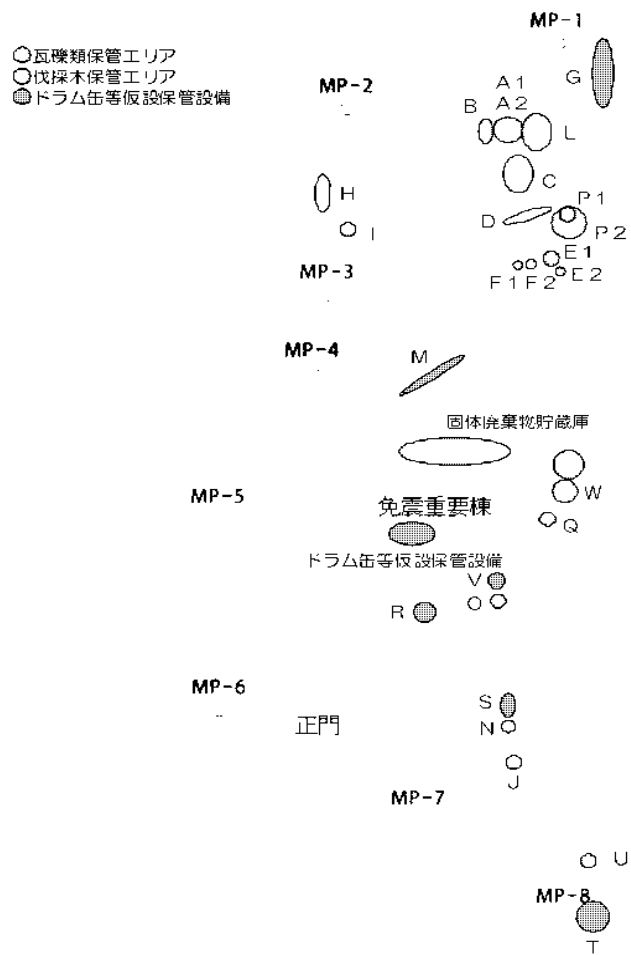


図 2. 10-1 一時保管エリア配置図

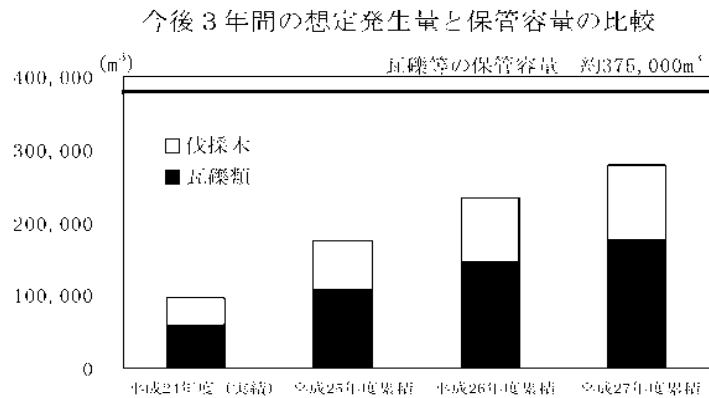


図 1 瓦礫等の想定発生量と保管容量の比較

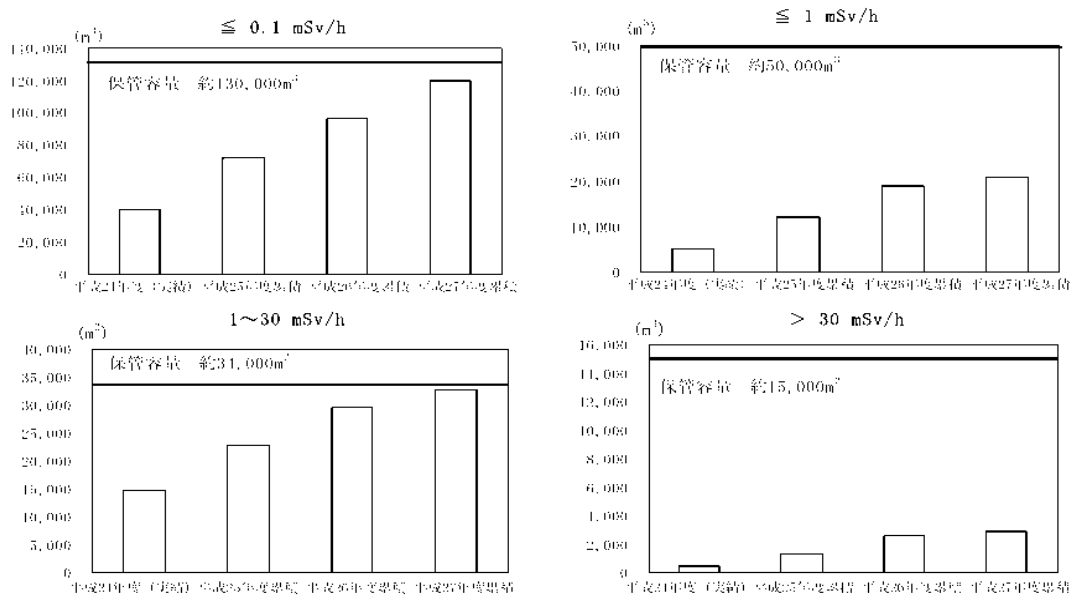


図 2 瓦礫類の線量区分毎の想定発生量と保管容量の比較

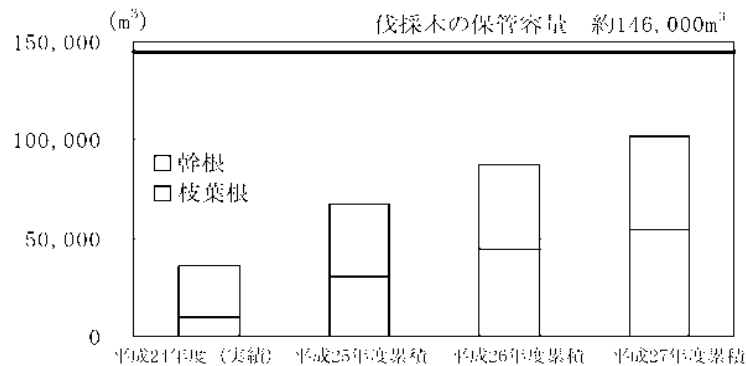


図 3 伐採木の想定発生量と保管容量の比較

表 1 想定発生量の内訳（瓦礫等）

	瓦礫類	伐採木	合 計
平成24年度（実績）	60,006	36,000	96,006
平成25年度累積	107,651	67,322	174,973
平成26年度累積	146,848	87,546	234,394
平成27年度累積	176,655	101,818	278,473
保管容量（ m^3 ）	228,200	146,400	374,600

表 2 想定発生量の内訳（瓦礫類線量区分）

線量区分（ mSv/h ）	≤ 0.1	≤ 1	$1 \sim 30$	> 30	合 計
平成24年度（実績）	39,660	5,113	14,763	470	60,006
平成25年度累積	71,740	11,867	22,713	1,331	107,651
平成26年度累積	95,880	18,835	29,534	2,599	146,848
平成27年度累積	120,020	20,929	32,818	2,888	176,655
保管容量（ m^3 ）	129,650	49,900	33,650	15,000	228,200

覆土式一時保管施設の主要仕様

大きさ：約 80m×約 20m

高さ：約 5m（最大）

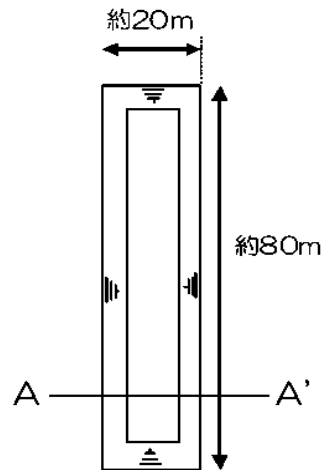
設置個数：4

保管容量：約 4,000m³/箇所

上部：覆土（厚さ 1m 以上）、遮水シート、緩衝材、保護シート

底部，法面部：保護土，遮水シート，ベントナイトシート

平面図



A-A' 断面図

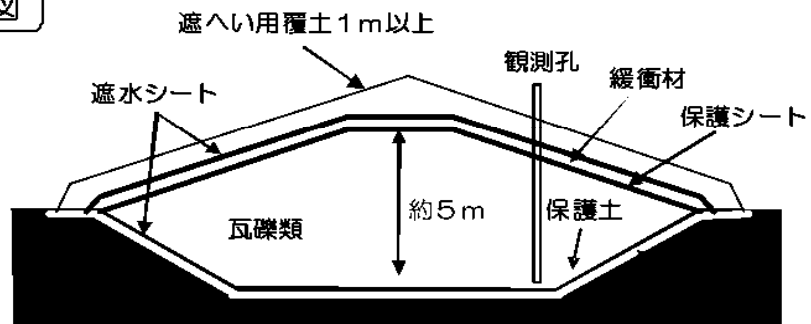


図 覆土式一時保管施設概略図

覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

	瓦礫類搬入時	瓦礫類搬入後 保管状態
飛散抑制対策	<ul style="list-style-type: none"> 搬入した瓦礫類は、仮設テントで覆い飛散を抑制する。 	<ul style="list-style-type: none"> 瓦礫類の搬入が全て終了した後は、上に遮水シート^{※1}を敷設し、さらに覆土し飛散を抑制する。
雨水等の浸入防止、地下水汚染防止対策	<ul style="list-style-type: none"> 底部にベントナイトシート、遮水シート^{※1}を敷設し、その上に遮水シート^{※1}を保護するための土を敷く。 底面には、縦断勾配を設ける。槽内の最も低い位置には観測孔を設け、孔の底部には釜場を設置する。 雨水や地下水が槽内に浸入した場合には、観測孔から水を回収し、保管または処理を実施する。 	
	<ul style="list-style-type: none"> 瓦礫類の搬入時は、仮設テントで覆いをして、瓦礫類に雨がかからないようにする。 	<ul style="list-style-type: none"> 瓦礫類の搬入が全て終了した後は、上に遮水シート^{※1}を敷設し、さらに覆土し雨水等の流入を防止する。
遮蔽対策	<ul style="list-style-type: none"> 瓦礫類を搬入した後、覆土する。 	<ul style="list-style-type: none"> 瓦礫類の搬入が全て終了した後は、覆土する。覆土の厚さは搬入時とあわせて1m以上とする。
保管管理	<ul style="list-style-type: none"> 観測孔を用いて定期的に槽内の水位計測を行い、槽内に雨水や地下水が浸入していないことを確認する。 施設の周辺の空間線量率、空気中放射性物質濃度を定期的に測定し、線量率測定結果を表示する。 地下水の放射能濃度を定期的に測定する。 外観確認により、覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。 施設の保管量を確認する。 一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、関係者以外の立ち入りを制限する。 	
異常時の措置	<ul style="list-style-type: none"> 地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて遮蔽の追加、施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。 	

※1：遮水シート

(1) 耐久性

遮水シートの耐久性に関して、最も影響が大きい因子は紫外線の暴露であるが、本施設では覆土により直接紫外線を受けない環境下にあることから、長期の耐久性を期待できる。

本施設で使用する HDPE シート（高密度ポリエチレン）は、耐候性試験 5000 時間（自然暴露で約 15 年に相当）で 80%以上の強度を持つことが規定されている¹⁾。

また、ポリエチレンの耐放射線性については、 10^5Gy 程度までは良好な耐放射線性を有すると報告されている²⁾。今回、一時保管する瓦礫類の放射線量率は最大 30mSv/h 程度（約 30mGy/h ）であることから、十分長い期間について、放射線による遮水シートの劣化が表れることはないと考えられる。

遮水シートの耐久性については、熱安定性、耐薬品性等についても品質上の規定が設けられており¹⁾、いずれの項目についても基準を満足することを確認した。

(2) 施工時の品質確認

シート施工の際、以下に示す試験によりシートの品質確認を行う。

a. 加圧試験（シート自動溶着部の水密性の確認）

シートの自動溶着部全数に対して、加圧試験を実施し、漏気がなく、圧力低下率が 20% 以下であることを確認する。

b. 負圧試験（シート手溶着部の水密性の確認）

シートの手溶着部全数に対して、負圧試験を実施し、気泡が発生しないことを確認する。

c. スパーク試験（シート母材の水密性の確認）

シート全面に対して、スパーク試験を実施し、スパークが発生しないことを確認する。

1) 出典：日本遮水工協会ホームページ（遮水シート日本遮水工協会自主基準）

2) 出典：先端材料シリーズ「照射効果と材料」日本材料学会編（例 3.12 種々の高分子材料における耐放射線性の比較）

伐採木一時保管槽の主要仕様

大きさ：1 槽あたり，200m² 以内

高 さ：約 3m

保管容量：1 槽あたり，約 600m³ 以内

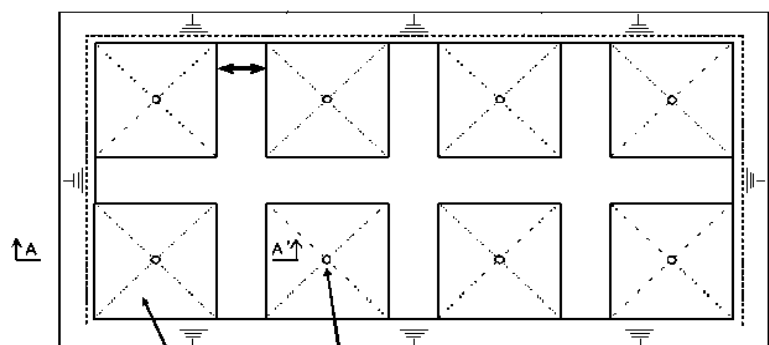
上 部：遮水シート，覆土（厚さ 0.5m 以上），保護シート

槽間の離隔距離：2m 以上

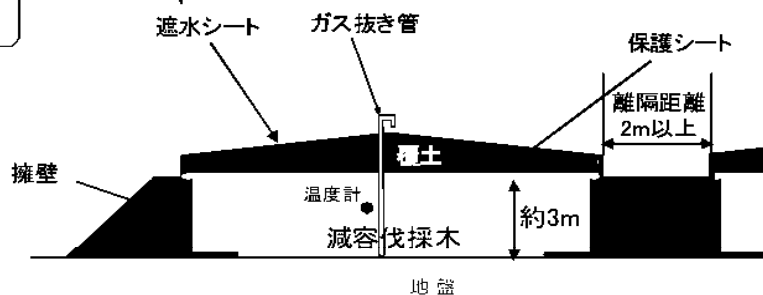
標準配置図

離隔距離
約2m以上

伐採木一時
保管槽(1槽)

標準断面図
(擁壁タイプ)

A-A' 断面

標準断面図
(築堤タイプ)

A-A' 断面

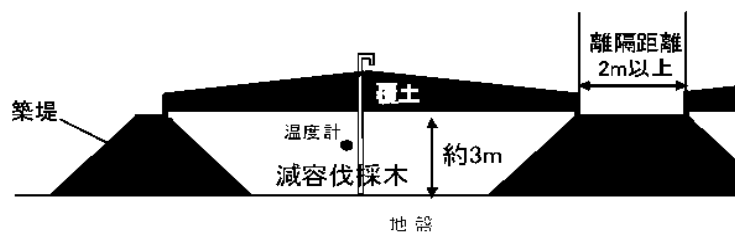


図 伐採木一時保管槽概略図

なお，保管槽の配置および形状は，現地の地形状況に応じて可能な限り効率的に配置する計画としているため，概略図通りとならない場合がある。

伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

飛散抑制対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 減容した伐採木に覆土し、飛散を抑制する。
防火対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 減容した伐採木に覆土後、遮水シート※1を敷設することにより、雨水等の流入の防止、空気中の酸素供給を抑制し、減容した伐採木の発酵発熱を抑制する。 ・ 1槽あたりの設置面積を200㎡以内とし、各保管槽との間に2m以上の離隔距離をとることにより、火災時の延焼を防止する。 ・ 覆土することによって、もらい火、不審火を防ぐ構造とする。 ・ 温度測定により保管槽内の状態を監視する。
遮蔽対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 減容した伐採木を覆土する。
保管管理	<ul style="list-style-type: none"> ・ 保管槽の周辺の空間線量率、空気中放射性物質濃度を定期的に測定し、線量率測定結果を表示する。 ・ 外観確認により、遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。 ・ 保管槽の保管量を確認する。 ・ 一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、関係者以外の立ち入りを制限する。 ・ 温度測定により保管槽内の状態を監視する。
異常時の措置	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など保管槽に異常が認められた場合には、異常の程度に応じて、保管槽の修復を行う。 ・ 保管槽内において異常な温度上昇が認められた場合には、冷却等の措置を行う。

※1：遮水シートは、瓦礫類の覆土式一時保管施設と同等の品質である。

放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程

設備	平成25年												平成26年												平成27年			
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4			
覆土式一時保管施設																												
伐採木一時保管槽																												

放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目

放射性固体廃棄物等の管理施設の工事に係る主要な確認項目を表－ 1、表－ 2に示す。

表－ 1 覆土式一時保管施設の工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
遮へい機能	寸法確認	実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。	覆土厚さ 1m 以上であること。
遮水機能	材料確認	実施計画に記載されている遮水シートを材料を確認する。	実施計画のとおりであること。
	施工確認	実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。	実施計画のとおりであること。
保管容量	寸法確認	実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。	約4,000m ³ /箇所であること。
性能	外観確認	実施計画に記載されている覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。	覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。

表－ 2 伐採木一時保管槽の工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
遮へい機能	寸法確認	実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。	覆土厚さ 0.5m または 0.7m 以上であること。
防火対策	材料確認	実施計画に記載されている遮水シートを確認する。	実施計画のとおりであること。
	施工確認	実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載されている保管槽の面積と高さ、離隔距離を確認する。	・ 1 槽あたり、200m ² 以内 ・ 高さ約3m ・ 槽間の離隔距離2m以上
	外観確認	実施計画に記載されている防火対策設備（ガス抜き管、温度計）が設置されていることを確認する。	ガス抜き管、温度計が設置されていること。
保管容量	寸法確認	実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。	1 槽あたり、約600m ³ 以内であること。
性能	外観確認	実施計画に記載されている遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。	遮水シートに破損がなく、覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。

2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

2.11.1 基本設計

2.11.1.1 設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは、燃料取り出し用カバー（又はコンテナ）の設置による作業環境の整備、燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い、燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し原子炉建屋から搬出することを目的とする。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備は、燃料取扱設備、構内用輸送容器、燃料取り出し用カバーで構成される。燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成され、燃料取り出し用カバーにより支持される。なお、燃料の原子炉建屋外への搬出には、構内用輸送容器を使用する。

2.11.1.2 要求される機能

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、二重のワイヤなどにより落下防止を図る他、駆動源喪失時にも燃料集合体を落下させない設計とする。

また、遮へい、臨界防止を考慮した設計とする。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮へい、臨界防止を考慮した設計とする。また、破損燃料集合体を収納して輸送する容器については、燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備の支持、作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる設計とする。

2.11.1.3 設計方針

(1) 燃料取扱設備

a. 落下防止

(a) 使用済燃料貯蔵ラック上には、重量物を吊ったクレーンを通過できないようにインターロックを設け、貯蔵燃料への重量物の落下を防止できる設計とする。

(b) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、また、クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

b. 遮へい

燃料取扱設備は、使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を、燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計と

するか、放射線防護のための適切な遮へいを設けて行う設計とする。

c. 臨界防止

燃料取扱設備は、燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、燃料の臨界を防止する設計とする。

d. 放射線モニタリング

燃料取扱エリアの放射線モニタリングのため、放射線モニタを設け放射線レベルを測定し、これを免震重要棟集中監視室に表示すると共に、過度の放射線レベルを検出した場合には警報を発し、放射線業務従事者に伝える設計とする。

e. 単一故障

(a) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合にも、フックから燃料集合体が外れない設計とする。

(b) 燃料取扱機の安全運転に係わるインターロックは電源喪失、ケーブル断線で安全側になる設計とする。

(c) クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、移送操作中の構内用輸送容器等の落下を防止できる設計とする。

f. 試験検査

燃料取扱設備のうち安全機能を有する機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

また、破損燃料を取り扱う場合、燃料取扱設備は、破損形態に応じた適切な取扱手法により、移送中の放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

使用済燃料の健全性及び構内用輸送容器構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

b. 密封

周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

c. 遮へい

内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも、燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

また、破損燃料集合体を収納して輸送する容器は燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し用カバーは、燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る設計とする。

また、必要に応じ燃料取り出し用カバー内にローカル空調機を設置し、カバー内の作業環境の改善を図るものとする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

燃料取り出し用カバーは、隙間を低減するとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより、カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる設計とする。

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮へい、臨界防止の安全機能が維持されていること。

(3) 燃料取り出し用カバー

対象外とする。

2.11.1.5 主要な機器

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成する。

a. 燃料取扱機

燃料取扱機は、使用済燃料プール及びキャスクビット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

b. クレーン

クレーンは、オペレーティングフロア上部を水平に移動するガード及びその上を移動するトロリで構成する。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、容器本体、蓋、バスケット等で構成する。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、使用済燃料プールを覆う構造としており、必要により、燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する。

また、燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

なお、換気設備の運転状態やフィルタユニット出入口で監視する放射性物質濃度等の監視状態は現場制御盤及び免震重要棟集中監視室に表示され、異常時は警報を発するなどの管理を行う。

2.11.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

燃料取扱設備は、原子炉建屋オペレーティングフロア上（地上からの高さ約 30m）に設置されていることから、津波により燃料取り出し設備に影響を与えることはない。

燃料取り出し用カバーは鉄骨構造と鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込み、津波による波圧は生じにくい。

(2) 台風、竜巻

燃料取り出し用カバーは、建築基準法施行令に準拠した風圧力に対し設計している。

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計事象の考慮については、Ⅱ.1.14 参照。

(4) 火災

火災の発生が考えられる箇所について、火災の早期検知に努めるとともに、消火器を設置することで初期消火を可能にし、火災により安全性を損なうことのないようにする。

(5) 環境条件

燃料取扱設備については、燃料取り出し用カバーに換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することとしている。

燃料取り出し用カバーの外部にさらされている鉄骨部は、劣化防止を目的に、塗装を施す。

2.11.1.7 運用

(1) 燃料集合体の健全性確認

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について、移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

(2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において、破損が確認された燃料集合体を移送する場合には、破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により、放射性物質の飛散・拡散を防止する。

2.11.1.8 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準による。

燃料取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

b. 構内用輸送容器

構内用輸送容器は取扱中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しない設計とする。

構内用輸送容器は、設計、材料の選定、製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。

c. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準を原則とするが、特殊な環境下での設置となるため、必要に応じ解析や試験等を用いた評価により確認する。

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備を支持するために必要な構造強度を有する設計とする。

(2) 耐震性

a. 燃料取扱設備

(a) 燃料取扱機

燃料取扱機は、使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし、検討用地震動として基準地震動 S_s により使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEA4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

(b) クレーン

クレーンは、使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮する。クレーンは、「JEA4601・補-1984 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」に基づき、通常時は使用済燃料プール上ではなく、基準地震動 S_s が発生して使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックを損傷させる可能性は少ないため、検討用地震動として弾性設計用地震動 S_d により使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEA4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、その損傷による原子炉建屋、使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし、基準地震動 S_s により確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

2.11.2 基本仕様

2.11.2.1 主要仕様

(1) 燃料取扱設備

(第4号機を除く)

a. 燃料取扱機

個数 1 式

b. クレーン

個数 1 式

(第4号機)

a. 燃料取扱機

型式 燃料把握機付移床式

基数 1 基

定格荷重 燃料把握機 : 450kg

補助ホイスト : 450kg

b. クレーン

型式 天井走行式

基数 1 基

定格荷重 主巻 : 100t

補巻 : 5t

ホイスト : 10t

(2) 構内用輸送容器

(第4号機を除く)

個数 1 式

(第4号機)

型式 NFT-22B 型

収納体数 22 体

個数 2 基

(3) 燃料取り出し用カバー (換気設備含む)

(第3号機及び第4号機を除く)

個数 1 式

(第4号機)

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 69m (南北) × 約 31m (東西) × 約 53m (地上高) (作業環境整備区画) 約 55m (南北) × 約 31m (東西) × 約 23m (オペレーティングフロア上部高さ)
個数	1 個

b. 送風機 (給気フィルタユニット)

種類	遠心式
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

c. プレフィルタ (給気フィルタユニット)

種類	中性能フィルタ (袋型)
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

d. 高性能粒子フィルタ (給気フィルタユニット)

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m ³ /h
効率	97% (粒径 0.3 μm) 以上
台数	3 台

e. 排風機 (排気フィルタユニット)

種類	遠心式
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

f. プレフィルタ (排気フィルタユニット)

種類	中性能フィルタ (袋型)
容量	25,000m ³ /h
台数	3 台

g. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m ³ /h
効率	97%（粒径 0.3μm）以上
台数	3 台

h. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁻⁹ ～10 ⁴ s ⁻¹
台数	排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

i. ダクト

(a) カバー内ダクト

種類	長方形はぜ折りダクト／銅板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC）／SS400

(b) 屋外ダクト

種類	長方形はぜ折りダクト／銅板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC，ガルバニウム付着）／SS400

(c) 柱架構造ダクト

種類	柱架構造
材質	鋼材

（第 3 号機）

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高） （作業環境整備区画） 約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 24m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m ³ /h
台数	2 台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m ³ /h
台数	4 台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m ³ /h
効率	97%（粒径 0.3 μ m）以上
台数	4 台

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 ⁻¹ ～10 ³ s ⁻¹
台数	排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

2.11.3 添付資料

添付資料 1 燃料取扱設備の設計等に関する説明書

添付資料－1－1 燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書※2

添付資料 1 2 放射線モニタリングに関する説明書※2

添付資料－1－3 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書※1

添付資料 2 構内用輸送容器の設計等に関する説明書

添付資料－2－1 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※2

添付資料 2 2 破損燃料用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※1

添付資料－2－3 構内輸送時の措置に関する説明書※2

添付資料 3 燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

添付資料－3－1 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書※3

添付資料 3 2 がれき撤去等の手順に関する説明書

添付資料－3－3 移送操作中の燃料集合体の落下※3

添付資料 4 構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－4－1 燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※2

添付資料 4 2 燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書※3

添付資料－4－3 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※3

添付資料 5 使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表※3

添付資料－6 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

添付資料 7 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバー解体について

※1、※2（第4号機を除く）及び※3（第3号機及び第4号機を除く）の説明書については、現地工事開始前までに報告を行い、確認を受けることとする

燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書

1. 4号機燃料取り扱いに関する概要

1.1 概要

燃料取扱設備は，燃料取扱機及びクレーンで構成し，新燃料及び使用済燃料を使用済燃料貯蔵プールから取り出し，燃料取り出し用カバーから搬出するまでの取り扱いを行うものである。

なお，燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

また，燃料取扱機は燃料集合体を１体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止できる設計とし，燃料集合体の構内用輸送容器への収容操作が使用済燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計とする。

さらに，燃料取扱設備は地震荷重等の適切な組み合わせを考慮しても強度上耐え得る設計とするとともに，燃料取扱機は二重のワイヤロープや種々のインターロック等を設け，クレーンの主要要素は種々の二重化を行うこと等により，移送操作中の燃料集合体の落下を防止する設計とする。

また，燃料取扱設備はその機能の健全性を確認するため，定期的に試験及び検査を行う。

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

(1) 4号機 燃料取扱機

燃料取扱機は使用済燃料貯蔵プール，キャスクピット上を走行し，ブリッジ，トロリ，燃料把握機，補助ホイストで構成されている。

トロリには運転台及び１体の燃料集合体をつかむ燃料把握機があり，燃料集合体を使用済燃料貯蔵プール内の適当な位置に移送することができる。

燃料把握機のフックは空気作動式であり，燃料集合体をつかんだ状態で空気源が喪失しても，フックが開とならないようにする機械的機構を有しているため，燃料集合体を確実に保持できる。また，燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造である。さらに燃料取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するため，燃料把握機にインターロックを設ける。

本装置は走行，横行，昇降を安全かつ確実に行うため，各装置にインターロックを設ける。

また，地震時にも転倒することがない構造であり，走行部はレールを抱え込む構造である。

なお，燃料取扱機は崩壊熱により燃料が溶融しないよう，使用済燃料を使用済燃料貯蔵プール水中で取り扱う設計とする。

(2) 4号機 クレーン

クレーンは、燃料取り出し用カバー内及びオペレーションフロア上で構内用輸送容器の移送を行うものである。

本クレーンは、地震時にも落下することがない構造であり、構内用輸送容器の移送中において駆動源が喪失しても確実に保持できる。

また重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造である。

フックは玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける。

さらに、重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

1.2. 4号機 燃料落下防止対策

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンは、以下に示す落下防止対策により燃料集合体を安全かつ確実に取り扱うことができる設計とする。

燃料集合体の落下防止対策を表1に示す。

表1 燃料集合体の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

1.3. 4号機 燃料取扱設備の未臨界性

燃料取扱機は、燃料集合体を1体ずつ取り扱う構造とすることにより、未臨界性は確保される。

また、クレーンは未臨界性について評価されている構内用輸送容器に燃料集合体を収納して取り扱う。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し機で保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

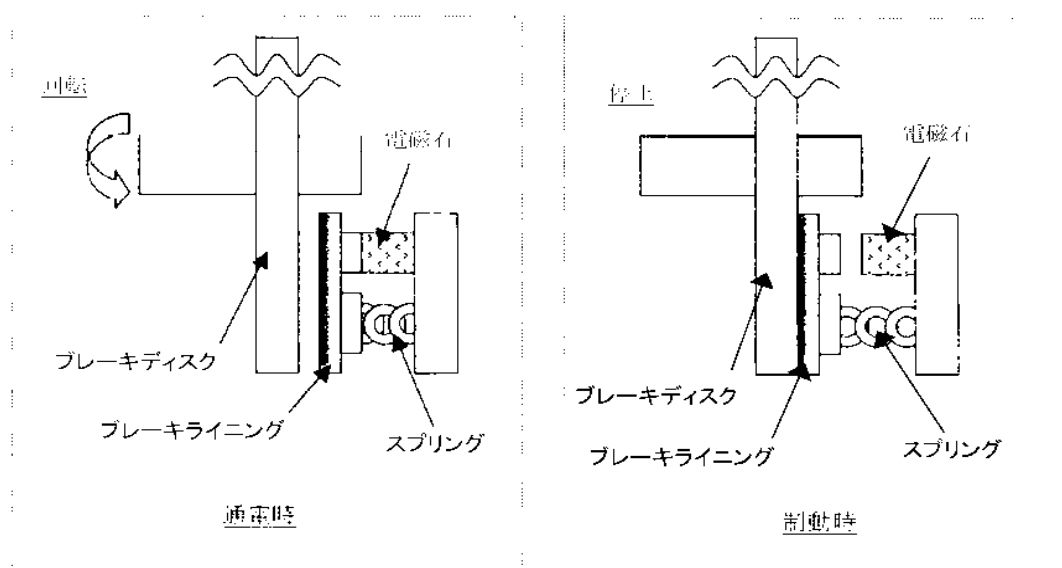
電磁ブレーキは、電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○電磁ブレーキ（電磁ディスクブレーキ）の動作原理

電磁ディスクブレーキは、スプリング力によってブレーキライニングをブレーキディスクに押しつけて電動機の回転を制動している。電動機に通電すると、電磁コイルに電流が流れ、電磁石がスプリングの力に逆らってブレーキを解放する。

電動機を停止させると、再びスプリング力によってブレーキライニングがブレーキディスクを押しつけて制動する。電磁ディスクブレーキは、ホイストの巻上装置等に使用されている。

以下に通電（回転）時と、制動時の模式図を示す。



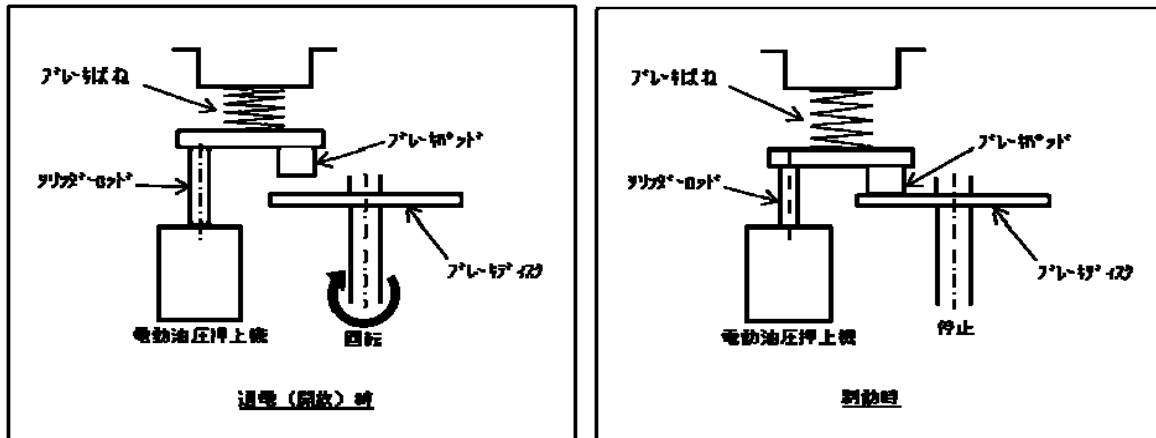
電動油圧押し機ブレーキは、電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○電動油圧押し機ブレーキ（電動油圧押し機ディスクブレーキ）の動作原理

電動油圧押し機ブレーキは、ブレーキばねの力によってブレーキパッドをブレーキディスクに押しつけて電動機の回転を制動している。巻上モータに通電すると、同時に電動油圧押し機にも通電され、内蔵モータにより油圧が発生し、シリンダーロッドを押し上げ、ブレーキばねを縮めることによりブレーキを開放する。

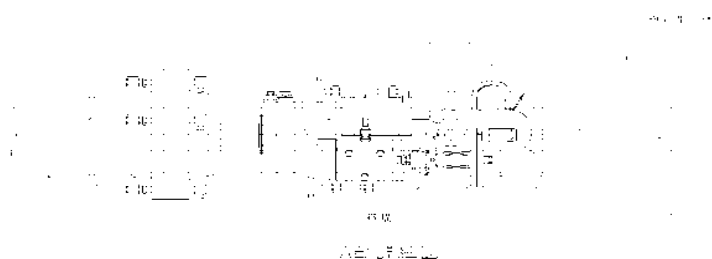
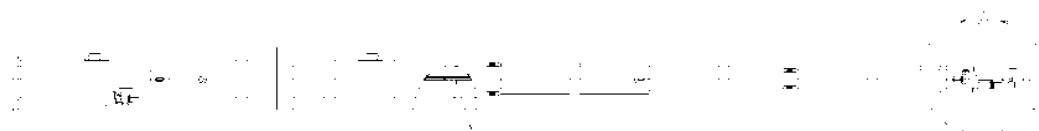
巻上モータを停止させると、電動油圧押し機も停止するため、再びブレーキばねの力によってブレーキパッドがブレーキディスクを押しつけて制動する。

以下に通電(開放)時と、制動時の模式図を示す。



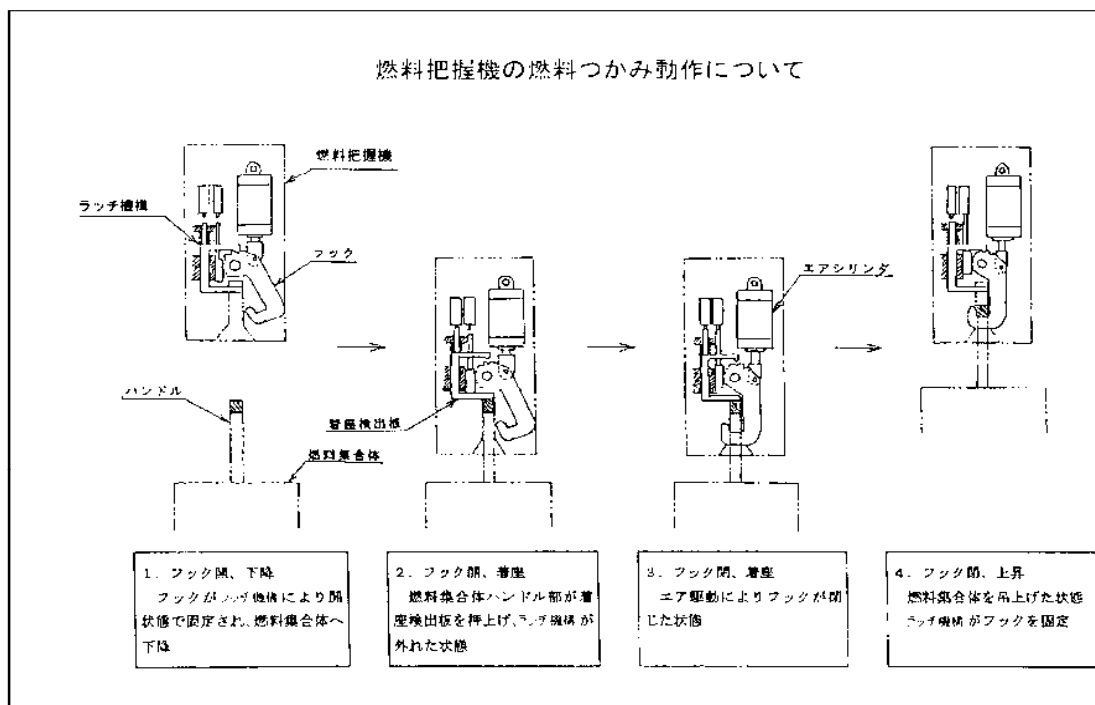
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

燃料把握機は、フックの駆動に用いる空気源が喪失しても、ラッチ機構によりフックが開かないような設計としている。



機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

燃料集合体を吊った状態においては、燃料把握機はラッチ機構により固定されフックを開くことができない。また、燃料把握時には燃料集合体ハンドル部が着座検出板を押し上げるとラッチ機構が外れる機械的インターロックを備えている。

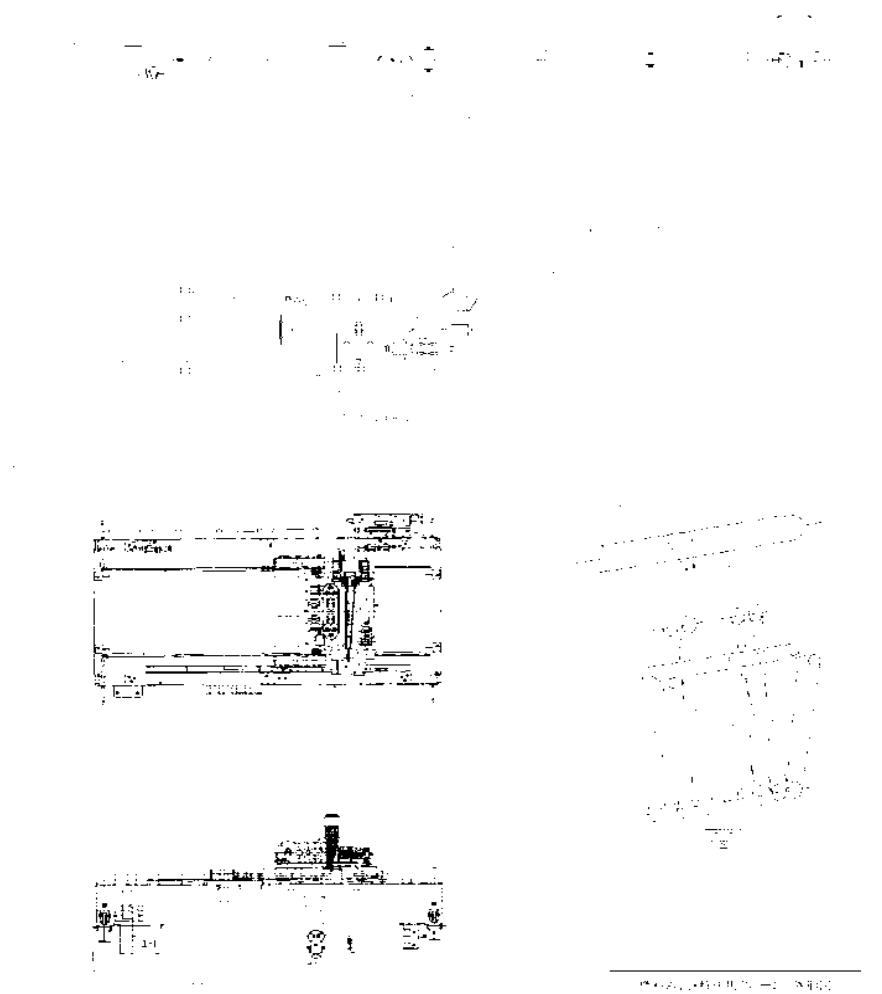


機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

燃料把握機のワイヤロープに必要以上の張力が加わらないように、必要以上の荷重を検出した場合に、燃料把握機を上昇することができないインターロックを備えている。

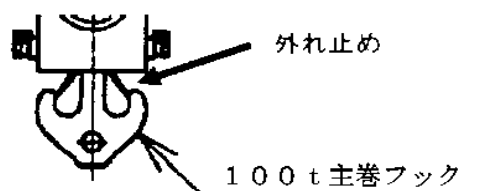
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

燃料把握機及びクレーンの主巻フックは、ワイヤロープを二重化し、万一ワイヤロープが1本切断したとしても落下を防止できる設計としている。



機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

主巻フックは、両釣形フックとし、外れ止めを有する。



2. 別添

別添 1 4号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の機能に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。

表－１ ４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（燃料取扱機）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
落下防止	機能確認		単一故障において燃料集合体を落下させないことを確認する。	動力源が喪失した場合においても燃料集合体を保持し続ける構造であること。
				動力源断時に電磁ブレーキで保持する構造であること。
				空気喪失時にフックが開かない構造であること。
				ラッチ機構により固定されフックを開くことができない構造であること。
				過荷重時に上昇を阻止すること。
遮へい	機能確認		燃料集合体取り扱い時の遮へい機能について確認する。	二重のワイヤロープで保持する構造であること。
				燃料集合体を１体ずつ取り扱う構造であること。
性能	機能確認	容量確認	容量及び所定の動作について確認する。	遮へい水深を確保した状態で取り扱えること。
				実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。
				横行、走行、巻き上げ、巻き下げが可能なこと。

表－2 4号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（クレーン）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
落下防止	機能確認		単一故障において構内用輸送容器を落下させないことを確認する。	動力源が喪失した場合においても構内用輸送容器を保持し続ける構造であること。
				動力源断時に電動油圧押し機ブレーキで保持する構造であること。
				重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過させない構造であること。
				二重のワイヤロープで保持する構造であること。
性能	機能確認	容量確認	容量及び所定の動作について確認する。	フックは外れ防止装置を有する構造であること。
				実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。
				横行、走行、巻き上げ、巻き下げが可能なこと。

放射線モニタリングに関する説明書

1. 概要

本説明書は、放射線管理用計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

2. 4号機放射線モニタリング

2.1. 4号機放射線モニタリングの基本方針

燃料取扱時及び燃料取扱時の異常な過渡変化時並びに事故時において、エリア放射線モニタは使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を連続計測する目的で設置する。その計測結果を計装監視設備の現場盤に集約し、現場盤のデータはネットワーク回線経由で免震重要棟内PCに集約し、集中監視する。

なお、エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

エリア放射線モニタは、瞬停後に自動的に停電前の状態に復帰可能とするため、制御装置はモニタ専用の無停電電源装置を設置し、制御回路は電源復帰後に自動で再起動できる対策を行う。

(1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は、使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測して、その計測結果を現場盤にて指示及び記録するとともに、免震棟で指示値を確認できるものとする。また、放射線基準設定レベルを超えた時には免震棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	半導体検出器	$10^{-3} \sim 10 \text{mSv/h}$	計測範囲内で可変	4号機 原子炉建屋 5FL. (燃料取り出し用カバーオペフロ階)	2

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

測定下限値はバックグラウンドレベルが測定でき、測定上限値は設定すべき警報動作値を包含する範囲とする。

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

警報動作値は、異常を検知する観点からバックグラウンドと有意な差を持たせると同時に、作業安全を考慮した適切な値とする。

2.2. 4号機エリア放射線モニタの構成

使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を現場盤にて指示及び記録するとともに、免震棟にて指示値を表示する。

また、演算装置にて警報設定値との比較を行い、線量当量率が警報設定値に達した場合には、免震棟内に警報音とともに一括警報及び個別警報表示を行う。

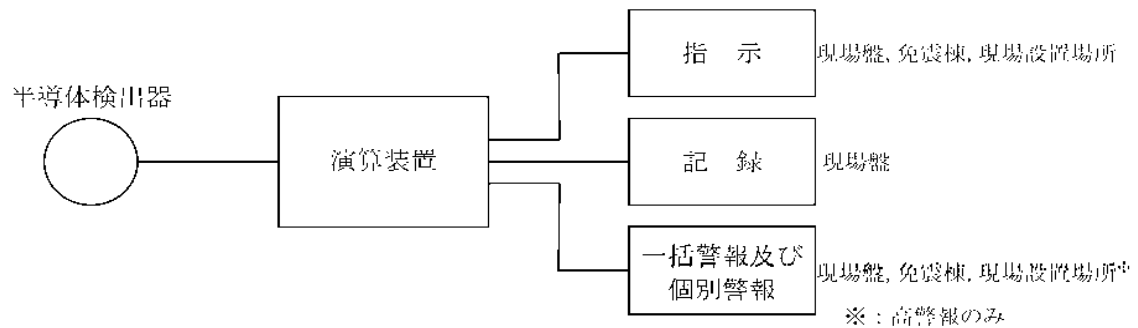


図1 4号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

2.3. 4号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタの配置

4号機使用済燃料キャスクの移動ルート（SFP 近傍／搬出入口近傍）の2箇所に設置する（図2参照）。

検出器のボトムが床から1500mmとなるよう壁または柱に設置する。

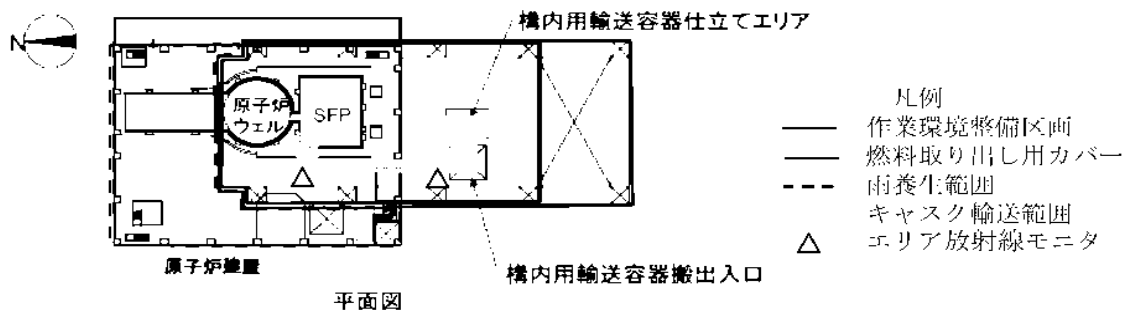


図2 4号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタ配置図

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（4号機）

1. 構内用輸送容器の概要

構内用輸送容器は、福島第一原子力発電所第4号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び新燃料（以下「燃料」という。）を共用プールへ構内輸送する際に使用する。

構内用輸送容器は、福島第一原子力発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され、これまで第3号機から第6号機の使用済燃料を共用プールへ構内輸送する際に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B型）である。

使用済燃料輸送容器（NFT-22B型）は、使用済燃料を再処理工場へ輸送するために設計された容器であり、容器の安全機能は核燃料輸送物設計承認書により確認されている。

1.1. 構内用輸送容器の構成

構内用輸送容器は、容器本体、蓋、バスケット及びトラニオンにより構成される。なお、構外輸送においては容器本体の前後に緩衝体を装着するが、構内輸送においては、作業時間を短縮して放射線業務従事者の放射線被ばくを可能な限り低減するために、緩衝体を装着しない運用とする。

構内輸送においては、従来と同様に輸送車両への構内用輸送容器の固縛、輸送車両の徐行等の措置を講じて、輸送車両からの構内用輸送容器の落下防止を図る。

1.2. 設備仕様

1.2.1. 構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1に、鳥瞰図を図1-1に示す。

表 1-1 構内用輸送容器の仕様

項 目	数 値 等
重量 (t) (燃料を含む)	約 91
全長 (m)	約 5.5
外径 (m)	約 2.1
収納体数 (体)	22 以下
基数 (基)	2

1.2.2. 燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様を表 1-2 に示す。

表 1-2 構内用輸送容器 1 基に収納可能な燃料の仕様

項目	燃料仕様
燃料の種類	7×7 燃料 (燃焼度 31,500MWd/t 以下) 8×8 燃料 (燃焼度 38,000MWd/t 以下) 新型 8×8 燃料 (燃焼度 40,000MWd/t 以下) 新型 8×8 シェルコウムライ付燃料 (燃焼度 40,000MWd/t 以下) 高燃焼度 8×8 燃料 (燃焼度 50,000MWd/t 以下) 9×9 燃料 (燃焼度 55,000MWd/t 以下)
収納体数	22 体以下
崩壊熱量	25kW 以下
放射能強度	2.04×10^{17} Bq 以下

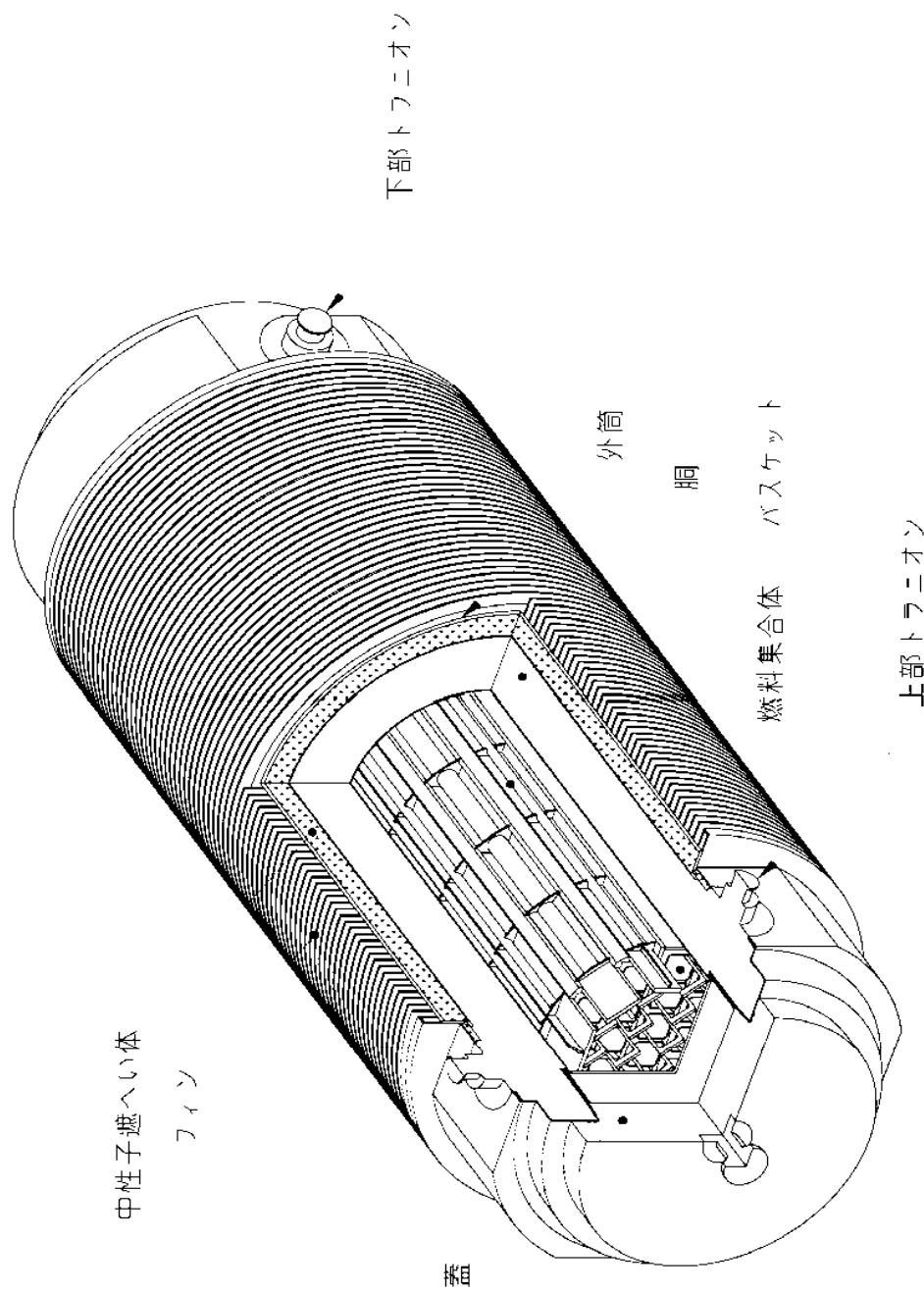


図1-1 構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

2. 評価の基本方針

2.1. 設計方針

2.1.1. 基本的安全機能

構内用輸送容器は、これまで同発電所における使用済燃料の構内輸送に使用していた使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）であり、本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱、密封、遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに、本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

2.1.2. 構内用輸送容器の安全機能について

使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）の安全機能は、以下の書類にて評価されている。既存評価は緩衝体を装着した状態を評価しているが、構内輸送では緩衝体を装着しない運用とすることから、既存評価を引用可能な項目は引用し、新規評価が必要な項目は新規評価を実施することとする。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

なお、構内用輸送容器は同発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され、以下の書類において安全機能は評価されている。しかし、4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている 9×9 燃料の輸送については評価していないことから、既存評価として引用しない。

- ・福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1～第 6 号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成 19 年 2 月 21 日申請，東京電力株式会社）

2.2. 安全設計・評価方針

表 2-1 に評価すべき各安全機能に関する既存評価内容と構内用輸送容器での安全設計・評価の方針を示す。

なお、4 号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料については、平均燃焼度が既存評価に用いた平均燃焼度を僅かに上回るものがある。表 2-2 に第 4 号機の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料の種類ごとの性状と既存評価に用いられた燃料仕様との比較を示す。これらの燃料は冷却期間が十分に長いことため崩壊熱量及び放射能強度が既存評価を超えることはなく、既存評価に包絡されている。

また、構内用輸送容器に収納する燃料の健全性については、「添付資料 1-3 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書」で説明する。

表2-1 構内用輸送容器安全評価の基本方針

項目	中間安全確保の考え方	評価対象	既存評価を引用	新評価実施	評価方針	備考
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	○	—	収納する燃料の崩壊熱量が25kW以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言えるため、既存評価を引用して評価を行う。	緩衝体がない状態では、緩衝体がある状態と比較して各部の温度は低くなる。
		構内用輸送容器	○			
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に安し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	構内用輸送容器	○	—	構造強度及び除熱機能の評価結果から、設計事象において、容器の密封部が健全性を維持することを確認する。	構造強度の評価にて密封部の構造健全性を説明する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	構内用輸送容器	—	○	線源強度は既存評価に包絡されるが、緩衝体を装着しないため、緩衝体がない状態での遮へい評価を実施する。なお、線源強度は安全側に既存評価の値を用いる。	
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	構内用輸送容器	○	—	収納する燃料の初期濃縮度が4.19wt%以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言え、既存評価においては容器配列、バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており、構内輸送での条件と比較して、十分安全側であることから、既存評価を引用して評価を行う。	
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃、熱等に対する耐え、かつ、容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は、設計、材料の選定、製作及び検査について適切と認められる規格及び基準に準拠するものとする。	構内用輸送容器	○	—	容器本体、蓋、バスケット及びトランジエンにおける設計事象の荷重条件が既存評価における荷重条件に包絡されることをもって評価条件が既存評価に包絡されることを確認した上で、既存評価を引用して評価を行う。	

表 2-2 貯蔵中の燃料仕様と既存評価の燃料仕様との比較

燃料の種類	項目	4号機貯蔵中の燃料の性状	既存評価の燃料仕様
9×9 燃料	最高燃焼度 (MWd/t)	50,600 *1	55,000
	平均燃焼度 (MWd/t)	49,700 *2	50,000
	初期濃縮度 (wt%)	約 3.8	4.19
	冷却期間 (日)	1,035 *3	820
	崩壊熱量 (kW)	19 *4	24
	放射能強度 (Bq)	1.63×10^{17} *4	2.04×10^{17}
高燃焼度 8×8 燃料	最高燃焼度 (MWd/t)	45,400 *1	50,000
	平均燃焼度 (MWd/t)	45,200 *2	44,000
	初期濃縮度 (wt%)	約 3.6	3.67
	冷却期間 (日)	2,012 *3	780
	崩壊熱量 (kW)	10 *4	22
	放射能強度 (Bq)	9.40×10^{16} *4	1.92×10^{17}
新型 8×8 シムス燃料 燃料	最高燃焼度 (MWd/t)	34,000 *1	40,000
	平均燃焼度 (MWd/t)	32,300 *2	38,000
	初期濃縮度 (wt%)	約 3.0	3.3
	冷却期間 (日)	4,884 *3	690
	崩壊熱量 (kW)	4 *4	22
	放射能強度 (Bq)	4.70×10^{16} *4	1.98×10^{17}
8×8 燃料	最高燃焼度 (MWd/t)	37,400 *1	38,000
	平均燃焼度 (MWd/t)	36,700 *5	36,000
	初期濃縮度 (wt%)	約 2.7	2.9
	冷却期間 (日)	9,890 *3	1,440
	崩壊熱量 (kW)	4 *6	11
	放射能強度 (Bq)	3.76×10^{16} *6	1.08×10^{17}

*1 最高燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最高値

*2 平均燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料のうち上位 22 体の平均値

*3 冷却期間は 2013 年 9 月 30 日における 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最短の冷却期間

*4 崩壊熱量及び放射能強度は平均燃焼度及び冷却期間から ORIGEN2 コードにより求めた容器 1 基あたり（燃料 22 体あたり）の値

*5 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため、平均燃焼度は 4 体の平均値

*6 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため、崩壊熱量及び放射能強度は平均値の 22 倍の値

3. 安全評価

3.1. 構造強度

(1) 基本的な考え方

構内用輸送容器の構造強度については、既存評価の結果を基に、構内用輸送容器の構造強度が想定すべき事象（設計事象）において設計基準に適合していることを確認する。

評価部位は、安全上重要な部位として容器本体、蓋、バスケット並びに支持機能を有するトラニオンとする。また、設計基準は、構外用輸送容器としての安全評価に用いられている基準を適用する。

(2) 設計事象の抽出

JSME S FAI-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて、構内用輸送容器の設計事象として以下を抽出した。

なお、設計事象の抽出にあたっては、図 3.1-1 に示すハンドリングフローに基づき、構内用輸送容器の取扱い及び共用プールまでの輸送において想定される起因事象に着目し、発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 3.1-1 に示す。

なお、従来と同様の構内用輸送容器の取扱いが可能となるよう、4号機は燃料取り出し用カバー及びクレーンを設置し、共用プールは震災前の状態に復旧する計画である。

1) 設計事象 I

容器本体及び蓋には、収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また、取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

バスケットには、取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

トラニオンには取扱い時の吊上げ等による応力、及び構内輸送時における固縛荷重による応力が発生する。

2) 設計事象Ⅱ

容器本体及び蓋には、輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモード No. 2）、構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモード No. 6）、構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモード No. 8）及びキャスクビットへの衝突（取扱いモード No. 9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

バスケットには、輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモード No. 2）、構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモード No. 6）、構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモード No. 8）及びキャスクビットへの衝突（取扱いモード No. 9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

トラニオンには、輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモード No. 2）及び構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモード No. 6）の加速度における荷重がかかり、応力が発生する。

3) 設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

構内用輸送容器を取扱う設備及び運用においては、クレーンワイヤの二重化、始業前の機器の点検を実施することから、ハンドリングフローから抽出される事象のうち、構内用輸送容器の安全機能を著しく損なう事象であって、一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

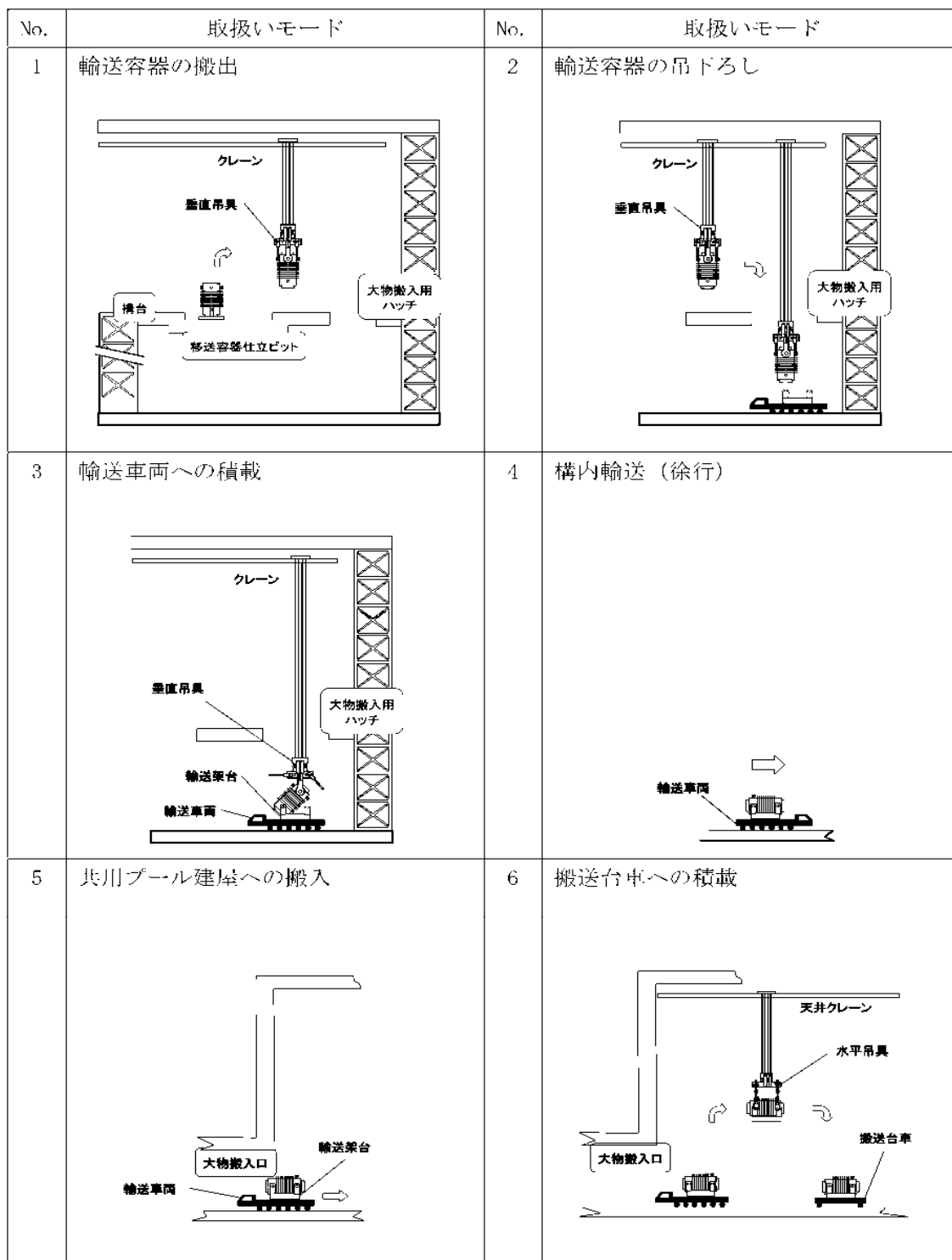


図 3.1 1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (1/2)

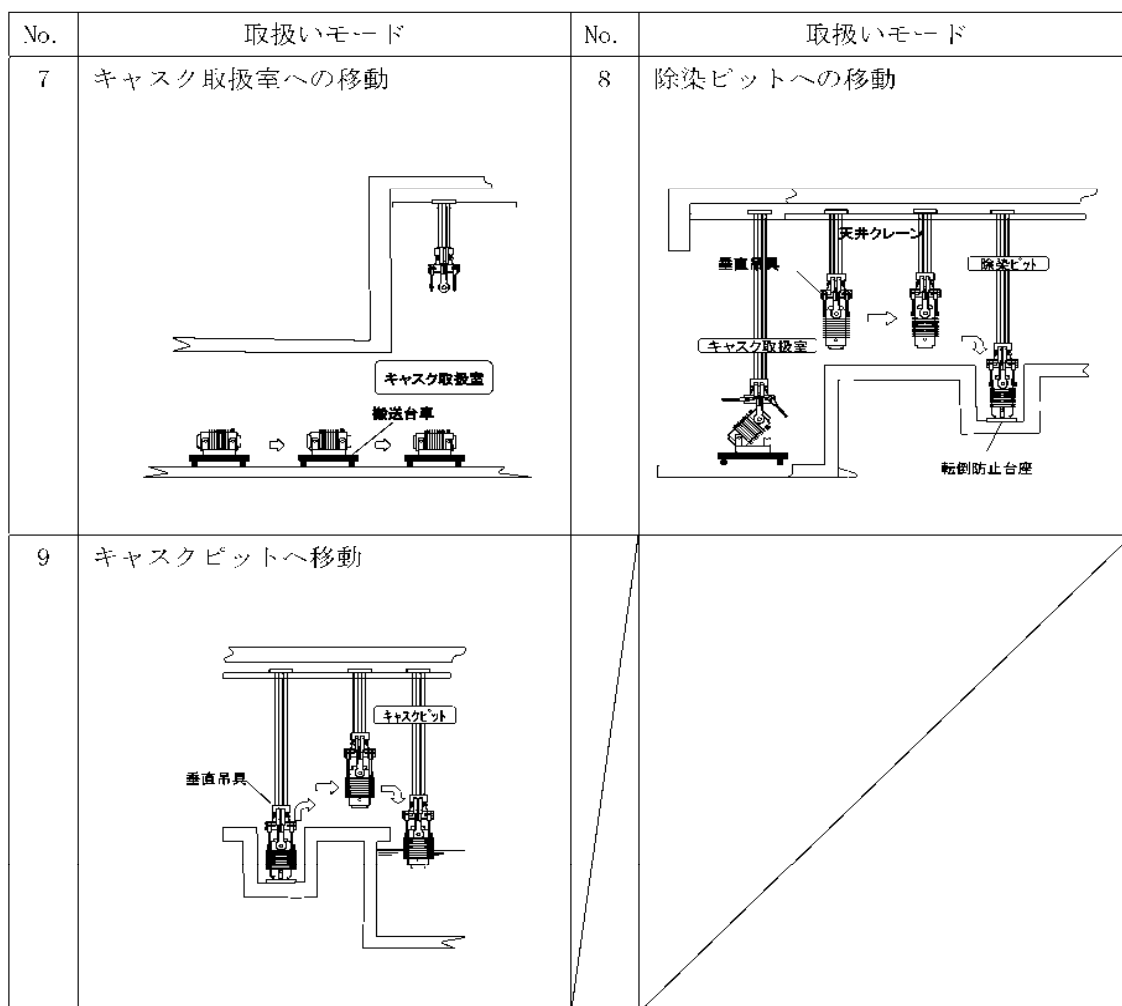


図 3.1-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (2/2)

表 3.1-1 設計事象の抽出

起出事象 (ハンミンググラフはNo.)	原因	発生の可能性	発生の有無	想定シナリオ	抽出の 要否
構内川輸送容器の落下	輸送車両取扱い時の落下 (No. 4)	構内川輸送容器は、輸送車両に複数のボルトで固定されていることを確認する。また、構内川輸送容器は輸送車両で徐行して輸送すること、輸送経路は輸送に関連する人及び車両以外の立入を制限することから、落下しない。	ノ		×
	搬送台車取扱い時の落下 (No. 7)	構内川輸送容器は、搬送台車に複数のボルトで固定されていることを確認する。また、搬送台車はルール上を走行し、走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有していることから他の構造物等へ衝突はしないため、落下しない。	ノ		×
	クレーン取扱い時の落下 (No. 1, 2, 3, 6, 8, 9)	吊具の点検、取付け不良 ワイヤロープの点検、始業前のワイヤロープ点検を行うため、構内川輸送容器は落下しない。	×		×
構内川輸送容器の衝突	クレーン移動時（走行、横行）の衝突 (No. 1, 2, 3, 6, 8, 9)	ブレーキの故障 移動前に移動経路に障害物がないことを確認し、構内川輸送容器と移動経路のぶつかわせを行い、走行及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため、構内川輸送容器は他の構造物等へ衝突しない。	×		×
	クレーン吊下時 の衝突（垂直吊り） (No. 2, 8, 9)	操作員の誤操作 クレーンの横行走行範囲に制限機能をつける。また、移動前に移動経路に障害物がないことを確認、構内川輸送容器と移動経路のぶつかわせを行うため、構内川輸送容器は他の構造物等へ衝突しない。	×		×
	クレーン吊下時 の衝突（垂直吊り） (No. 2, 8, 9)	ブレーキの故障 巻上げ装置ブレーキを二重化しているため、構内川輸送容器は輸送架台、転倒防止台座あるいはキヤスクヒットへ衝突（異常着床）しない。	×		×
	クレーン吊下時 の衝突（垂直吊り） (No. 2, 8, 9)	操作員の誤操作 吊下時の誤操作により、構内川輸送容器は巻下げ速度で輸送架台、転倒防止台座あるいはキヤスクヒットに異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/sで、構内川輸送容器が輸送架台、転倒防止台座あるいはキヤスクヒットに異常着床する場合を、設計事象として抽出。	○
	クレーン吊下時 の衝突（水平吊り） (No. 6)	ブレーキの故障 吊下時の誤操作により、輸送架台に積載された状態で構内川輸送容器は巻下げ速度で搬送台車に異常着床する可能性がある。	×	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/sで、輸送架台に積載された状態で構内川輸送容器が搬送台車に異常着床する場合を、設計事象として抽出。	○

(3) 設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について、構内用輸送容器に発生する加速度を導出し、荷重条件が既存評価条件に包絡されることを確認する。

1) 設計事象の加速度の導出

事象発生時に構内用輸送容器が有する運動エネルギーを被衝突物（輸送架台、転倒防止台座、キャスクビット床面）の弾性により吸収するとして、発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

①輸送架台への衝突（垂直姿勢：取扱いモード No. 2）

対象部位：容器本体及び蓋、バスケット、トラニオン

垂直姿勢で、構内用輸送容器の下部トラニオンが輸送架台のトラニオン受けにクレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして、（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

$$\alpha = 1 + \sqrt{1 + \frac{K \cdot V^2}{m \cdot g^2}} \quad (1)$$

ただし、 α ：衝撃加速度（G）

K：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（ 3.01×10^{10} N/m）

V：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

m：構内用輸送容器の質量（ 9.1×10^3 kg）

g：重力加速度（9.8m/s²）

発生する衝撃加速度は2.78Gとなり、余裕をみて3.0Gを評価加速度とする。

②構内用輸送容器を載せた輸送架台の搬送台車への衝突（水平姿勢：取扱いモード No. 6）

対象部位：容器本体及び蓋、バスケット、トラニオン

構内用輸送容器を載せた輸送架台を搬送台車に積載する際に、輸送架台が搬送台車に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

搬送台車を剛体として、構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして、（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし、K：輸送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（ 6.16×10^{10} N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.32Gとなり、余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

③転倒防止台座への衝突（垂直姿勢：取扱いモード No. 8）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし， K ：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（ $8.81 \times 10^4 \text{N/m}$ ）

V ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は 9.00G となり，余裕をみて 10.0G を評価加速度とする。

④キャスクビット床面への衝突（垂直姿勢：取扱いモード No. 9）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器がキャスクビット床面に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーをキャスクビット床面のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし， K ：キャスクビット床面のバネ定数（ $5.43 \times 10^4 \text{N/m}$ ）

V ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は 3.21G となり，余裕をみて 4.0G を評価加速度とする。

2) 評価結果

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件と既存評価の荷重条件の比較を表 3.1-2～表 3.1-4 に示す。なお、構内用輸送容器の設計事象及び荷重条件については、抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表 3.1-2～表 3.1-4 に示すとおり、設計事象における「容器本体及び蓋」、「バスケット」及び「トラニオン」に作用する荷重条件は既存評価の荷重条件に包絡されており、評価条件は既存評価に包絡される。

表 3.1-2 荷重条件の比較（容器本体及び蓋）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計 事象	代表事象	包絡される 事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	—	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向*1：2.0G 下方向*1：3.0G （白重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 頭部 垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：52.4G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 水平落 下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.6G 熱荷重
	容器の吊上げ 吊下げ，移動	—	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向*2：3.0G （白重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重
Ⅱ	輸送架台の搬 送台車への衝 突 （取扱いモー ド No. 6）	—	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 輸送架台の搬送台車 への衝突時荷重 下方向*1：4.0G （白重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 水平落 下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.6G 熱荷重
	転倒防止台座 への衝突 （取扱いモー ド No. 8）	輸送架台への トラニオン衝 突 （取扱いモー ド No. 2） キャスクピッ トへの衝突 （取扱いモー ド No. 9）	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 転倒防止台座への 衝突時荷重 下方向*2：10.0G （白重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-3 荷重条件の比較（バスケット）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計 事象	代表事象	包絡される 事象	荷重条件	事象	荷重条件
I	構内輸送時	—	構内輸送時荷重 上方向*1：2.0G 下方向*1：3.0G （白重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G	特別の試験条件 9m 頭部垂直落下	落下時荷重： 89.3G
	容器の吊上げ 吊下げ，移動	—	吊上げ荷重 下方向*2：3.0G （白重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重： 95.5G
II	輸送架台の 搬送台車への 衝突 （取扱いモード No. 6）	—	輸送架台の搬送台車 への衝突時荷重 下方向*1：4.0G （白重を考慮）	特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重： 98.8G
	転倒防止台座 への衝突 （取扱いモード No. 8）	輸送架台への トラニオン衝突 （取扱いモード No. 2） キャスクビット への衝突 （取扱いモード No. 9）	転倒防止台座への 衝突時荷重 下方向*2：10.0G （白重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重： 95.5G

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-4 荷重条件の比較（トラニオン）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
I	構内輸送時	—	構内輸送時荷重 上方向*1：2.0G 下方向*1：3.0G （白重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G	通常の輸送条件 （固縛装置）	構内輸送時荷重 上方向*1：2.0G 下方向*1：3.0G （白重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
	容器の吊上げ 吊下げ，移動		吊上げ荷重 下方向*2：3.0G （白重を考慮）	通常の輸送条件 （吊上装置）	吊上げ荷重 下方向*2：3.0G （白重を考慮）
II	輸送架台への トラニオン衝突 （取扱いモード No. 2）	輸送架台の搬送 台車への衝突 （取扱いモード No. 6）*3	輸送架台へのトラニオン 衝突時荷重 下方向*2：3.0G （白重を考慮）	通常の輸送条件 （吊上装置）	吊上げ荷重 下方向*2：3.0G （白重を考慮）

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

*3 輸送架台への衝突（取扱いモード No. 2）は垂直姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は2本であるのに対して、輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモード No. 6）では水平姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は4本である。このため、構内用輸送容器への荷重は取扱いモード No. 6の方が大きいものの、トラニオンあたりに作用する荷重は取扱いモード No. 2の方が大きくなる。以上から、設計事象としては取扱いモード No. 2が採用される。

(4) 設計基準

既存評価に用いられている設計基準を表 3.1-5 に示す。

表 3.1-5 設計基準

評価条件等	評価部位	設計基準	設計基準の考え方
一般の試験条件	容器本体（胴） 容器本体（底板） 蓋	<p>・発生応力を分類し、各応力強さが以下の基準値以下であること。</p> $P_m \leq S_m$ $P_L \leq 1.5 S_m$ $P_L + P_b \leq 1.5 S_m$ $P_L \cdot P_b \cdot Q \leq 3 S_m$ <p>ここで、P_m：一次一般膜応力強さ P_L：一次局部膜応力強さ P_b：一次曲げ応力強さ Q：二次応力強さ S_m：設計・建設規格付録 材料図表 Part 5 表 1 に示される設計 応力強さ</p>	旧通産省告示第 501号による
	蓋ボルト	<p>・以下の基準値以下であること。</p> $\sigma_m \leq 2 S_m$ $\sigma_m + \sigma_b \leq 3 S_m$ <p>ここで、σ_m：平均引張応力 σ_b：曲げ応力 S_m：設計・建設規格付録 材料図表 Part 5 表 2 に示される設計応力強さ</p>	
特別の試験条件	バスケット	<p>・膜応力強さが降伏応力、（膜＋曲げ） 応力強さが降伏応力の1.5倍以下であること。</p>	臨界評価上影響のある塑性変形が生じない
通常の輸送条件	トラニオン	<p>・応力強さが降伏応力以下であること。 ここで、応力強さとは主応力の差の絶対値をいう。</p>	旧科技庁 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第2版）による

(5) 評価条件及び評価方法

既存評価の評価条件及び評価方法の内容を以下に示す。

1) 容器本体（胴）、容器本体（底板）、蓋及び蓋ボルト

構内用輸送容器の容器本体及び蓋部の構造強度評価は、想定される圧力荷重、機械的荷重、熱荷重を基に、容器の実形状をモデル化し、構造解析コードABAQUS を用いて容器本体（胴）、容器本体（底板）、蓋及び蓋ボルトの応力評価を行う。

主な構造部材の応力評価箇所を図 3.1-2 に示す。荷重条件は表 3.1-2 に示したとおりである。

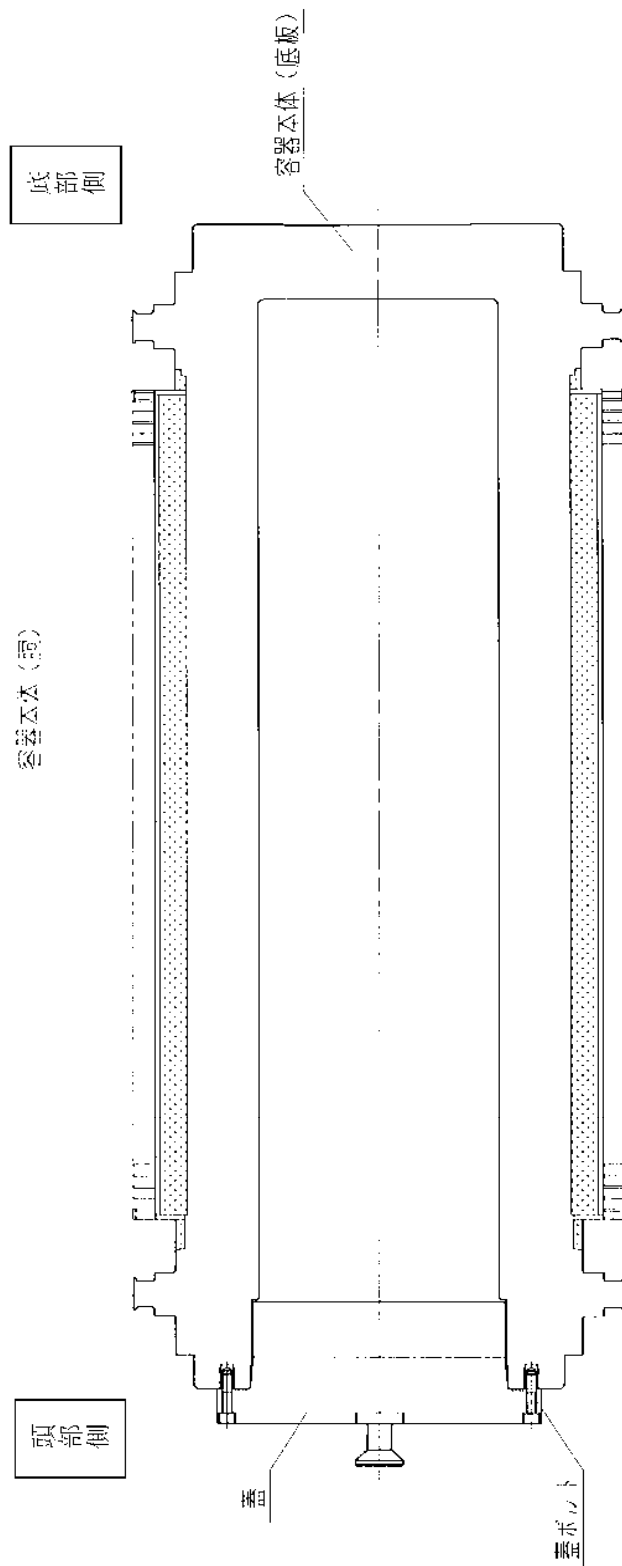


図 3. 1-2 容器本体 (胴)、容器本体 (底板)、蓋及び蓋ボルトの応力評価箇所

2) バスケット

バスケットの構造強度評価は、想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。頭部垂直落下時及び底部垂直落下時には上下部のスパーサに慣性力による圧縮応力が生じる。また、水平落下時に、チャンネルの横板には、慣性力により曲げ応力が生じ、チャンネルの縦板には圧縮応力が生じる。これらの応力評価箇所を図 3.1-3 に示す。荷重条件は表 3.1-3 に示したとおりである。

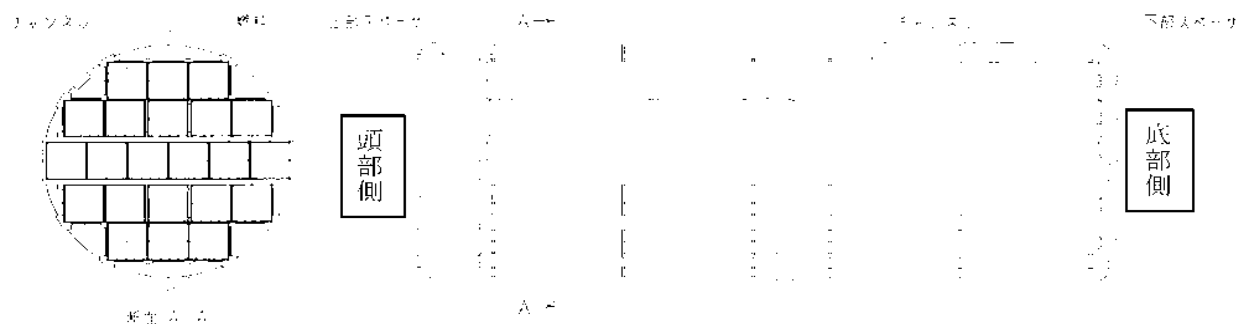


図 3.1-3 バスケットの応力評価箇所

3) トラニオン

トラニオンの構造強度評価は、吊上げ時及び固縛時に想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。吊上げ時及び固縛時のトラニオンへの荷重点を図 3.1-4 に示す。荷重条件は表 3.1-4 に示したとおりである。

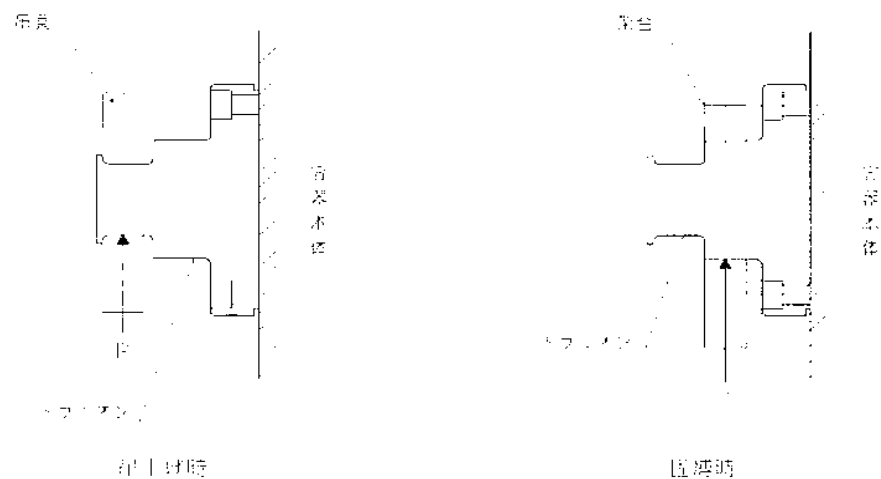


図3.1-4 トラニオンへの荷重点

(6) 評価結果

評価結果を表3.1-6～表3.1-8に示す。いずれも、解析基準値に対して十分に余裕がある。
このため、構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

表3.1-6 容器本体及び蓋の構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
容器本体 (胴)	炭素鋼	頭部 垂直落下	一次応力(Pm)	Sm	124	15.7
			一次応力(PL)	1.5 Sm	185	25.9
			(一次+二次)応力	3 Sm	371	66.6
		底部 垂直落下	一次応力(Pm)	Sm	124	16.9
			一次応力(PL)	1.5 Sm	185	35.8
			(一次+二次)応力	3 Sm	371	39.3
		水平落下	一次応力(Pm)	Sm	124	31.1
			一次応力(PL)	1.5 Sm	185	89.5
			(一次+二次)応力	3 Sm	371	133
容器本体 (底板)	炭素鋼	頭部 垂直落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	187	2.90
			(一次+二次)応力	3 Sm	373	11.8
		底部 垂直落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	187	39.2
			(一次+二次)応力	3 Sm	373	43.6
		水平落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	187	25.6
			(一次+二次)応力	3 Sm	373	66.0
蓋	ステンレス鋼	頭部 垂直落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	206	67.4
			(一次+二次)応力	3 Sm	411	105
		底部 垂直落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	206	2.56
			(一次+二次)応力	3 Sm	411	16.0
		水平落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	206	21.4
			(一次+二次)応力	3 Sm	411	89.8
蓋ボルト	ニッケルクロムモリブデン鋼	頭部 垂直落下	平均引張応力	2 Sm	562	74.3
			平均引張応力+曲げ応力	3 Sm	844	126
		底部 垂直落下	平均引張応力	2 Sm	562	127
			平均引張応力+曲げ応力	3 Sm	844	214
		水平落下	平均引張応力	2 Sm	562	135
			平均引張応力+曲げ応力	3 Sm	844	357

*1 日通産省告示第501号による

*2 設計・建設規格より引用

表 3.1-7 バスケットの構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
バスケット 上部スペーサ	ステンレ ス鋼	頭部 垂直落下	膜応力	Sy	158 *2	127
バスケット 下部スペーサ	ステンレ ス鋼	底部 垂直落下	膜応力	Sy	158 *2	109
バスケット チャンネル	ボロン入 りステン レス鋼	水平落下	(膜＋曲げ)応力	1.5 σ_y	356 *3	290
			膜応力	σ_y	237 *3	59.9

*1 臨界評価に影響のある塑性変形が生じない

*2 設計・建設規格より引用

*3 既存評価の材料試験データ

表 3.1-8 トラニオンの構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
トラニオン	析出硬 化型ス テンレ ス鋼	吊上げ	(膜＋曲げ)応力	Sy	650	444
		固縛	(膜＋曲げ)応力	Sy	650	175

*1 日科技庁「核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第2版）」による

*2 設計・建設規格より引用

構造強度計算に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt, Karlsson&Sorensen, Inc. (HKS 社) で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり、輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

(2) 機能

ABAQUS コードは、応力解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常、非定常の弾性、弾塑性のいずれの解も得ることができる。
- ② 材料特性として時間依存、歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。
- ③ モデルの形状は一次元～三次元、又は連続体についても取り扱うことができる。
- ④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
- ⑤ 荷重条件として集中荷重、分布荷重、モーメント、加速度力（慣性力）、圧力、遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また、これらの条件の時間依存、線形変化に対しても対応可能である。

(3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.1-5 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは、これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

(5) 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

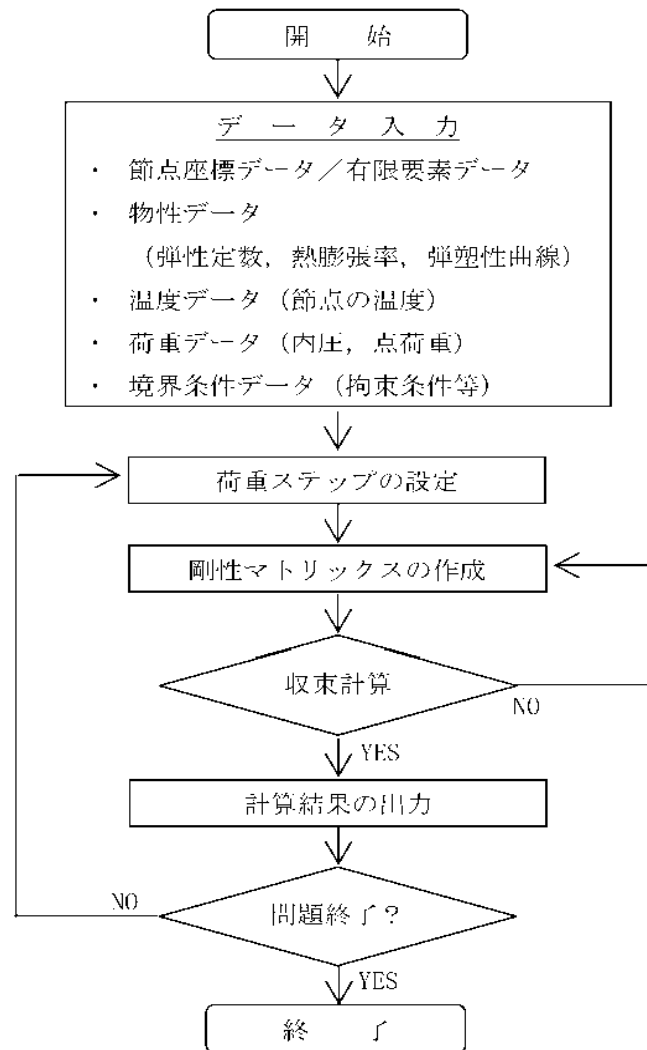


図 3.1-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

3.2. 除熱機能

(1) 基本的な考え方

除熱設計にあたっては、燃料の健全性及び構内用輸送容器の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう、以下のとおり設計する。

- a. 収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は、胴内に充填した水及び空気の自然対流及び伝導により容器本体胴に伝わる。
- b. 容器本体胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝わる。
- c. 外筒に伝えられた熱は外筒及び外筒に設置したフィンにより大気に放散する。

除熱機能の評価においては、収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し、環境条件には構外用輸送容器としての安全評価に用いられている条件を用い、自然冷却により冷却されるものとして各部の温度を求め、各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

構内輸送では緩衝体を装着しない運用とするが、除熱設計において緩衝体は断熱の効果を有していることから、緩衝体を装着しない運用は除熱性能が向上し、容器本体の温度は既存評価における各部温度に比べて低くなる。また、表 2-2 に示したように、構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されており、既存評価に比べて使用済燃料の崩壊熱量は十分低いものとなっている。このため、評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 設計基準

対象部位	材質	設計基準	設計基準 温度 (°C)	備考
構内用 輸送容器	レジン	使用可能温度	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	使用可能温度	300	Oリング
	炭素鋼	構造強度が確保される制限 温度	375	胴
	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限 温度	425	蓋
	ボロン入り ステンレス鋼	構造強度が確保される制限 温度	200	バスケット
燃料 被覆管	ジルカロイ 2	照射硬化回復現象により燃料 被覆管の機械的特性が著 しく低下しない温度及び水 素化物の再配向による被覆 管の機械的特性の低下が生 じない温度以下となる温度 *1、*2	200	8×8 燃料
			300	新型 8×8 ジルコリウム合金燃料, 高燃焼度 8×8 燃料, 9×9 燃料

*1 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書)(06 基研
報-0006, 独立行政法人原子力安全基盤機構)

*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書)(07 基研報-0004,
独立行政法人原子力安全基盤機構)

(3) 燃料仕様

既存評価では最大崩壊熱量（25kW）で評価を実施しており、本構内輸送で収納を予定している燃料の崩壊熱量（最大 19kW）を包絡している。

(4) 評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

構内用輸送容器の除熱評価は以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

a. 半径方向輪切り軸方向フィン半ピッチモデル

（以下「輪切り半ピッチモデル」という。）

b. 軸方向二次元軸対称全体モデル

（以下「全体モデル」という。）

輪切り半ピッチモデル形状図を図 3.2-1 に、全体モデル形状図を図 3.2-2 に示す。

また、評価条件を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2 評価条件

項目		評価条件
収納体数	(体)	22
崩壊熱量	(kW)	25
周囲温度	(℃)	38
太陽熱放射 (W/m ²)	垂直に輸送される表面及び水平に輸送されない下向きの表面	200
	その他の表面（曲面）	400

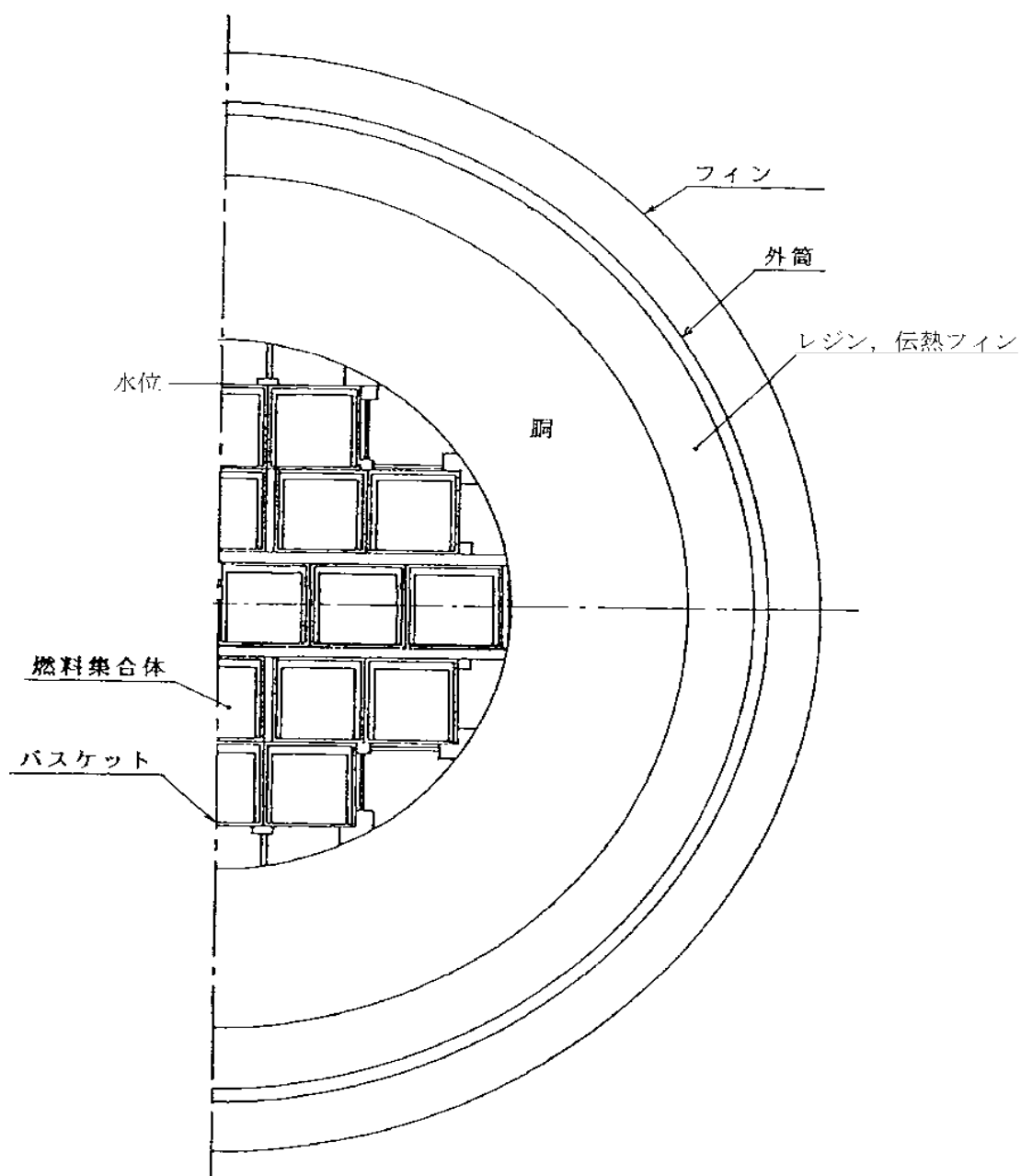
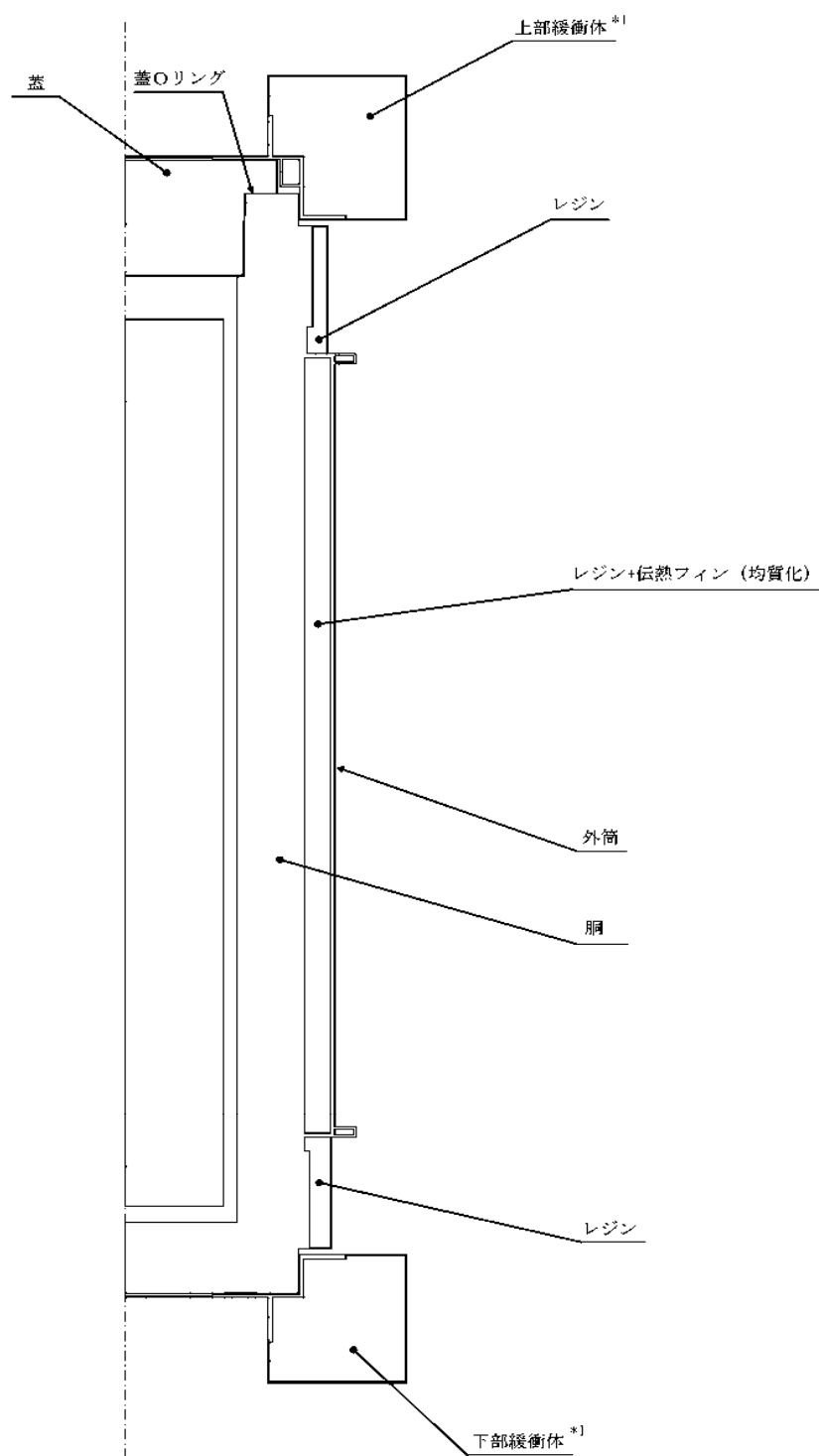


図 3.2-1 輪切り半ピッチモデル形状図



*1 構内輸送では、上部緩衝体及び下部緩衝体は装着しない。

図 3. 2-2 全体モデル形状図

(5) 評価方法

軸方向を断熱とした輪切り半ピッチモデルで構内用輸送容器中央部断面の各部温度を評価する。輪切り半ピッチモデルで評価できない部位については、軸方向の温度分布が求められる全体モデルで評価する。

解析には ABAQUS コードを用いる。

(6) 評価結果

評価結果を表 3.2-3 に示す。本表に示すとおり、構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており、熱的健全性は維持される。

また、燃料被覆管の温度は 134℃であり、水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており、燃料の健全性は維持される。

表 3.2-3 評価結果（各部温度）

対象部位	材質	評価結果 (℃)	設計基準 温度 (℃)	備考
構内用 輸送容器	レジン	112	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	115	300	Oリング
	炭素鋼	127	375	胴
	ステンレス鋼	119	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	132	200	バスケット
燃料 被覆管	ジルカロイ 2	134	200	8×8 燃料
			300	新型 8×8 ジルカロイ燃料、 高燃焼度 8×8 燃料、 9×9 燃料

除熱解析に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

ABAQUS コードは、米国 Hibbit, Karlsson & Sorensen, Inc. (HKS 社) で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり、輸送容器の伝熱解析などに広く利用されている。

(2) 機能

ABAQUS コードは、伝熱解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常、非定常のいずれの解も得ることができる。
- ② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
- ③ 初期条件 (温度) は要素ごとに変化させることができ、計算ステップの自動決定も可能である。
- ④ 境界条件として、時間に依存する熱流束、温度、伝導、対流及び放射が考慮できる。
- ⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

(3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.2-3 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは、多くの伝熱解析に使用された実績がある。

(5) 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し、本コードの妥当性が検証されている^{*1}。

^{*1} 白川秀次、五味義雄、尾崎幸男、尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立—キャスクの伝熱特性評価—」、
原子力研究所報告書, T92038, (1993)

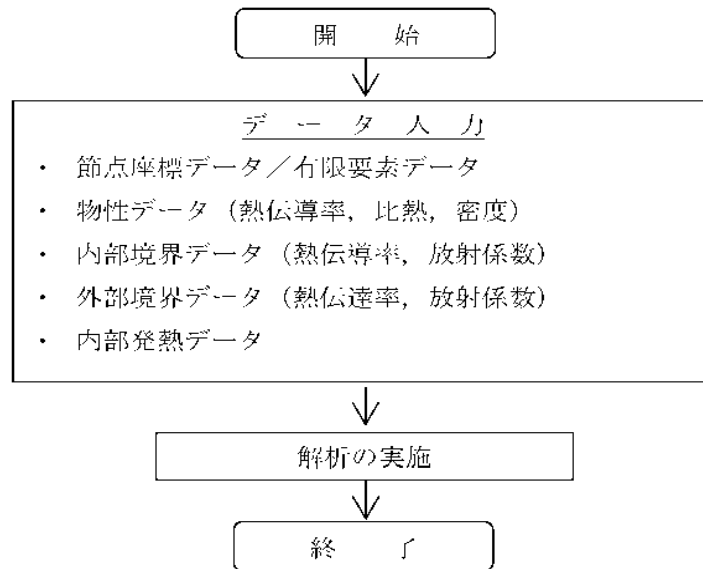


図 3.2-3 ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の 1 点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり、輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射エネルギー等が求められる。
- ② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し、中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており、任意に選択できる。
- ③ 計算結果は、放射化生成物、アクチニド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と（ α ， n ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.2-4 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは、輸送容器、核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている*1。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証*2 が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL, “ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”, CCC 371

*2 (社)日本原子力学会 “原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

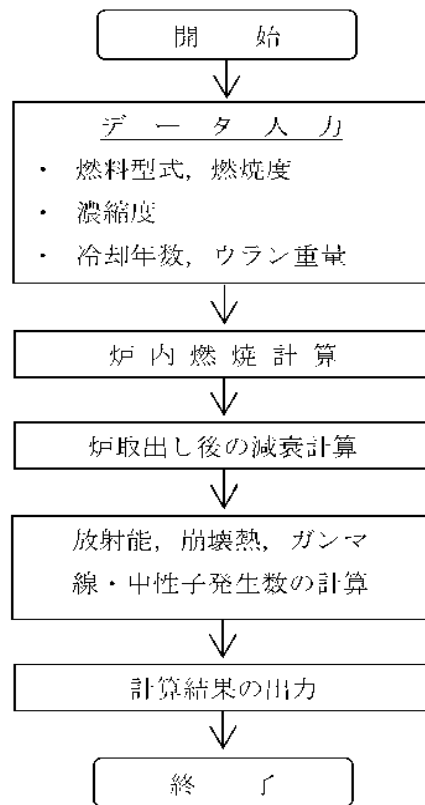


図 3.2-4 ORIGEN2 コードの計算フロー図

3.3. 密封機能

(1) 基本的な考え方

構内用輸送容器の密封装置は容器本体及び蓋より構成される密封容器とこれに付属するバルブから構成される。容器本体と蓋の間、及びバルブのガスケットにはＯリングが使用されている。構内用輸送容器の密封境界を図 3.3-1 に示す。

密封機能の評価にあたっては、構造強度評価及び除熱機能評価の結果から、構内用輸送容器の密封性能が維持されることを確認する。

(2) 評価結果

3.1 項に示したとおり、構造強度評価から蓋、蓋ボルト、胴及び底板は構内輸送における荷重条件に対して十分な強度を有しており、密封装置の構造健全性に問題がないことが確認されている。

また、3.2 項に示したとおり、除熱機能評価から構内輸送時のＯリングの温度は 115℃以下であり、設計基準温度である 300℃を大きく下回ることから、熱的健全性に問題ないことが確認されている。

以上から、構内用輸送容器の密封性能は維持される。

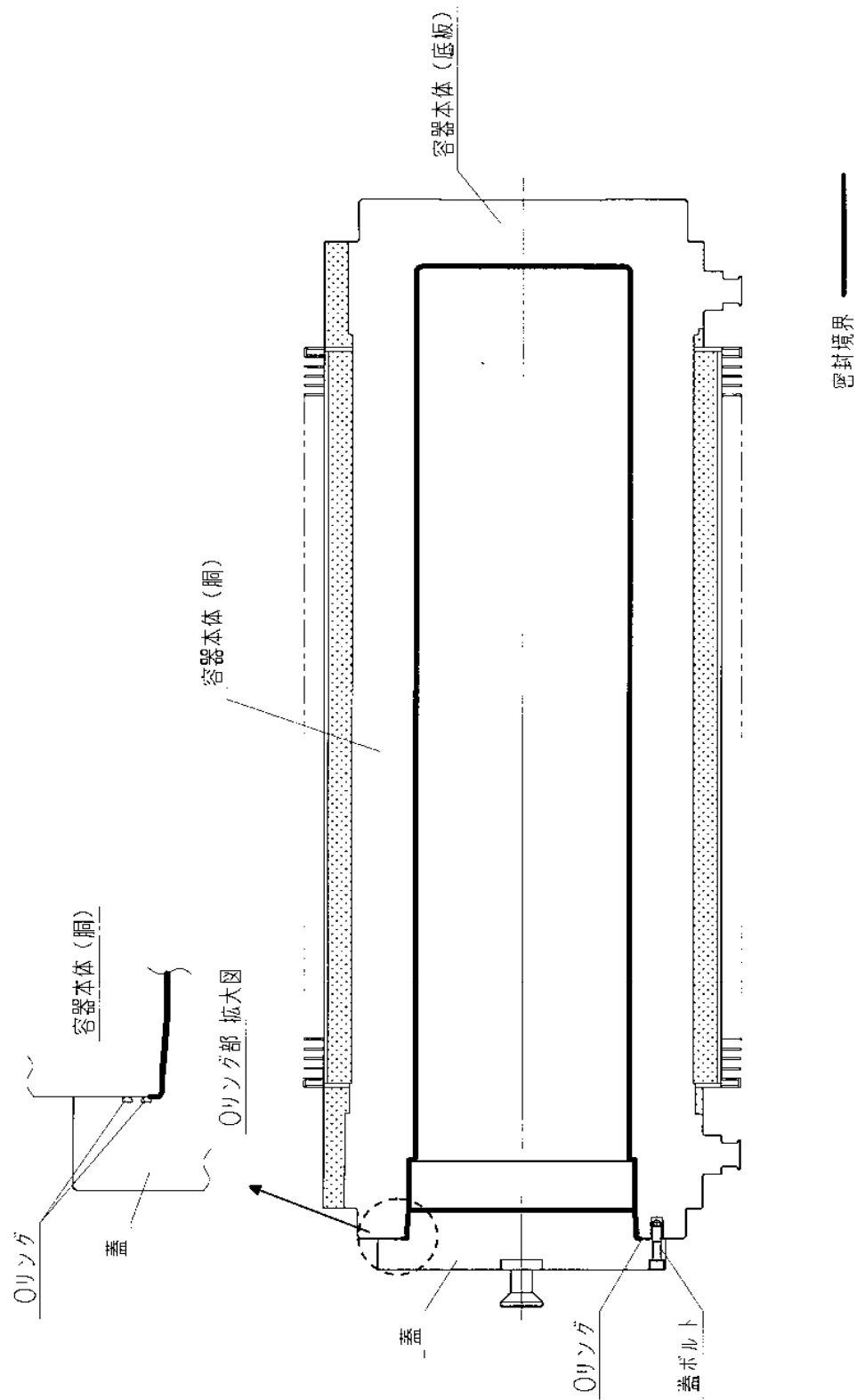


図 3.3-1 密封境界

3.4. 遮へい機能

(1) 基本的な考え方

遮へい設計にあたっては、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

- a. 構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。
- b. 主要なガンマ線遮へい材は、胴、底板及び外筒の炭素鋼と蓋のステンレス鋼である。
- c. 主要な中性子遮へい材は、胴内水及び胴と外筒間のレジンである。

遮へい機能の評価においては、収納する使用済燃料の線源強度を考慮し、構外用輸送容器としての安全評価に用いられている評価手法を用い、構内用輸送容器表面及び表面から 1 m における線量当量率が制限値を超えないことを評価する。

なお、表 2-2 に示したように、構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されるが、構内輸送では緩衝体がない状態で運用することから、再評価を実施する。ただし、緩衝体がない解析モデルである事以外は既存評価と同じとし、既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表 3.4-1 に示す。

表 3.4-1 設計基準

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

	設計基準
構内用輸送容器 表面	2000 以下
構内用輸送容器 表面から 1 m	100 以下

(3) 評価条件

1) 遮へい厚さ

構内用輸送容器の遮へい厚さを表 3.4-2 に示す。

表 3.4-2 遮へい厚さ

(単位：mm)

	炭素鋼	ステンレス鋼	レジン
側部 方向	307	—	115
頭部軸方向		305	
底部軸方向	338	—	—

2) 線源条件

表 2-2 に示すように、構内輸送においては 9×9 燃料を収納する場合は、最も放射能強度が大きく、遮へい上厳しい線源条件となる。なお、遮へい機能の評価においては、既存評価の燃料の線源条件で評価する。

構内用輸送容器の収納物の線源条件を表 3.4-3 に示す。

表 3.4-3 線源条件

項目	線源条件
平均燃焼度 (MWd/t)	50,000
冷却期間 (日)	820
収納体数 (体)	22
放射能強度 (Bq)	2.04×10^{13}

3) 線源強度及びエネルギー

a. ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 3.4-4 に示す。また、構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。構造材の放射化によるガンマ線源強度を表 3.4-5 に示す。

$$A = N_0 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot T_1)\} \cdot \exp(-\lambda \cdot T_2)$$

ここで、A：放射化核種 (^{60}Co) の放射能(Bq)

N_0 ：ターゲット核種 (^{59}Co) の個数(atoms)

σ ：2200m/s の中性子による (^{59}Co) の(n, γ)反応断面積(cm^2)

ϕ ：炉内照射熱中性子束($\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)

λ ： ^{60}Co の崩壊定数 (/日)

T_1 ：照射期間 (日)

T_2 ：冷却期間 (日)

表3.4-4 ガンマ線源強度

(輸送容器 1 基あたり)

エネルギー 群 数	平均エネルギー (MeV)	線源強度 (photons/s)
1	0.01	5.449×10^{16}
2	0.025	1.247×10^{16}
3	0.0375	1.258×10^{16}
4	0.0575	1.118×10^{16}
5	0.085	7.725×10^{15}
6	0.125	8.303×10^{15}
7	0.225	6.758×10^{15}
8	0.375	3.839×10^{15}
9	0.575	6.581×10^{16}
10	0.85	2.387×10^{16}
11	1.25	3.830×10^{15}
12	1.75	2.132×10^{14}
13	2.25	1.937×10^{14}
14	2.75	5.750×10^{12}
15	3.5	7.341×10^{11}
16	5.0	5.153×10^8
17	7.0	5.943×10^7
18	9.5	6.828×10^6
合 計		2.113×10^{17}

表 3.4-5 構造物の放射化によるガンマ線源強度

(輸送容器 1 基あたり)

	^{60}Co 線源強度 (Bq)
ハンドル部	3.52×10^{12}
上部グリッド部	4.70×10^{13}
上部プレナム部	2.62×10^{14}
下部タイプレート部	9.59×10^{13}

b. 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 3.4-6 に示す。また、評価に用いる中性子エネルギースペクトルを表 3.4-7 に示す。

表 3.4-6 中性子線源強度 (輸送容器 1 基あたり)

		中性子線源強度 (n/s)
1 次中性子源	自発核分裂によるもの	1.177×10^{10}
	(α , n) 反応によるもの	1.489×10^8
	合計	1.192×10^{10}
増倍効果を考慮した全中性子線源強度		2.785×10^{10}

表 3.4-7 中性子線源スペクトル

エネルギー群数	上限エネルギー (eV)	スペクトル
1	1.492×10^7	5.72×10^{-1}
2	1.220×10^7	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^7	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^6	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^6	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^6	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^6	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^6	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^6	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^6	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^6	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^6	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^5	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^5	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^8	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^{22}	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^{22}	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^1	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^1	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^0	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^0	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-1}	1.20×10^{-10}

(4) 評価方法

遮へい計算は、ガンマ線、中性子共に DOT3.5 コードを用いて計算し、構内用輸送容器表面及び表面から 1 m の線量当量率を求める。

遮へい解析モデルを図 3.4-1～図 3.4-3 に示す。解析モデルは、構内用輸送容器の実形状を考慮した上で、構内用輸送容器の底部トラニオン周辺について中性子遮へい材の遮へい厚さが水位方向とトラニオン方向で異なることから、頭部方向、底部水位方向及び底部トラニオン方向に分けてモデル化する。

ライブラリとしては、DLC-23/CASK データを用い、線量当量率への変換は ICRP Publ. 74 に従う。

解析モデルでは既存評価と同様に以下の条件を考慮する。

- ・ 胴内での燃料の軸方向の移動を考慮し、安全側に頭部方向評価モデルでは蓋方向に、底部方向評価モデルでは底方向に移動したモデルとする。
- ・ 胴内水温度は、収納物の崩壊熱量 25kW における水温（127℃）より高い 150℃ に設定する。
- ・ 胴内水位は、安全側に水の膨張を考慮しない場合の水位とする。
- ・ バスケットの最外周部は、遮へい体として考慮し、他の部分については、水没部は燃料領域に均質化し、非水没部はボイドに置換え、均質化領域から除外する。
- ・ フィンは、空気に置換え、脚離のみ考慮する。
- ・ チャンネルボックスはボイドに置換え、均質化領域から除外する。
- ・ 各部寸法はすべてノミナル値とし、公差は密度係数として考慮する。

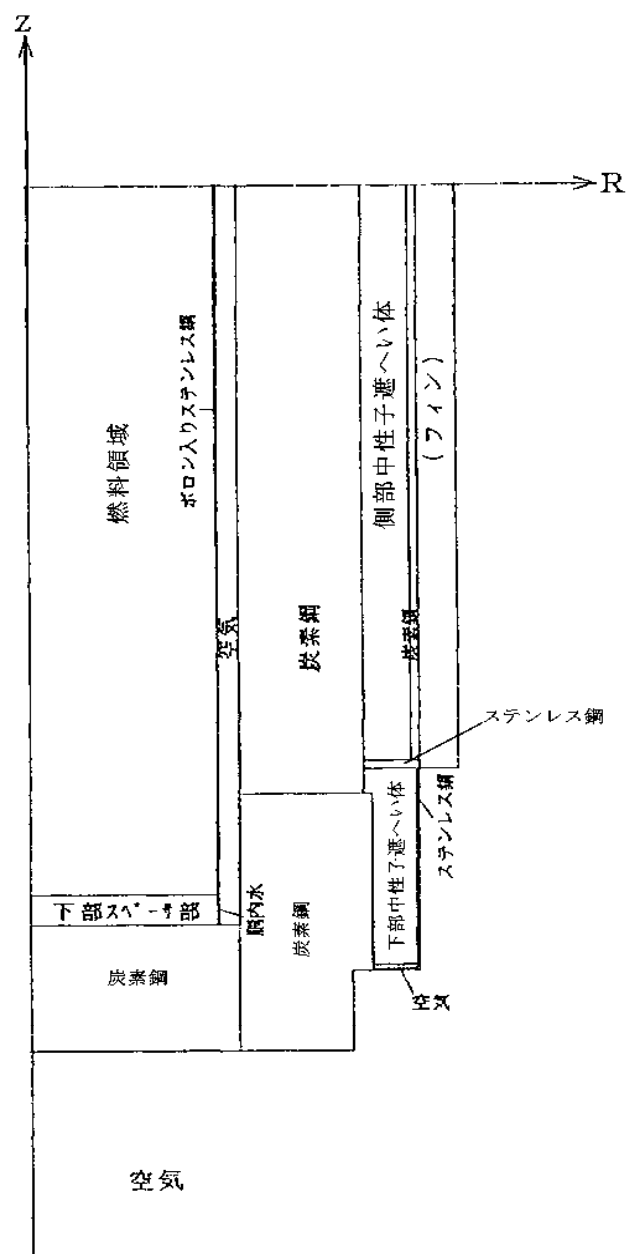


図 3.4-2 遮へい解析モデル（底部水位方向）

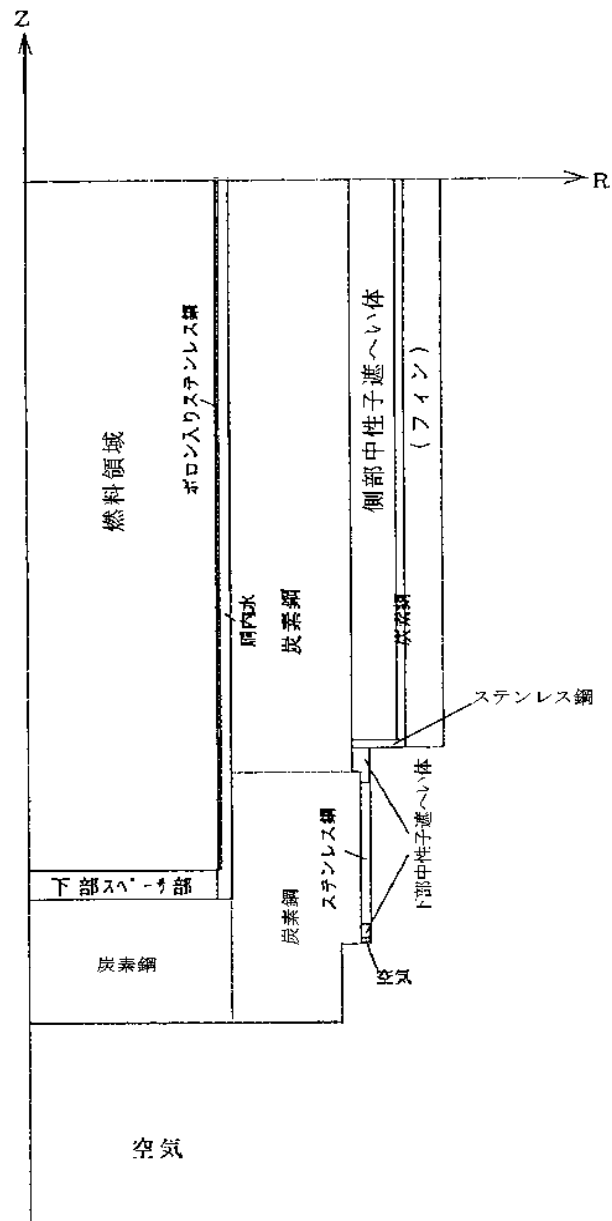
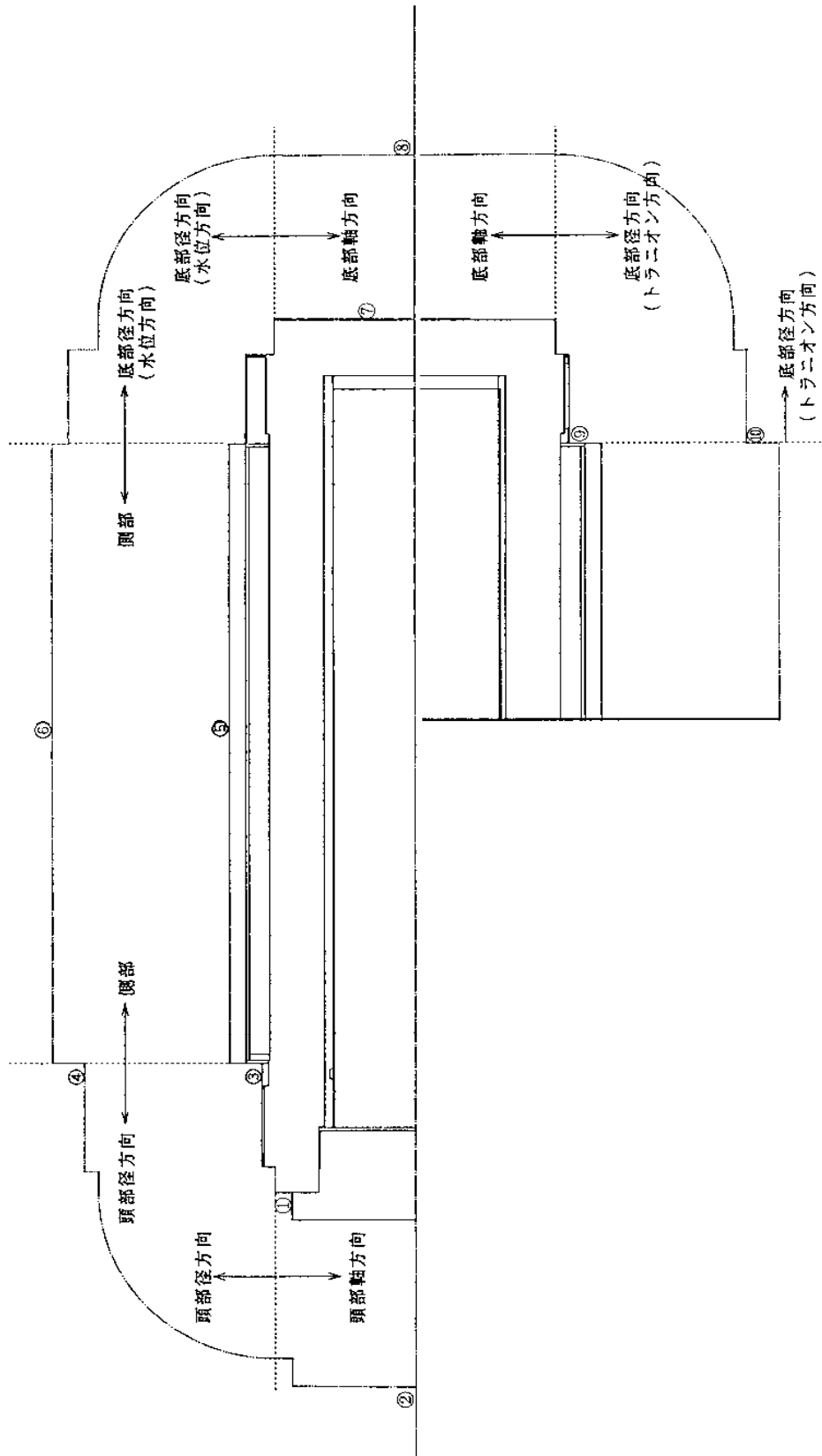


図 3.4-3 遮へい解析モデル（底部トラニオン方向）

(5) 評価結果

構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図 3.4-4 に、評価結果を表 3.4-8 に示す。なお、評価結果は頭部軸方向、頭部径方向、側部、底部径方向、底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり、構内用輸送容器は設計基準値を満足している。



II-2-11-添 2-1-48

図3.4-4 線量当量率評価位置

表3.4-8 最大線量当量率の計算結果

(単位： μ Sv/h)

		頭部		側 部	底部	
		軸方向	径方向		軸方向	径方向
評価点		①	③	⑤	⑦	⑨
表面	計算結果	1628.2	416.3	225.0	137.2	631.2
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から 1 m	計算結果	72.1	45.1	84.2	39.8	50.1
	設計基準値	100				

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の 1 点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり、輸送容器の放射線源強度計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射エネルギー等が求められる。
- ② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し、中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており、任意に選択できる。
- ③ 計算結果は、放射化生成物、アクチニド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と（ α , n）反応により発生する中性子源強度等）に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.4-5 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは、輸送容器、核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている*1。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証*2 が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL, “ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”, CCC 371

*2 (社)日本原子力学会 “原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

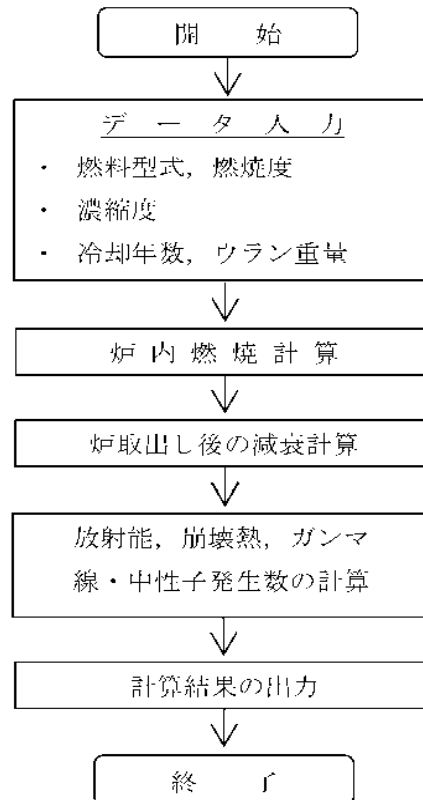


図 3.4-5 ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは、遮へい解析に際して以下の機能を有する。

- ① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり、放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。
- ② DOT コードは、二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 3.4-6 に示す。

（４）使用実績

DOT コードは、原子力施設の遮へい計算に広く用いられており、輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

（５）検証

汎用コードの導入評価^{*1}が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証^{*2}が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276, 1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”，1993 年 4 月

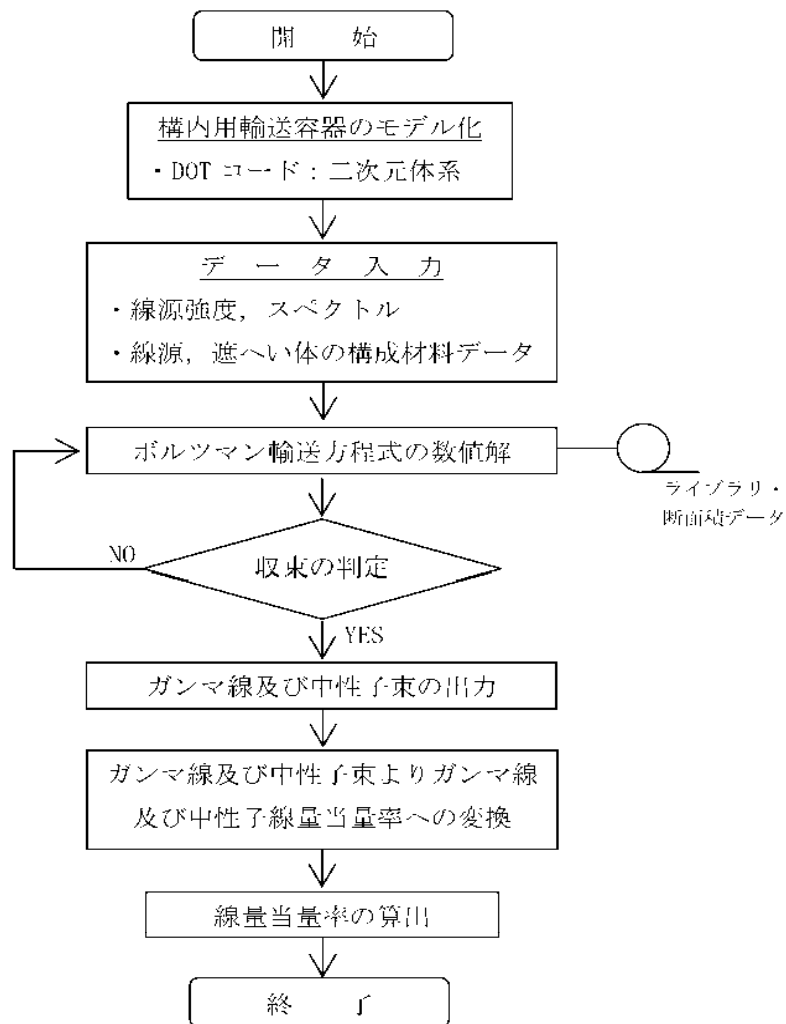


図 3.4-6 DOT コードの解析フロー図

3.5. 臨界防止機能

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては、想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- a. 燃料を収納するバスケットは格子構造として、燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- b. バスケットの主要材料には、中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお、臨界防止機能の評価においては、表 2-2 に示したとおり、構内用輸送容器に収納する燃料の初期濃縮度（約 3.8wt%）は既存評価に用いている初期濃縮度（4.19wt%）に包絡されるため、評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3) 評価条件

既存評価の内容を以下に示す。また、臨界解析モデルを図 3.5-1 及び図 3.5-2 に示す。

- ・評価は初期濃縮度の高い 9×9 燃料について行う。
- ・燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値（初期濃縮度）とする。
- ・燃料集合体には可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれるが、中性子吸収断面積の大きいガドリニウムの存在を無視し、安全側にガドリニウムを添加していない燃料棒に置換える。
- ・燃料が構内用輸送容器の中心寄りに配置された状態とする。また、燃料集合体の変形を考慮し、臨界評価上安全側の仮定となるように収納される全燃料について一部領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。
- ・バスケット材料のボロン入りステンレス鋼材中の ^{10}B 含有量は、製造下限値とする。
- ・チャンネルボックスを水に置換える。
- ・胴内における燃料として実在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし、上・下部タイプレート部などを水に置換える。
- ・胴内の燃料有効長の範囲外の構造物は水に置換える。
- ・中性子遮へい体及びフィンは無いものとする。
- ・輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空とする。

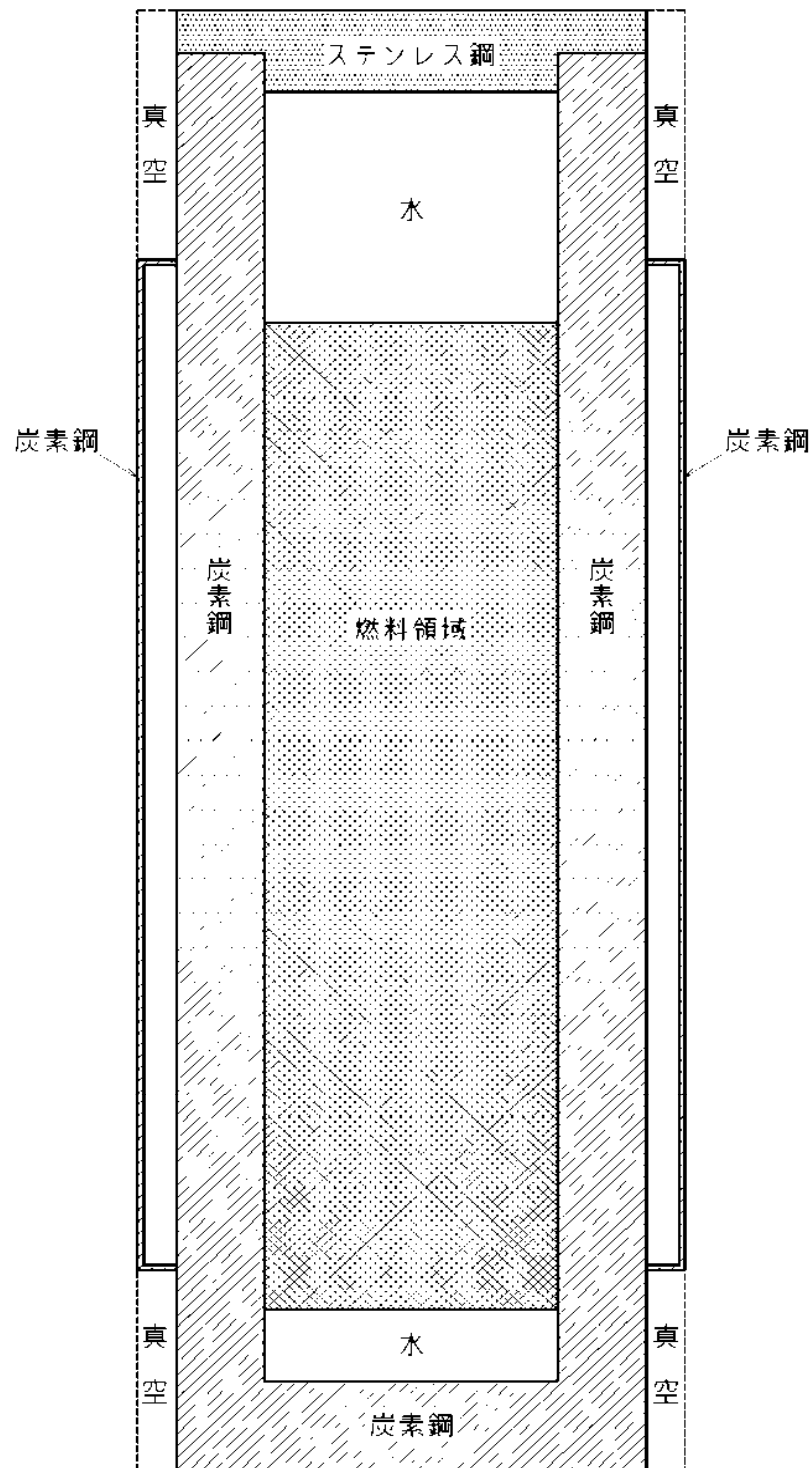
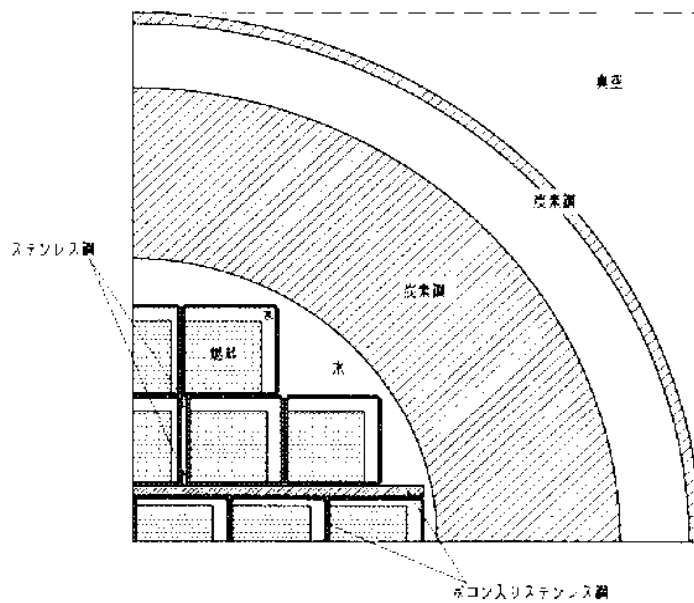
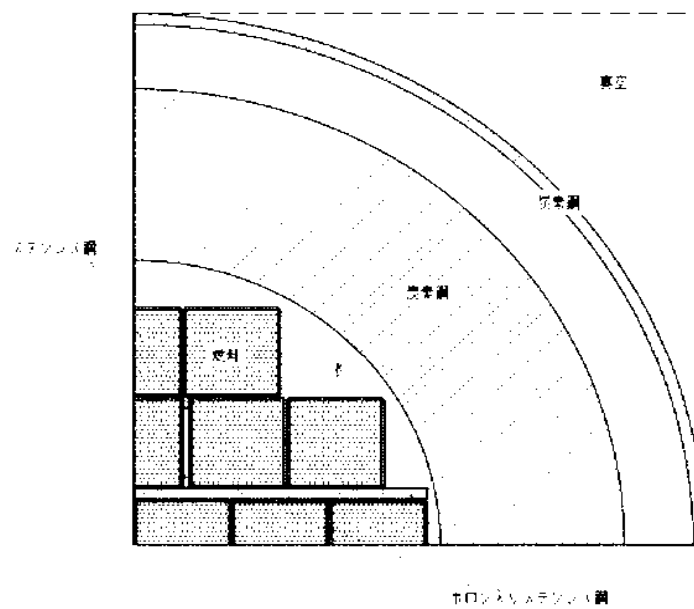


図 3.5-1 臨界解析モデル（縦断面図）



燃料棒ピッチの変化のない領域



燃料棒ピッチの変化のある領域

図 3.5-2 臨界解析モデル（燃料領域部横断面図）

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は、燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で、構内用輸送容器の実形状をモデル化し、臨界解析コード KENO-V.a を使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表 3.5-1 に示す。本表に示すとおり、構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 3.5-1 評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.91 ^{*1}	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差 (3 σ) を考慮した値

臨界解析に用いるコード (KENO-V.a) について

(1) 概要

KENO-V.a コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり、輸送容器の臨界解析などに利用されている。

(2) 機能

KENO-V.a コードは、臨界解析に際して以下の機能を有している。

- ① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため、どのような物理的問題にも適用できる。なお、統計的な手法を用いるため、計算結果には統計誤差が付随する。
- ② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-V.a コードの解析フローを図 3.5-3 に示す。

(4) 使用実績

KENO-V.a コードは、国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ、核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバットル研究所 (パシフィック ノースウエスト研究所, PNL) で行われた臨界実験*1の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験*2として選び、検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, "Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ²³⁵U Enriched UO₂ Rods in Water with Steel Reflecting Walls", NUREG/CR-1784 (PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments", ICF COMP THERM 010, ICF COMP THERM 013, ICF COMP THERM 017, ICF COMP THERM 042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

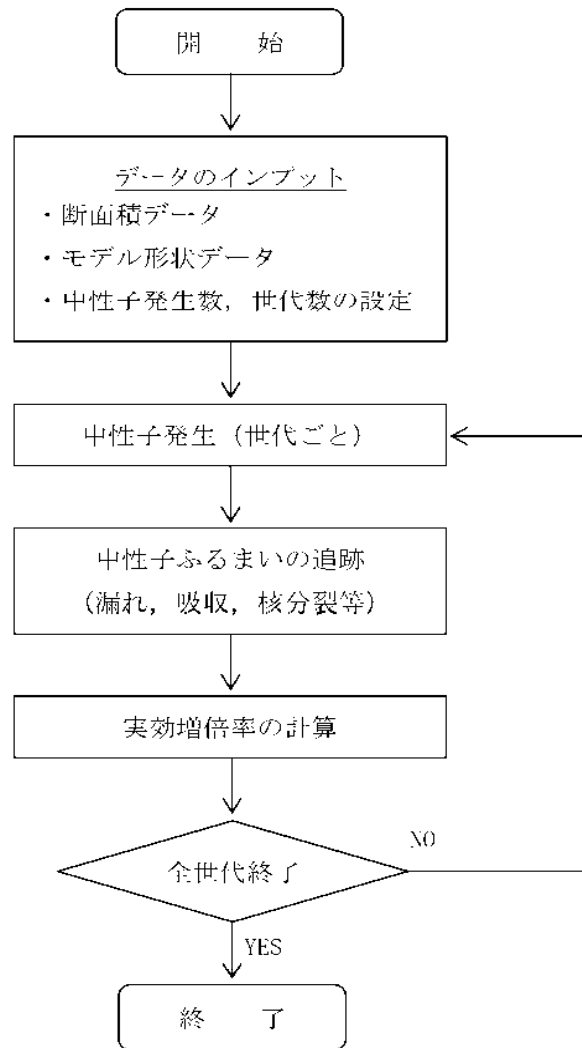


図 3.5-3 KENO-V.a コードの解析フロー図

4. 構内用輸送容器の落下

4.1. 原因

構内用輸送容器の取り扱い中に、何らかの原因で構内用輸送容器が落下して密封境界が破損し、放射性物質が環境に放出される。

4.2. 発生防止対策

構内用輸送容器の落下を防止するために、次のような設計及び運転上の対策を講じる。

- (1) クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。
- (2) クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造とする。
- (3) クレーン主巻フックと吊具、吊具と構内用輸送容器の取付けを二重化する。
- (4) 取付け作業後の取付け状態を確認し、外れ止めを取り付ける。
- (5) 作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。
- (6) 作業手順書を整備し、作業員への教育周知を行う。
- (7) 有資格者による設備操作、作業管理を行う体制とする。

4.3. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

4.3.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

破損する燃料棒の本数の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 構内用輸送容器の取り扱い作業に際し、構内用輸送容器が落下して、構内用輸送容器に収納された燃料集合体が破損するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、構内用輸送容器の収納体数 22 体とする。

(2) 評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、表 2-2 に記載のとおり燃焼度 50,000MWd/t の 9×9 燃料集合体について行う。
- b. 燃料集合体の冷却期間は表 2-2 に記載のとおり 820 日とする。
なお、表 2-2 に記載のとおり、第 4 号機に貯蔵中の燃料集合体の冷却期間は最短で 1035 日である。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が構内用輸送容器内に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス (Kr-85) 及びよう素 (I-129) それぞれ 30% とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとする。
- e. 放出されたよう素は、全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし、構内

用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 4.1 の通りである。

表 4.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス	約 4.5×10^{11} Bq
よう素	約 2.0×10^9 Bq

4.3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお、相対濃度 (χ/Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値 3.4×10^{-5} s/m³ を適用する。

- b. 敷地境界外の希ガスによる γ 線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお、相対線量 (D/Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値 3.4×10^{-10} Gy/Bq を適用する。

(2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 II_I (Sv) は、(4.1) 式で計算する。

$$H_I = R \cdot H \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (4.1)$$

ここで、

- R : 呼吸率 (m³/s) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。
(小児 : 0.31m³/h, 成人 : 1.2m³/h)
- II : よう素 (¹²⁹I) を 1Bq 吸入した場合の実効線量は ICRP Publ. 72 の値を用いる。
(小児 : 2.0×10^{-7} Sv/Bq, 成人 : 9.6×10^{-8} Sv/Bq)

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)
 Q : よう素の大気放出量 (Bq)

希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 H_γ (Sv) は、(4.2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_k \cdot E_\gamma / 0.5 \cdots \cdots \cdots (4.2)$$

ここで、

K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)
 D / Q : 相対線量 (Gy/Bq)
 Q_k : 希ガスの大気放出量 (Bq)
 E_γ : γ 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.0022MeV)

また、希ガスの β 線外部被ばくによる実効線量 H_β (Sv) は、(4.3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-11} \cdot \chi / Q \cdot Q_k \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (4.3)$$

ここで、

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)
 Q_k : 希ガスの大気放出量 (Bq)
 E_β : β 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)
 W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数はICRP Publ.60の値を用いる。(0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表4.2の通りである。

表4.2 構内用輸送容器の落下時の実効線量

	小児	成人
よう素の γ 線による実効線量	約 1.2×10^{-3} mSv	約 2.2×10^{-3} mSv
希ガスの γ 線による実効線量	約 6.7×10^{-4} mSv	約 6.7×10^{-4} mSv
希ガスの β 線による実効線量	約 2.4×10^{-4} mSv	約 2.4×10^{-3} mSv
実効線量(合計)	約 4.3×10^{-3} mSv	約 5.3×10^{-3} mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

構内輸送時の措置に関する説明書（4号機）

1. 構内輸送の概要

第4号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は、使用済燃料プールで燃料取扱機を使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし、輸送車両に積載し、共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は、福島第一原子力発電所に使用済燃料運搬用容器として設置され、これまで第4号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B型）を用いる。

2. 構内輸送時に講じる措置

「Ⅱ.3.3.1 放射線防護及び管理」において、管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており、保安規定により4号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の第13条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが、周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから、周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から1メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。

このため、運搬物の表面及び表面から1メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては、作業実施時の最新の保安規定、社内マニュアル等に基づき管理する。

放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

1. 本説明書の記載範囲

本説明書は、第3号機及び第4号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。

2. 第4号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.1 燃料取り出し用カバーについて

2.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから、フィルタユニットは、発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134, 137）の大気への放出が低減できる設計とする。

2.1.2 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは、約69m（南北）×約31m（東西）×約53m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。（図2-1 燃料取り出し用カバー概略図参照）

2.1.3 換気設備

2.1.3.1 系統構成

換気設備は、燃料取り出し用カバー内気体を吸引し、排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ、排風機等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、換気風量約25,000m³/hのユニットを3系列（うち1系列は予備）設置し、約50,000m³/hの換気風量で運転する。

また、燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図、図2-3

燃料取り出し用カバー換気設備配置図、図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照)

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。(図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照)

なお、第 4 号機での燃料取り出し作業は、有人での作業を計画していることから、燃料取り出し用カバー内の放射性物質濃度の低減のため、給気フィルタユニットを有する構造とする。給気フィルタユニットは、プレフィルタ、送風機、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を燃料取り出し用カバー内へ放出する。

給気フィルタユニットは、換気風量約 25,000m³/h のユニットを 3 系列(うち 1 系列は予備)設置し、約 50,000m³/h の換気風量で運転する。

表 2-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
給気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列(うち予備 1 系列)設置 構成：プレフィルタ 送風機 高性能粒子フィルタ(効率 97%(粒径 0.3μm)以上) フィルタ線量計(高性能粒子フィルタに設置) フィルタ差圧計(プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置)
給気吹出口	配置：カバー内の側部に設置
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列(うち予備 1 系列)設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ(効率 97%(粒径 0.3μm)以上) 排風機 フィルタ線量計(高性能粒子フィルタに設置) フィルタ差圧計(プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置)
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置

設備名	構成・配置等
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 $10^0 \sim 10^3 \text{ s}^{-1}$ 台数 排気フィルタユニット入口 1台 排気フィルタユニット出口 2台

2.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また、カバー内での燃料取り出し作業は、有人による作業を計画していることから、作業エリアには、局所的にローカル空調機を設け夏期及び冬期の作業環境の向上を図るものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められ約 50,000m³/h となる。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m³/h）

q：設計用熱負荷，約 143（kW）（機器発熱）※

C_p：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m³）

t₁：カバー内温度，40（℃）

t₂：設計用外気温度，31.5（℃）※2

※1 10%の余裕を含む

※2 28.5℃（小名浜気象台で観測された 1971 年～1975 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度）+約 3℃（送風機のヒートアップによる温度上昇）

2.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

送風機・排風機の起動/停止操作は、屋外地上部に設置した現場制御盤で行うものとし、故障等により送風機・排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、送風機・排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。また、免震重要棟でも同様に、送風機・排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

2.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、第4号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また、第4号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $4.5 \times 10^6 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $6.6 \times 10^6 \text{Bq/cm}^3$ （平成24年1月30日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、燃料取り出し用カバー換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、送風機、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

2.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、高性能粒子フィルタ（効率97%（粒径 $0.3 \mu\text{m}$ ）以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、第4号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表2-2に発電所敷地内で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表2-2に示す放射性物質濃度のうち、濃度の高い第4号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表2-3の通りとなる。

表 2-2 発電所敷地内の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

核種	第 4 号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の濃度 (平成 23 年 6 月 18 日測定)	福島第一原子力発電所西門の濃度 (平成 23 年 6 月 18 日測定) ※
Cs-134	約 1.2×10^{-4}	約 5.4×10^{-6}
Cs-137	約 1.1×10^{-4}	約 6.2×10^{-6}

※現在は、検出限界値以下であるが、第 4 号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため、平成 23 年 6 月 18 日の測定値とした。

$$Q=C \cdot (1-f)$$

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm³)

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度 (Bq/cm³) (表 2-2 参照)

f : フィルタ効率 (高性能粒子フィルタ 97%)

表 2-3 フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度 (Bq/cm ³)
Cs-134	約 3.6×10^{-6}
Cs-137	約 3.3×10^{-6}

以上の結果、表 2-2 及び表 2-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は西門での放射性物質濃度よりも低いレベルとなる。

2.2.2 敷地境界線量

2.2.2.1 評価条件

- (1) 燃料取り出し用カバー内が、表 2-2 に示す第 4 号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。
- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間 (想定) に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の γ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同一気象データを使用する。

2.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

2.2.2.3 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からのγ線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点 (x, y, 0) における空気カーマ率は、次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-x}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4 \pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \cdots 2-1$$

ここで、 D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μGy/y)

K₁ : 空気カーマ率への換算係数 (4.46×10⁻¹ $\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

E : γ線の実効エネルギー (0.5MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対するγ線の線エネルギー吸収係数 (m⁻¹)

μ : 空気に対するγ線の線減衰係数 (m⁻¹)

r : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点 (x, y, 0) までの距離 (m)

B(μr) : 空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、μ_{en}、μ、α、β、γについては、0.5MeVのγ線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_{en}=3.84 \times 10^{-3}(\text{m}^{-1}), \quad \mu=1.05 \times 10^{-2}(\text{m}^{-1})$$

$$\alpha=1.000, \quad \beta=0.4492, \quad \gamma=0.0038$$

χ(x', y', z') : 放射性雲中の点(x', y', z')における濃度 (Bq/m³)

なお、χ(x', y', z')は、次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2 \pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \cdot 2^{-2}$$

ここで、 Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

- H : 放出源の有効高さ (m)
- σ_y : 濃度分布の y' 方向の拡がりのパラメータ (m)
- σ_z : 濃度分布の z' 方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき、有効高さと同じ高度 ($z' = H$) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上 ($z' = 0$) であるため、地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は、計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して、次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \cdots \cdots \cdots 2-3$$

- ここで、 H_γ : 放射性物質の γ 線に起因する年間の実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)
- K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($0.8 \mu\text{Sv}/\mu\text{Gy}$)
- f_h : 家屋の遮へい係数 (1.0)
- f_0 : 居住係数 (1.0)
- $(\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1})$: 計算地点を含む方位(L)及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ ($\mu\text{Gy/y}$)。これらは 2-1 式から得られる空気カーマ率 D を放出モード、大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

2.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空气中濃度の計算

計算地点における年平均地表空气中濃度 \bar{x} は、2-2 式を用い、隣接方位からの寄与も考慮して、次式により計算する。

$$\bar{x} = \sum_j \bar{x}_{jL} + \sum_j \bar{x}_{jL-1} + \sum_j \bar{x}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots 2-4$$

- ここで、 j : 大気安定度 (A~F)
- L : 計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は、次式により計算する。

$$H_i = 365 \cdot \sum_j K_{fi} \cdot A_{fi} \cdots \cdots \cdots 2-5$$

$$A_{li} = M_{li} \cdot \overline{\chi}_i \quad \dots \dots \dots 2-6$$

ここで、 H_{li} : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/y)
 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
 K_{li} : 核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)
 A_{li} : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)
 M_{li} : 人間の呼吸率 (m^3/d)
 (成人の 1 日平均の呼吸率: 22.2 m^3/d を使用)
 $\overline{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/ m^3)

表 2-4 吸入摂取による成人の実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)

核種	Cs 134	Cs 137
K_{li}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

2.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し、放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度 $\overline{\chi}$ は、2-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Gi} \quad \dots \dots \dots 2-7$$

$$S_{Gi} = \overline{\chi}_i \cdot V_s \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i T_o}\right) \quad \dots \dots \dots 2-8$$

ここで、 H_G : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する
 年間の実効線量 (μ Sv/y)

K_{Gi} : 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ($\frac{\mu \text{ Sv/y}}{\text{Bq/m}^2}$)

S_{Gi} : 核種 i の地表濃度 (Bq/ m^2)

$\overline{\chi}_i$: 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/ m^3)

V_s : 沈着速度 (0.01m/s)

λ_i : 核種 i の物理的減衰係数 (s^{-1})

T_o : 放射性物質の放出期間 (s) (カバール供用期間の 5 年を想定)

f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に 1 を用いる）

表 2-5 放射性物質濃度から実効線量への換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m²))

核種	Cs-134	Cs-137
K_{GI}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

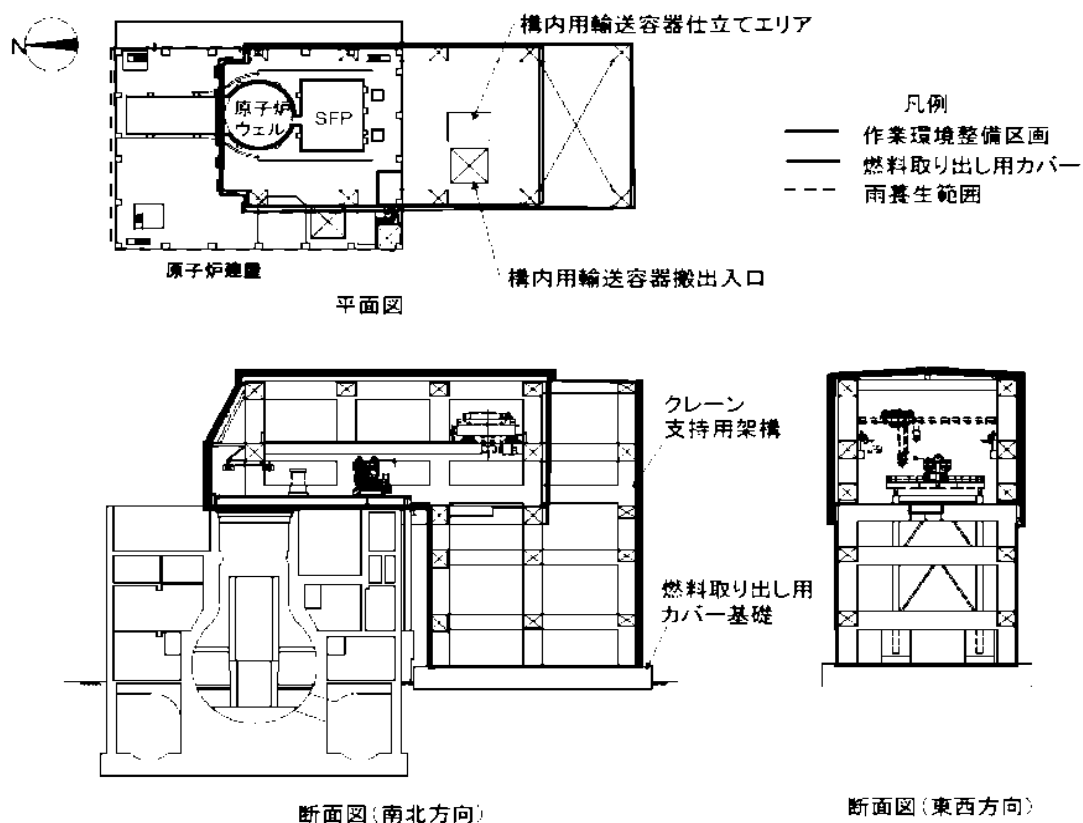
2.2.2.6 評価結果

表 2-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 0.008mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。（表 2-6 参照）

また、「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 1.3×10^{-7}	約 5.4×10^{-6}	約 7.4×10^{-3}	約 7.5×10^{-3}



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 2-1 燃料取り出し用カバー概略図

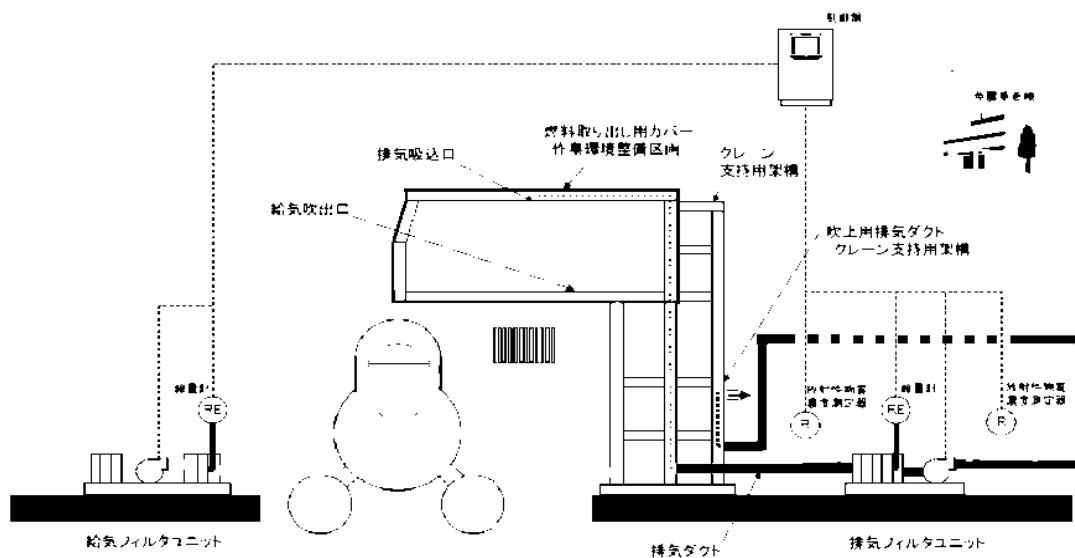


図 2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

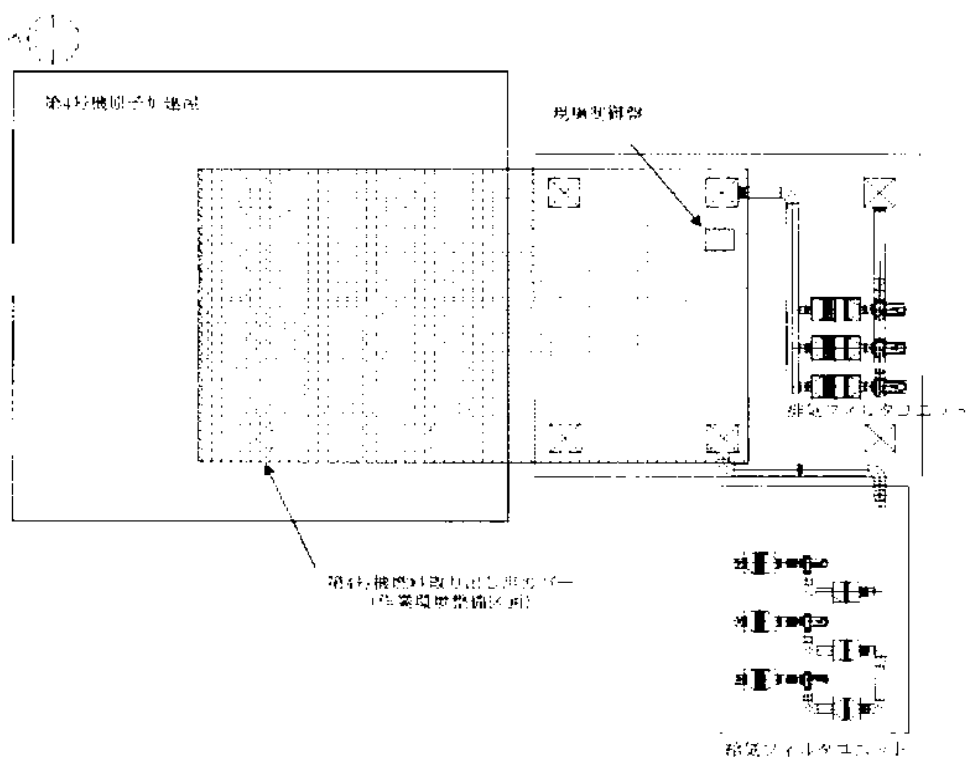


図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

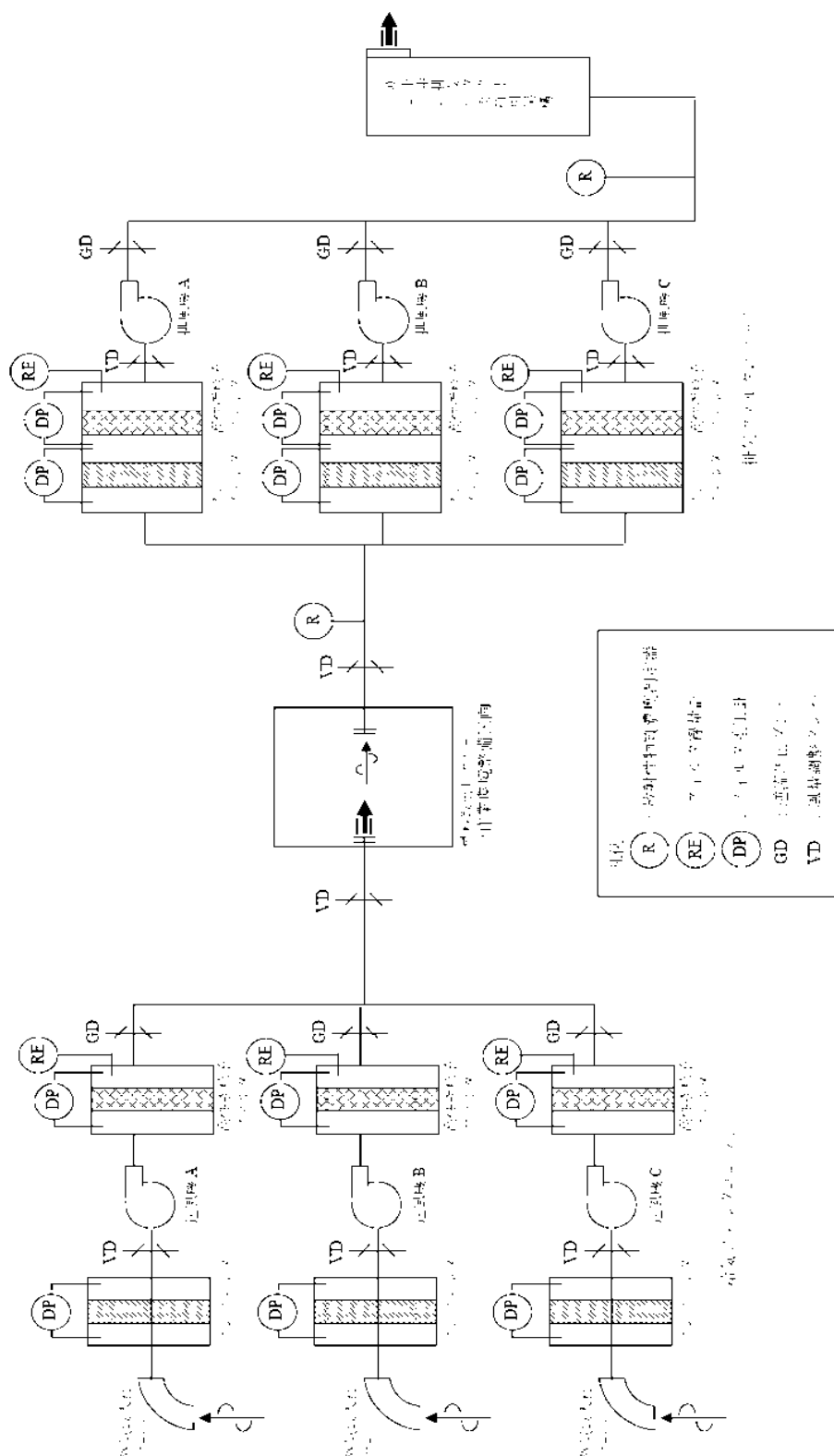
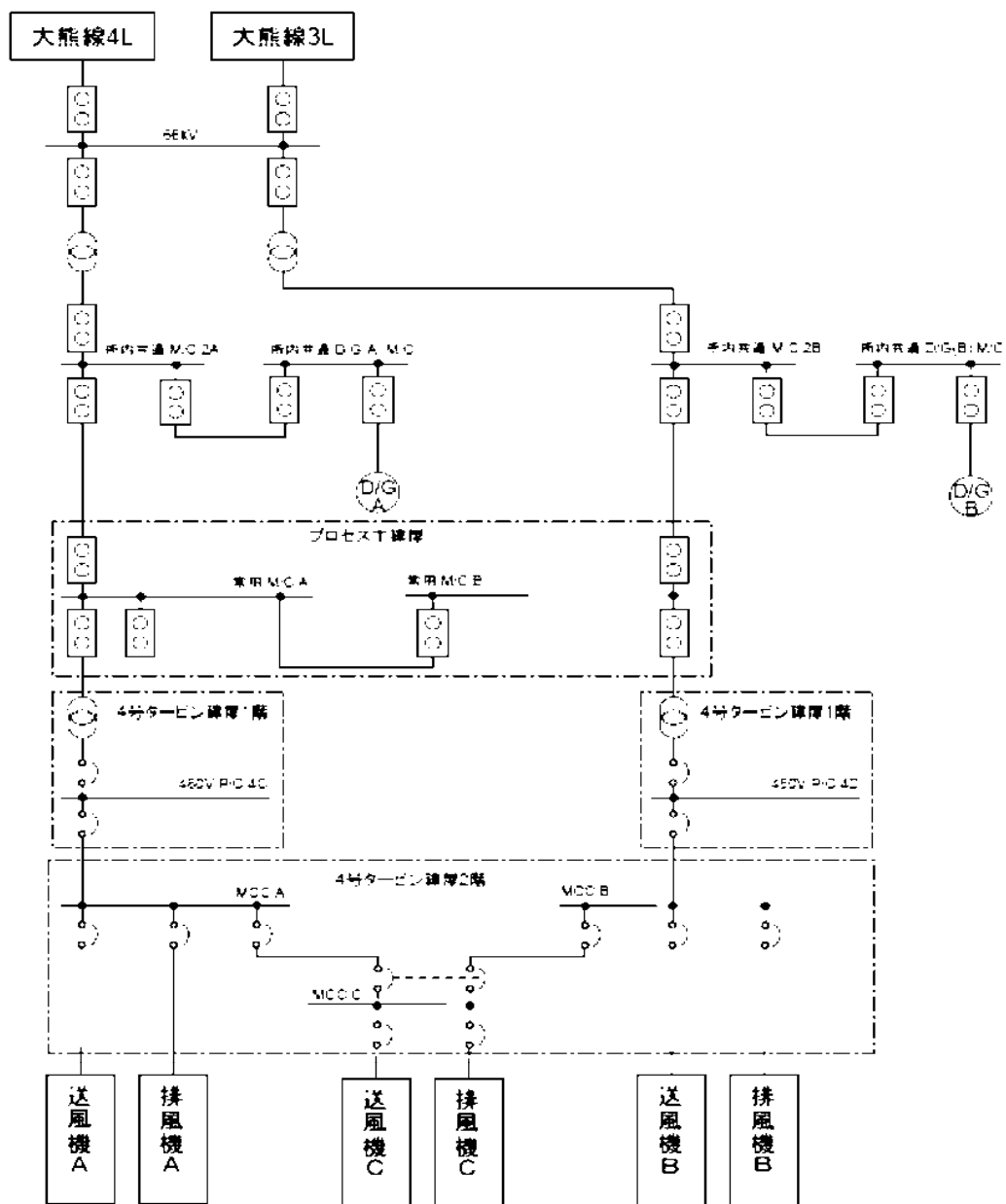


图 2-4 燃料取り出し用カバ-換気設備系統図



※今後の設計の進捗により変更の可能性有り。

図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

3. 第3号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.1 燃料取り出し用カバーについて

3.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内でヨウ素（I-131）は検出されていないことから、フィルタユニットは、発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134, 137）の大気への放出が低減できる設計とする。

3.1.2 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは、約19m（南北）×約57m（東西）×約54m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、ドーム状の屋根を外装材で覆い、風雨を遮る構造とする。（図3-1 燃料取り出し用カバー概略図参照）

3.1.3 換気設備

3.1.3.1 系統構成

換気設備は、燃料取り出し用カバー内気体を吸引し、排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、約10,000m³/hのユニットを4系列（うち1系列は予備）、排風機は、換気風量約30,000m³/hのユニットを2系列（うち1系列は予備）設置し、約30,000m³/hの換気風量で運転する。

また、燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気へ放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図、図3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図、図3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照）

表 3-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 $0.3\mu\text{m}$ ）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋西側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 $10^{-1}\sim 10^5\text{s}^{-1}$ 台数 排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

3. 1. 3. 2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため 40°C 以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められる風量に余裕をみた約 $30,000\text{m}^3/\text{h}$ とする。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（ m^3/h ）

q：設計用熱負荷，約 60（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※¹

C_p ：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・ $^{\circ}\text{C}$ ）

ρ ：密度，1.2（kg/ m^3 ）

t_1 ：カバー内温度， 40°C ）

t_2 ：設計用外気温度， 28.5°C ）※²

※¹ 約 10%の余裕を含む

※² 小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

3.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、屋外地上部に設置したコンテナハウス内の現場制御盤で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。また、免震重要棟でも同様に、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

3.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、第3号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（II.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出としないと考えられる。また、第3号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $2.4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $3.9 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ （平成24年9月24日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、燃料取り出し用カバー換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、送風機、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

3.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 $0.3\mu\text{m}$ ）以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1\times 10^{-3}\sim 1\times 10^{-5}\%$ 程度であり、第3号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 3-2 に第3号機原子炉建屋上部で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表 3-2 に示す放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 3-3 の通りとなる。

表 3-2 第3号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度（Bq/cm³）

核種	原子炉上北東側（横方向）※
Cs-134	約 5.2×10^{-3}
Cs-137	約 8.0×10^{-3}

※平成24年9月6日測定

$$Q=C\cdot(1-f)$$

Q：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm³）

C：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm³）（表 3-2 参照）

f：フィルタ効率（高性能粒子フィルタ 97%）

表 3-3 フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度（Bq/cm ³ ）
Cs-134	約 1.6×10^{-6}
Cs-137	約 2.4×10^{-5}

以上の結果、表 3-2 及び表 3-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

3.2.2 敷地境界線量

3.2.2.1 評価条件

- (1) 燃料取り出し用カバー内が、表 3-2 に示す第3号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の γ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同一気象データを使用する。

3.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

3.2.2.3 放射性雲からの γ 線に起因する実効線量

放射性物質の γ 線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量H標値に対する評価指針」の放射性雲からの γ 線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点（ $x, y, 0$ ）における空気カーマ率は、次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 3-1$$

ここで、 D : 計算地点($x, y, 0$)における空気カーマ率 (μ Gy/h)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数 ($4.46 \times 10^{-1} \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)

E : γ 線の実効エネルギー (0.5MeV/dis)

μ_{en} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m^{-1})

μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (m^{-1})

r : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点($x, y, 0$)までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 μ_{en} , μ , α , β , γ については、0.5MeVの γ 線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_{en} = 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m³)

なお、 $\chi(x', y', z')$ は、次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \quad 3-2$$

ここで、 Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

σ_y : 濃度分布の y' 方向の拡がりのパラメータ (m)

σ_z : 濃度分布の z' 方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき、有効高さと同じ高度($z' = H$)の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上($z' = 0$)であるため、地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は、計算地点を含む方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して、次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_n \cdot \overline{D}_l \quad \dots \dots \dots 3-3$$

ここで、 H_γ : 放射性物質の γ 線に起因する年間の実効線量 (μ Sv/y)

K_2 : 空気カーマから実効線量への換算係数 (0.8μ Sv/ μ Gy)

f_h : 家屋の遮へい係数 (1.0)

f_n : 居住係数 (1.0)

\overline{D}_l : 計算地点を含む方位(L)に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ (μ Gy/y)。

3.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度 $\overline{\chi}$ は、3-2式を用い、隣接方位からの寄与も考慮して、次式により計算する。

$$\overline{\chi} = \sum_j \overline{\chi}_{jL} + \sum_j \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \dots \dots \dots 3-4$$

ここで、 j : 大気安定度 (A~F)
 L : 計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は、次式により計算する。

$$H_i = 365 \cdot \sum_i K_{fi} \cdot A_{fi} \quad \dots \dots \dots 3-5$$

$$A_{fi} = M_a \cdot \overline{X}_i \quad \dots \dots \dots 3-6$$

ここで、 H_i : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/y)
 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)
 K_{fi} : 核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)
 A_{fi} : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)
 M_a : 人間の呼吸率 (m^3/d)
 (成人の1日平均の呼吸率: $22.2m^3/d$ を使用)
 \overline{X}_i : 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/ m^3)

表 3-4 吸入摂取による成人の実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)

核種	Cs-134	Cs-137
K_{fi}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

3.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し、放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度 \overline{X} は、3-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する実効線量は、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Gi} \quad \dots \dots \dots 3-7$$

$$S_{Gi} = \overline{X}_i \cdot V_R \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i T_0}\right) \quad \dots \dots \dots 3-8$$

ここで、 H_G : 地面に沈着した放射性物質からの γ 線に起因する
 年間の実効線量 (μ Sv/y)

- K_{di} : 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ($\frac{\mu\text{Sv/y}}{\text{Bq/m}^2}$)
 S_{di} : 核種 i の地表濃度 (Bq/m^2)
 \bar{x}_i : 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/m^3)
 V_s : 沈着速度 (0.01m/s)
 λ_i : 核種 i の物理的減衰係数 (s^{-1})
 T_{eff} : 放射性物質の放出期間 (s) (カバー供用期間の 5 年を想定)
 f_1 : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (保守的に 1 を用いる)

表 3-5 放射性物質濃度から実効線量への換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m²))

核種	Cs-134	Cs-137
K_{di}	1.5×10^{-16}	5.8×10^{-16}

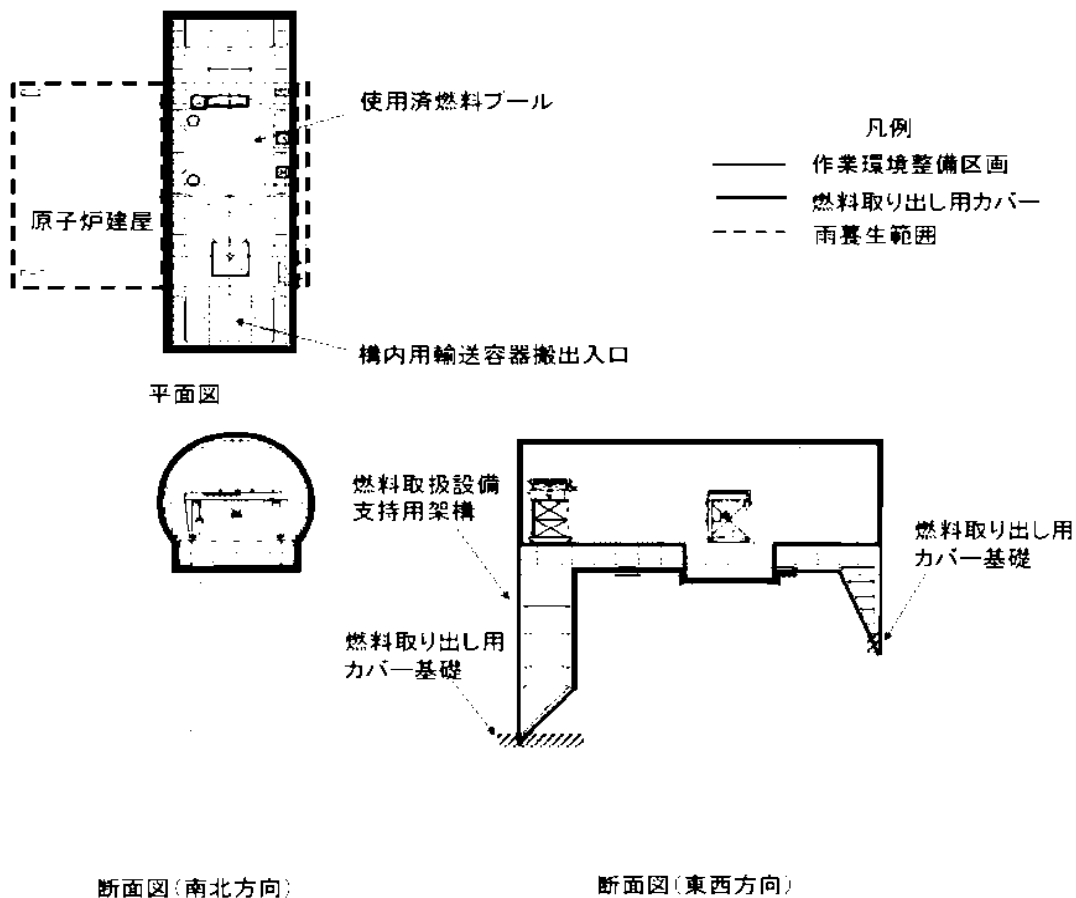
3.2.2.6 評価結果

表 3-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間 (想定) 続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 0.015mSv/年であり、法令の濃度限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。(表 3-6 参照)

また、「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価 (約 0.03mSv/年) に比べても低いと評価される。

表 3-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 4.5×10^{-1}	約 1.3×10^{-1}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-2}



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 3-1 燃料取り出し用カバー概略図

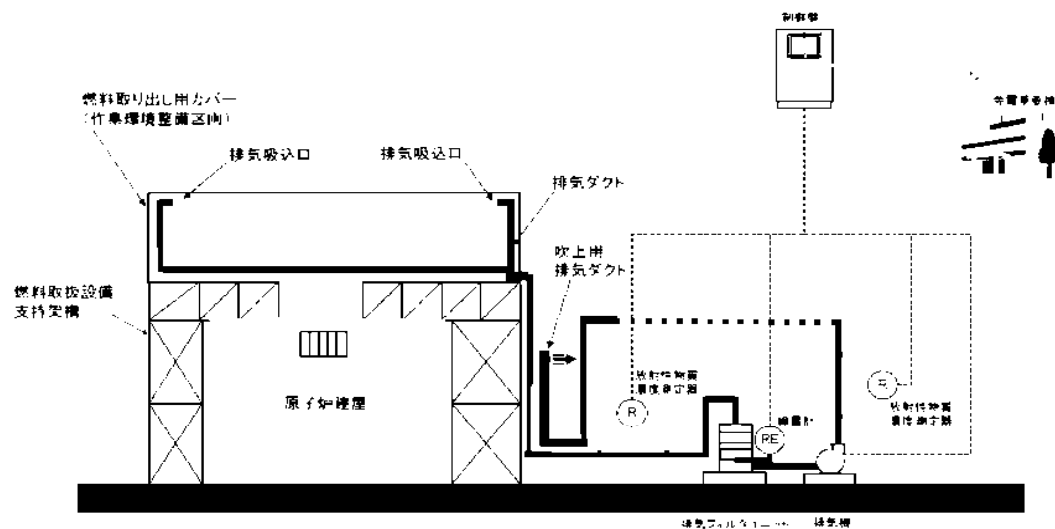


図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

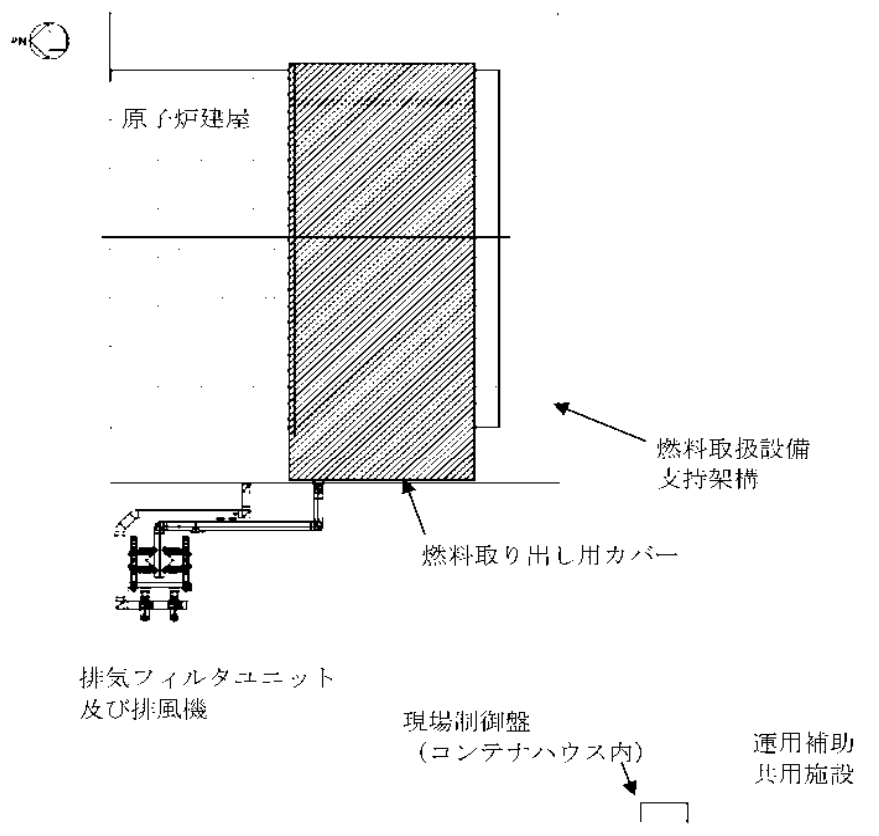
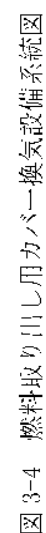
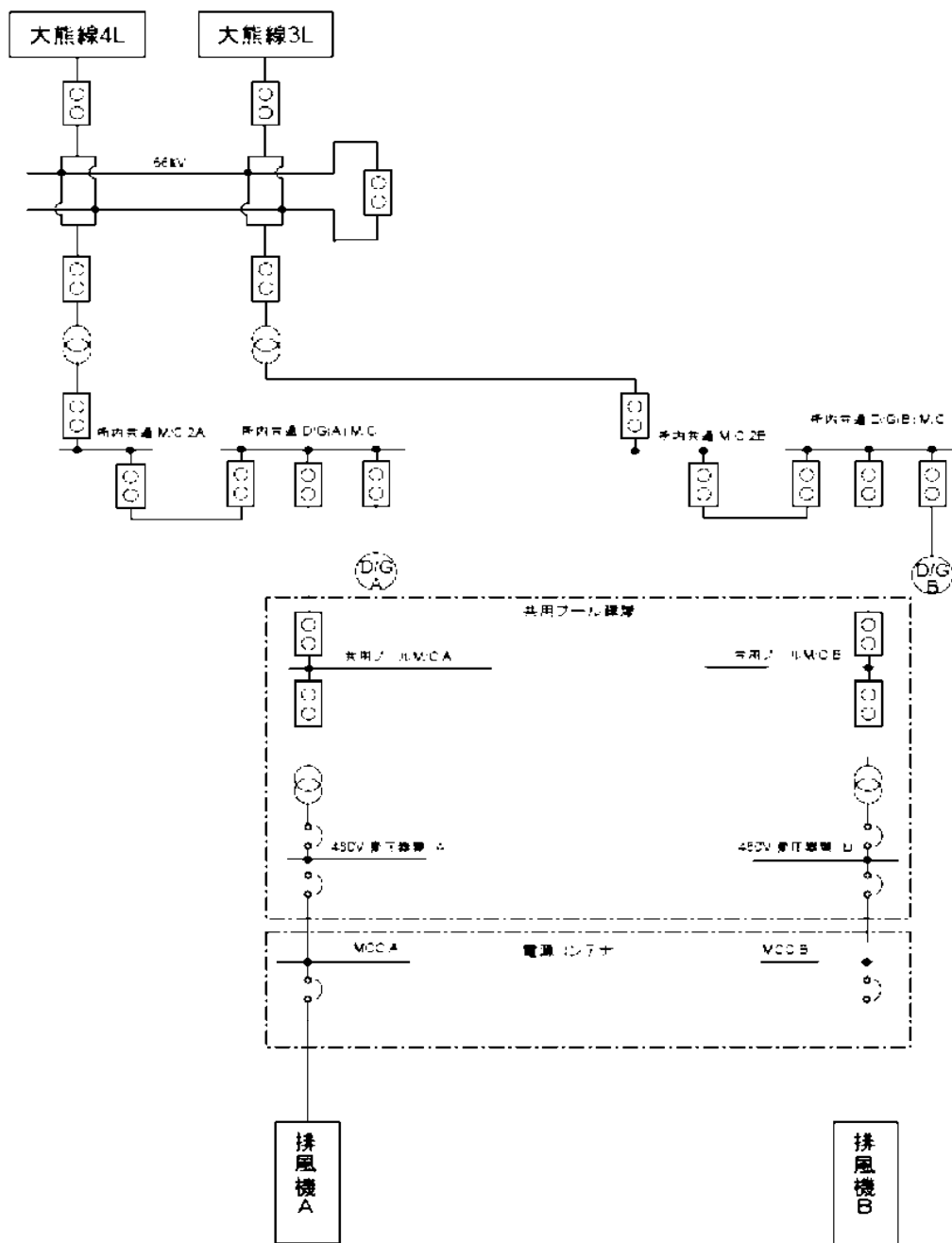


図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図





※今後の設計の進捗により変更の可能性有り。

図 3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

4. 別添

別添 1 4号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１ ４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	送風機・排風機の換気風量を確認する。	送風機・排風機が１台当たり 25,000m ³ /h以上であること。
				送風機・排風機が定格運転（２ 台運転１台予備）において、 50,000m ³ /h以上であること。
		フィルタ 性能確認	フィルタの放射性物質の除去効 率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%以 上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確 認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施 計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能 確認	監視設備により運転状態等が監 視できることを確認する。	送風機・排風機の運転状態、放 射性物質濃度が免震重要棟内の モニタに表示され監視可能であ ること。

がれき撤去等の手順に関する説明書

1 現状と今後の作業

福島第一原子力発電所第1，第3，第4号機は天井や外壁が損傷して建屋上部に積み重なっている状況にある。第2号機は東側外壁のブローアウトパネルが開放されているものの外見上の大きな損傷は確認されていない。

第1～第4号機において，使用済燃料プール内燃料の取り出しを計画しているが，第1，第3，第4号機については使用済燃料プール内燃料の取り出しに先立ち，原子炉建屋上部において，がれき撤去等が必要である。

がれき撤去等の作業においては，がれき等を使用済燃料プールに落下させ波及的影響を与えないよう対策を講じる必要がある。本説明書は原子炉建屋上部のがれき撤去等の手順を示すものである。

2 がれき撤去等の監理体制

協力会社ががれき撤去等の計画を立案し，当社がその計画の確認を行う。また，放射線管理に関わる計画は，協力会社が立案し，当社がその計画の確認を行う。確認された計画に基づき協力会社が作業を行い，当社が監理を行う。なお，不測事態が発生した場合，協力会社から当社監理員に連絡を行い，当社および協力会社を交え計画の再検討等今後の対応について協議する。

3 がれき撤去等の手順

(1) がれき撤去フロー

オペレーティングフロア上のがれきを安全に撤去するために，図1に示すがれき撤去フローに従い，作業計画を立案する。なお，オペレーティングフロア上のがれき撤去は，作業状況について常時監視した状況で実施する。監視にあたり以下の点に注意し，異常があった場合は直ちに作業を中止し，関係者へ報告する。

- ・使用済燃料プールに異常が無いか
- ・重機による作業区画内に人がいないか
- ・飛散物，落下物，建屋の異常等はないか

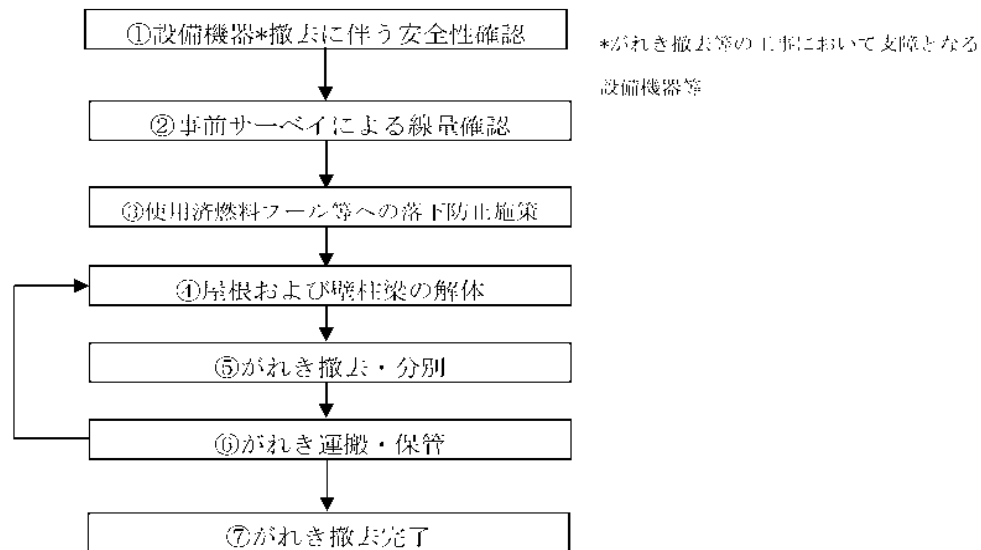


図1 がれき撤去フロー

また、がれき撤去フローにおける①設備機器撤去に伴う安全性確認、③使用済燃料プール等への落下防止施策については、次に具体的な内容を示す。

a. ①設備機器撤去に伴う安全性確認

がれき撤去工程においては、設備機器の撤去作業を伴うが、安全性確保の為、当社および協力会社において十分な調査・計画立案が必要である。設備機器の撤去に関するフローを図2に示す。

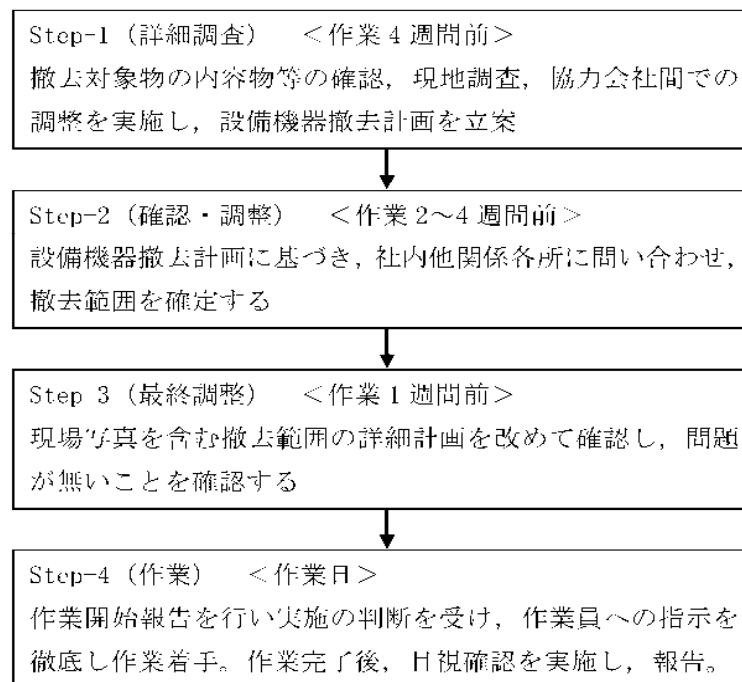


図2 設備機器撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

b. ④使用済燃料プール等への落下防止施策

使用済燃料プールにがれきが落下し、使用済燃料貯蔵ラックや使用済燃料プールが損傷することを防止するため、がれき撤去に先立ち、がれきの状況を写真の分析や模型等により把握し作業手順を検討する。

がれき解体用重機には、下部へのがれき落下防止策を施した吊り治具等を使用し、使用済燃料プール外のがれき撤去を行う際には、使用済燃料プール上を通過しないように手順を策定する。また、使用済燃料プール内のがれき撤去を行う際には、使用済燃料貯蔵ラック上を通過しないように手順を策定し、使用済燃料プール内であって使用済燃料貯蔵ラック上に位置するがれきについては、極力使用済燃料貯蔵ラック上の移動距離が短くなるように手順を策定する。

プール内のがれき撤去にあたっては、事前に燃料、ラックとがれきとの干渉について確認する。干渉が想定される場合は、燃料及びラックの健全性並びに作業員の安全を確保するためのがれき撤去の方法について検討し、必要に応じモックアップ等により安全性の確認を実施する。

燃料取扱機、燃料取り出し用カバーの設置等のオペレーティングフロア上で行う作業にあたっては、極力使用済燃料プール上で作業を行わないように手順を策定する。

なお、必要に応じて使用済燃料プールの表面養生等の対策を施す。

(2) がれき撤去等における留意事項

a. 重機によるがれき撤去

- ① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し、がれきの落下防止及びがれき落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。
- ② がれき撤去：使用済燃料プールへがれきを落下させないように十分に注意し、作業を行う。万が一がれきが使用済燃料プールに落下した場合には、作業を一時中断し、異常のないことを確認した後、作業を再開する。
- ③ がれきの分別：がれきは、解体重機でダンプに積み込める大きさに小割し、分別する。
- ④ がれきの運搬：原子が建屋周辺ヤードで、遮蔽措置を施したダンプ等へがれき類を積み替え、指定された集積場所へ運搬する。

b. がれきの仮置き及び分別

がれきは、原子が建屋周辺ヤード内に仮置き場所を設置し、分別集積する。仮置きしたがれきは線量を計測し、高線量の場合は作業員が近寄らないように区画及び表示を行う。

がれきには粉塵などの飛散防止を目的とした飛散防止剤の散布等を行い、ダンプにて搬出する。なお、搬出するがれきについては、放射線量に応じて分別し構内に一時保管する。

c. 作業員の安全対策

作業開始前は、事前サーベイによる線量確認を実施し、高線量箇所の注意喚起を行うなど作業員の被ばく量低減に努める。また、事前サーベイによる線量確認状況に応じエリアモニタを設置し、線量の目視確認が可能な状況とする。なお、緊急時（津波警報発生時の避難等）にはサイレン等により警報を発報し、作業員に避難情報を提供する。

d. 既存建屋への影響評価

がれき撤去に伴い既存建屋に作用する荷重は低下傾向を示すが、がれきの飛散防止のための養生材や解体重機の積載などの影響により作用荷重が増加する場合も考えられる。がれき撤去により大幅な荷重増減が生じる場合には、既存建屋が局部的に荷重を負担することのないよう、配慮して計画を行う。

なお、がれき撤去が進むに伴い建屋の損傷状況が確認できた場合には、必要に応じて既存建屋への影響を再度評価することとする。

e. 燃料取扱設備、燃料取り出し用カバー等の設置

- ① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し、設置設備の落下防止及び設備落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。
- ② 設備設置：設備設置は極力使用済燃料プール上で行わないこととする。やむを得ず使用済燃料プール上での作業を行う場合は、使用済燃料プールへ設置設備を落下させないように十分に注意し、作業を行う。

移送操作中の燃料集合体の落下

1. 原因

第3号機及び第4号機使用済燃料プール内における燃料の移送操作中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される。

2. 事故防止対策

燃料集合体の落下を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

- (1) 燃料取扱機は、燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計する。
- (2) 燃料把握機のワイヤを二重化する。
- (3) 燃料把握機は、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合、燃料集合体が外れないフェイル・セーフ設計とする。
- (4) 燃料把握機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができないようなインターロックを設ける。
- (5) 運転要領を十分整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱作業を行う運転管理体制をとる。
- (6) 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について、移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。
- (7) 燃料集合体の機械的健全性確認において、破損が確認された燃料集合体を移送する場合には、破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により、放射性物質の飛散・拡散を防止する。

3. 第4号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体1体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の2.3体とする。

なお、炉心での落下高さ10mに対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に1m以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸

送容器の方が低いと見做すため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。
- b. 燃料取り出し作業は、原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

なお、第 4 号機の発電停止は 2010 年 11 月 30 日であり、使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ 2 終了から 2 年以内の 2013 年 11 月頃の開始を目標としている。この場合の冷却日数は約 1100 日となる。

- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から燃料取り出し用カバーの空气中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているので、放出されたよう素のうち 1%は有機状とし、すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 3.1 の通りである。

表 3.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)大気放出量	約 5.0×10^{11} Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.3×10^6 Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^7 Bq

3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量に乗じて求める。

なお、相対濃度 (χ/Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値 $3.4 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ を適用する。

- b. 敷地境界外の希ガスによる γ 線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量に乗じて求める。

なお、相対線量 (D/Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値 $3.4 \times 10^{-10} \text{ Gy/Bq}$ を適用する。

(2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく (γ 線及び β 線) による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 H_I (Sv) は、(3.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_o \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (3.2-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m^3/s)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率 (小児: $0.31 \text{ m}^3/\text{h}$, 成人: $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$) を秒当りに換算して用いる。

H_o : よう素 (I-131) を 1 Bq 吸入した場合の実効線量
(I-131 , 小児: $1.6 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq}$, 成人: $2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$)

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 H_γ (Sv) は、(3.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (3.2-2)$$

ここで、

K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 ($K = 1 \text{ Sv/Gy}$)

D / Q : 相対線量 (Gy/Bq)

Q_γ : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)
(γ 線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

希ガスの β 線外部被ばくによる実効線量 H_β (Sv) は、(3.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (3.2-3)$$

ここで、

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q_β : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)

E_{β} : β 線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)
 W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication. 60 の値を用いる。
 (0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 3.2 の通りである。

表 3.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 7.8×10^{-4} mSv	約 7.8×10^{-4} mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価 (6.8×10^{-2} mSv) と比較して 2 桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

3.3. 判断基準への適合性の検討

3.1, 3.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

4. 第3号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

4.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体1体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、か心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の2.3体とする。

なお、か心での落下高さ10mに対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に1m以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度もか心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、か心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約105%（熱出力2,483MW）で十分長時間（2,000日）運転された取替か心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。
- b. 燃料取り出し作業は、原子炉停止後365日冷却された後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

なお、第3号機の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は2010年6月18日に発電停止したものであり、使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ2終了から3年程度後の2014年末の開始を目標としている。この間の冷却日数は約1600日となる。

- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から燃料取り出し用カバーの空气中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているので、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表4.1の通

りである。

表 4.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.0×10^{11} Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.3×10^6 Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^7 Bq

4.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお、相対濃度 (χ/Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断(地上放出)の値 2.6×10^{-5} s/m³ を適用する。

- b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお、相対線量 (D/Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断(地上放出)の値 3.0×10^{-10} Gy/Bq を適用する。

(2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく(γ線及びβ線)による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 H_I (Sv) は、(4.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_{in} \cdot \chi/Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (4.2-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m³/s)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率(小児: 0.31m³/h, 成人: 1.2m³/h)を秒当たりに換算して用いる。

H_{in} : よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の小児の実効線量
(I-131, 小児: 1.6×10^{-7} Sv/Bq, 成人: 2.0×10^{-8} Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 H_γ (Sv) は、(4.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (4.2-2)$$

ここで、

- K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- Q_γ : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)
(γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

希ガスの β 線外部被ばくによる実効線量 H_β (Sv) は、(4.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot X / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (4.2-3)$$

ここで、

- X / Q : 相対濃度 (s/m³)
- Q_β : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)
- E_β : β 線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)
- W_{TS} : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication. 60 の値を用いる。
(0.01)

(3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 4.2 の通りである。

表 4.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 6.2×10^{-14} mSv	約 6.2×10^{-14} mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価 (6.8×10^{-14} mSv) と比較して 2 桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びヨウ素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

4.3. 判断基準への適合性の検討

4.1, 4.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

1. 本説明書の記載範囲

本説明書は、第４号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について記載するものである。

2. 第４号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について

2.1. 概要

2.1.1. 一般事項

第４号機燃料取扱設備は、燃料取扱機とクレーンを有し、それぞれについて構造強度及び耐震性について検討を行う。燃料取扱設備は使用済燃料プールを覆う燃料取り出し用カバーに設置される。

燃料取扱機の構造強度及び耐震性は、検討用地震動として基準地震動 S_s に対する地震応答解析を実施し、燃料取扱機が使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は燃料取扱機が落下に至らないことを確認する。

クレーンの構造強度及び耐震性は、検討用地震動として弾性設計用地震動 S_d に対する地震応答解析を実施し、クレーンが使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、クレーンが落下に至らないことを確認する。

弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s の $1/2$ として評価する。

なお、キャスクの縦揺れについては、キャスクの荷重に対して、クレーンのワイヤが切断しない（キャスクが落下しない）ことを確認している。また、キャスクの横揺れについては、クレーンの水平方向固有周期と比較し、ワイヤロープで吊り下げられたキャスクの固有周期は十分に長いことから、クレーン自体の振動には影響されないことを確認している。

燃料取扱設備の検討は、原則として下記に準拠して行う。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601・補-1984）
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）
- (3) 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）
- (4) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）
- (5) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2007年追補版）（JSME S NC1-2007）

2.1.2. 燃料取扱機

燃料取扱機は、燃料取扱機支持用架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので、東西方向を長手方向として２本のガーダが配置され、南北方向に走行する。このガーダ上にトロリが設置され、東西方向に走行する。燃料取扱機フレームは、ガーダ、サドル、トロリで構成される。燃料取扱機の概要を図 2.1.2-1 に示す。

ブリッジ及びトロリは、各々走行レール及び横行レール上に乗っているので地震時、走行方向に対しては、最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ブリッジ及びトロリの車輪は各々４個であり、そのうち各々２個は摩擦を受ける駆動輪であり、他の２個は従動輪である。ゆえに、最大静止摩擦係数を $\mu=0.3$ とすれば、水平力は鉛直方向荷重 $\times \mu \times 2/4 =$ 鉛直方向荷重 $\times 0.15$ である。

ブリッジ及びトロリは、走行方向に直角な方向に対しては、脱線防止ラグによって荷重を支持する。

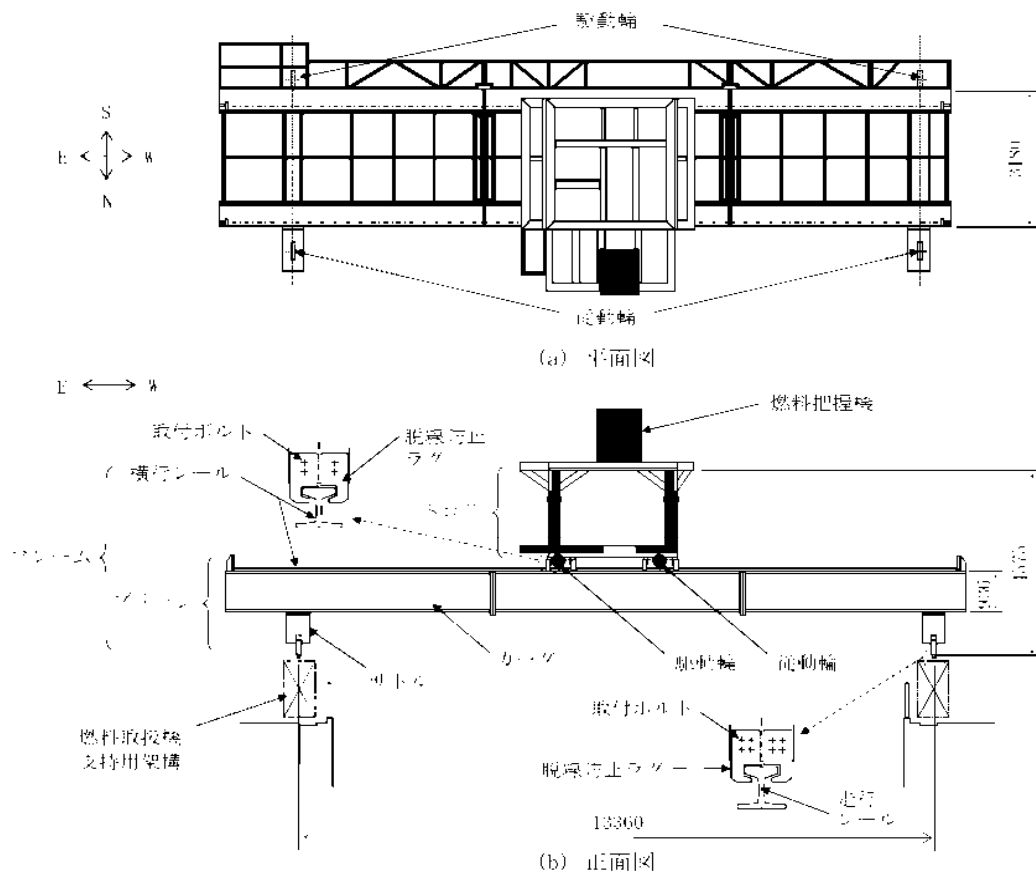


図 2.1.2-1 燃料取扱機の概要

2.1.3. クレーン

クレーンは、クレーン支持用架構（添付資料 4 2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので、南北方向に 2 本のガーダが配置され、南北方向に走行する。このガーダ上にトロリが設置され、東西方向に走行する。クレーンは、ガーダ、サドル、トロリで構成される。クレーンの概要を図 2.1.3-1 に示す。

クレーンは、各々走行レール及び横行レール上に乗っているので地震時、走行方向及び横行方向に対しては、最大静止摩擦係数以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ガーダの車輪は 8 個であり、そのうち 2 個は摩擦を受ける駆動輪であり、他の 6 個は従動輪である。ゆえに、最大静止摩擦係数を $\mu = 0.3$ とすれば、水平力は鉛直方向荷重 $\times \mu \times 2/8 =$ 鉛直方向荷重 $\times 0.075$ である。

トロリの車輪は 4 個であり、そのうち 2 個は摩擦を受ける駆動輪であり、他の 2 個は従動輪である。ゆえに、最大静止摩擦係数を $\mu = 0.3$ とすれば、水平力は鉛直方向荷重 $\times \mu \times 2/4 =$ 鉛直方向荷重 $\times 0.15$ である。

ガーダ及びトロリは、走行方向に直角な方向に対しては、脱線防止ラグ、トロリストッパによって荷重を支持する。

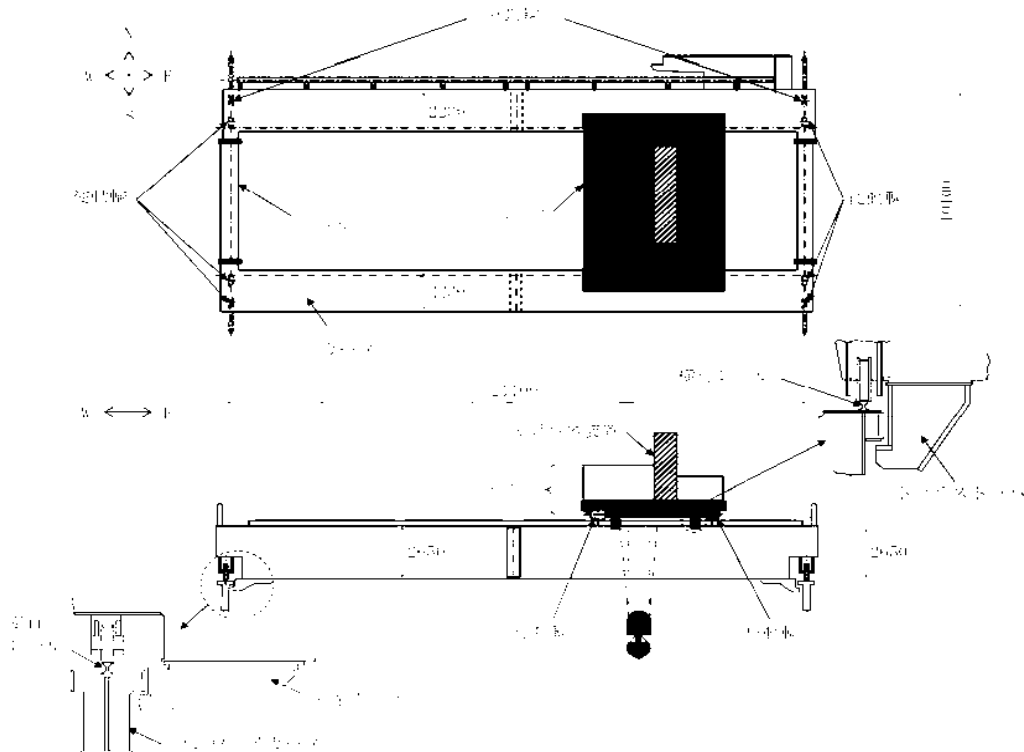


図 2.1.3-1 クレーンの概要

2.2. 燃料取扱機の構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

燃料取扱機について、地震応答解析を実施し、応力評価を行う。

1) 使用材料及び許容応力

燃料取扱機の物性値及び許容応力を表 2.2-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。落下防止の観点から、曲げと組合せは設計引張強さ S_u を許容応力とする。せん断応力は、JEAG 4601・補-1984 に従い引張応力から換算して、設計引張強さ S_u を $1/\sqrt{3}$ 倍して用いる。

表 2.2-1 物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	温度 (℃)
燃料取扱機構造物 フレーム	SS400 STKR400	201,000	0.3	50

許容応力

部位		使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
燃料取扱機構造物 フレーム		SS400 STKR400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
ブリ ッ ジ	脱線防止ラグ	SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
	取付ボルト	SCM435	せん断	523
トロ リ	脱線防止ラグ	SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
	取付ボルト	SCM435	せん断	523
走行レール		レール鋼 (CR 73K-DHH)	曲げ	1080
			せん断	623
			組合せ	1080
横行レール		レール鋼 (1 類 AR 30A)	曲げ	690
			せん断	398
			組合せ	690

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱機自身の質量による荷重である。

地震荷重は基準地震動 S_s による荷重であり、水平 2 方向それぞれの地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

- ・ 死荷重・水平地震（NS 方向）・鉛直地震
- ・ 死荷重・水平地震（EW 方向）・鉛直地震

ブリッジ質量	42,000(kg)
トロリ質量※	17,000(kg)

※吊り荷質量（450(kg)含む）

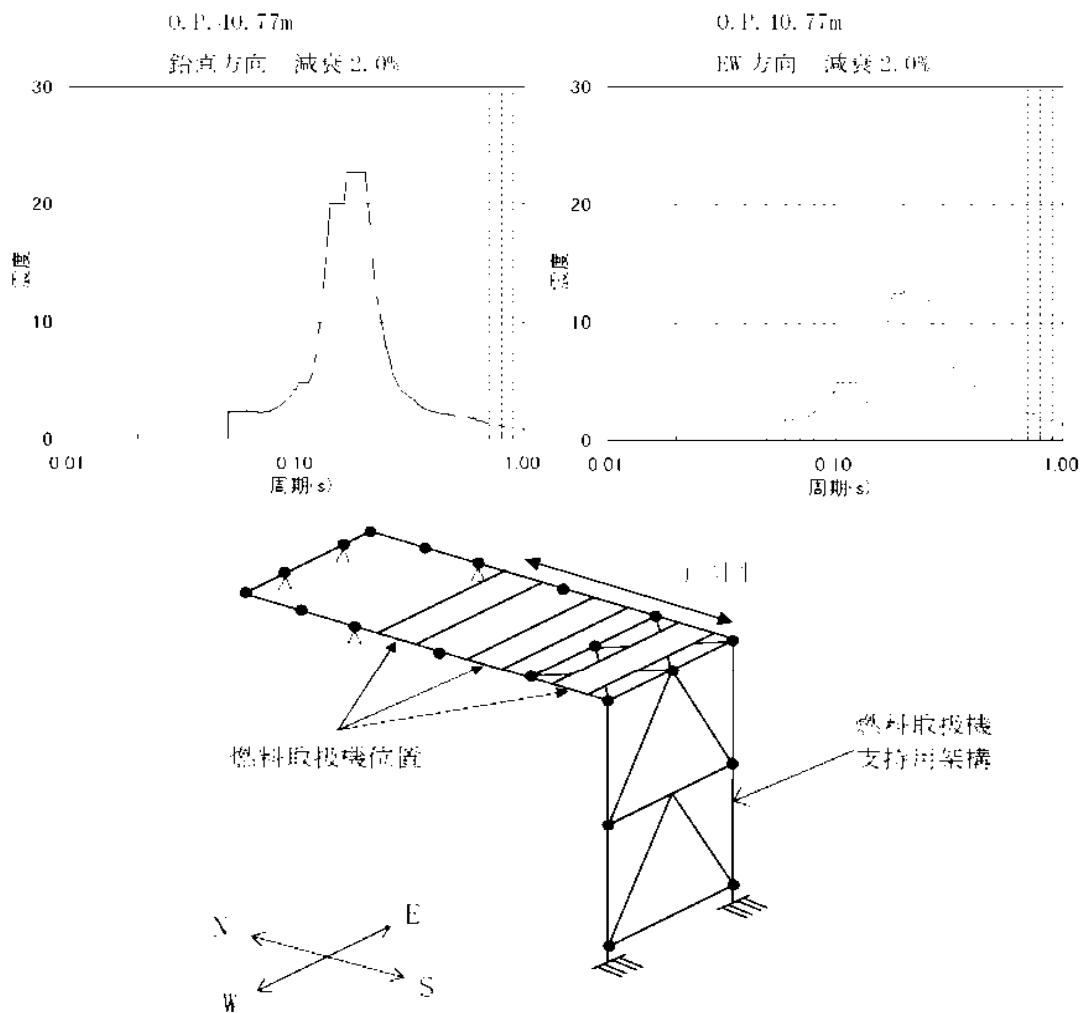
(2) 燃料取扱機の地震応答解析

解析は、地震応答解析モデルにより計算機コード「SAP IV」を用いたモーダル解析による応答スペクトル法により行う。

1) 解析に用いる入力地震動

燃料取扱機への入力地震動は、基準地震動 S_s を入力したときの燃料取扱機支持用架構位置 O.P.40.77m (添付資料 4-2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照) の床応答スペクトルを用いる。床応答スペクトルを図 2.2-1 に示す。

この床応答スペクトルは、燃料取扱機の走行範囲で想定される床応答スペクトルを包絡したものである。



2) 地震応答解析モデル

燃料取扱機地震応答解析モデルを図 2.2-2 に示す。

解析モデルはビームでモデル化しており、ブリッジ脱線防止ラグ下端が架構側との取り付け点であり、脱線防止ラグにより浮上りを押さえる構造としているため、そこを拘束点とする。

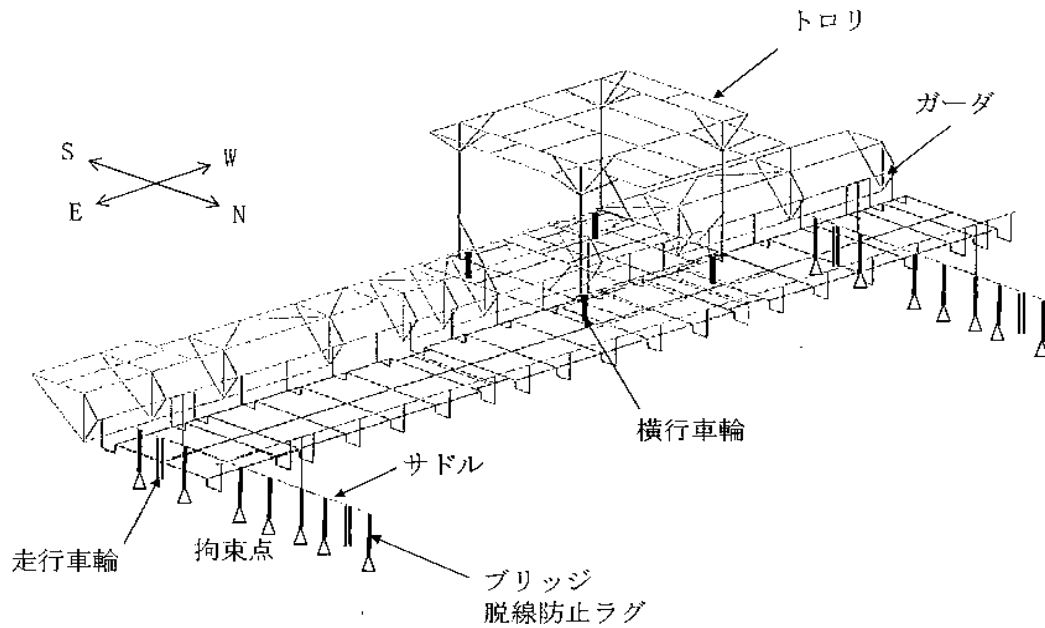


図 2.2-2 地震応答解析モデル

3) 設計震度

- ・死荷重は鉛直下向きに 1G とする。
- ・地震荷重は、図 2.2-1 に示す床応答スペクトルを入力する。ただし、レールと車輪の走行方向のすべりを考慮し、ブリッジの NS 方向及びトロリの NS, EW 方向については、2.1.2 項で述べた最大静止摩擦係数より求めた値を水平方向設計震度とする。

			固有周期 (s)	設計震度
水平方向	ブリッジ	NS 方向	—	0.15*
		EW 方向	0.034	1.76
	トロリ	NS 方向	—	0.15*
		EW 方向		0.15*
鉛直方向			0.065	2.34

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

4) 地震応答解析結果

燃料取扱機の地震応答解析結果を図 2.2-3 に示す。

これは死荷重，水平地震及び鉛直地震の荷重を加算して，各部材毎に応力を求めて表示したものである。

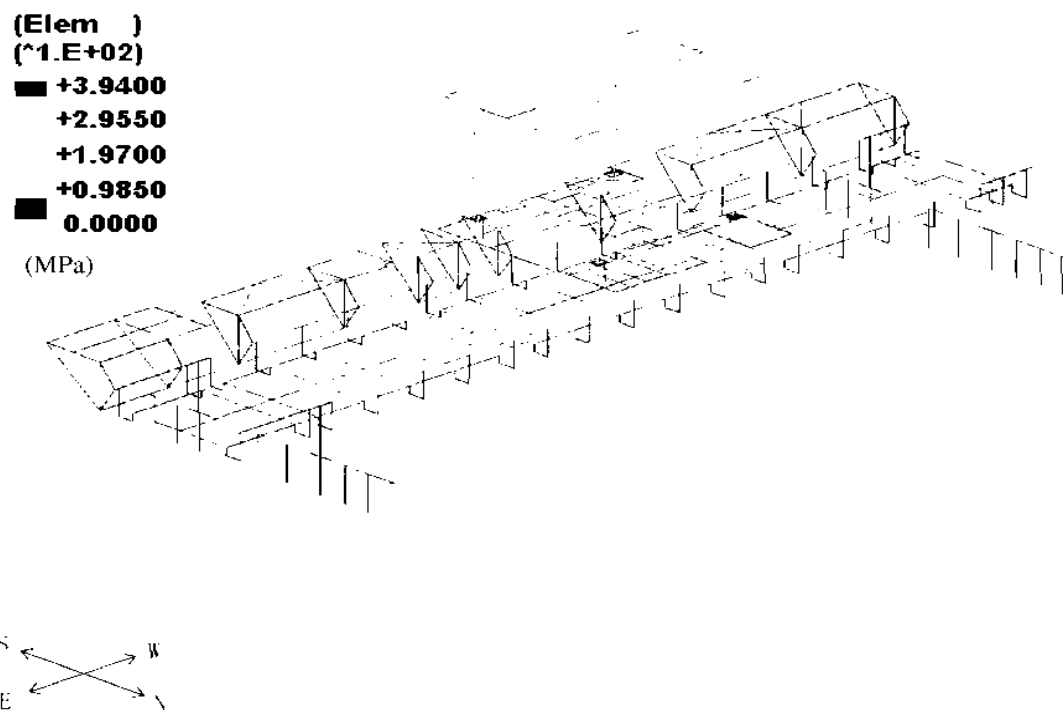


図 2.3-3 地震応答解析結果

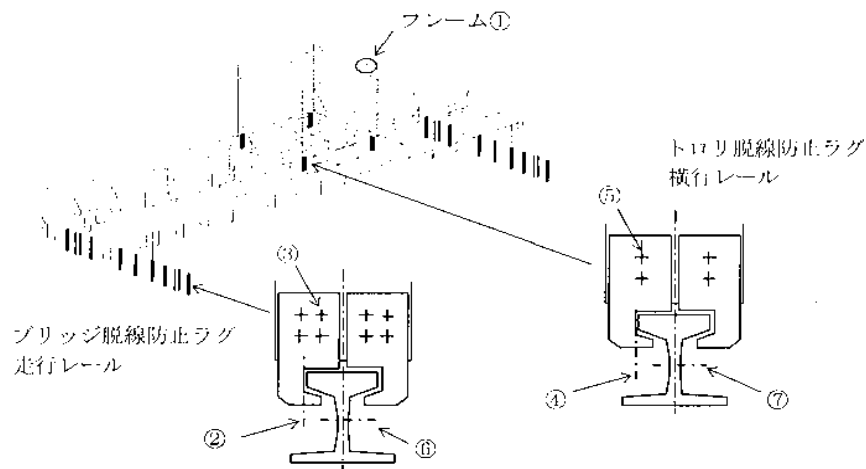
(3) 燃料取扱機の構造強度評価結果

燃料取扱機の応力評価結果を表 2.2-2 に示す。算出応力は許容応力以下であるので、燃料取扱機は基準地震動 S_s に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.2-2 応力評価結果纏め

(単位：MPa)

部位		使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
燃料取扱機構造物 フレーム①		SS400 STKR400	曲げ	316	394
			せん断	13	227
			組合せ	316	394
ブリッジ	脱線防止 ラグ②	SS400	曲げ	125	394
			せん断	38	227
			組合せ	140	394
	取付ボルト③	SCM435	せん断	66	523
トロリ	脱線防止 ラグ④	SS400	曲げ	90	394
			せん断	35	227
			組合せ	107	394
	取付ボルト⑤	SCM435	せん断	139	523
走行レール⑥		レール鋼 (CR 73K-DHH)	曲げ	531	1080
			せん断	42	623
			組合せ	535	1080
横行レール⑦		レール鋼 (1 類 AR 30A)	曲げ	568	690
			せん断	24	398
			組合せ	569	690



2.3. クレーンの構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

クレーンについて、地震応答解析を実施し、応力評価を行う。

1) 使用材料及び許容応力

クレーンの物性値及び許容応力を表 2.3-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。落下防止の観点から、曲げと組合せは設計引張強さ S_u を許容応力とする。せん断応力は JEAG4601・補-1984 に従い引張応力から換算して、設計引張強さ S_u を $1/\sqrt{3}$ 倍して用いる。

表 2.3-1 物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	温度 (℃)
クレーン本体 ガーダ	SM490A	201,000	0.3	50

許容応力

部位		使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
クレーン本体 ガーダ	中央	SM490A	曲げ	480
	端部	SM490A	せん断	277
脱線防止ラゲ		SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
トロリストッパ		SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含むクレーン自身の質量による荷重である。

地震荷重は弾性設計用地震動 S_d による荷重であり、水平 2 方向の地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

- ・ 死荷重・水平地震 (NS, EW 方向) ・鉛直地震

クレーン本体ガード質量	170,000(kg)
トロリ質量	103,000(kg)
吊り荷質量	100,000(kg)

(2) クレーンの地震応答解析

解析は、地震応答解析モデルにより計算機コード「ABAQUS」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う

1) 解析に用いる入力地震動

クレーンの入力地震動は、弾性設計用地震動 S_d を入力した時のクレーン支持用架構の地震応答計算から得られる O.P.50.22m（添付資料－4－2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波形を図 2.3-1 に示す。なお、死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波はクレーンの走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち、クレーンに対し最も影響を与えるものである。

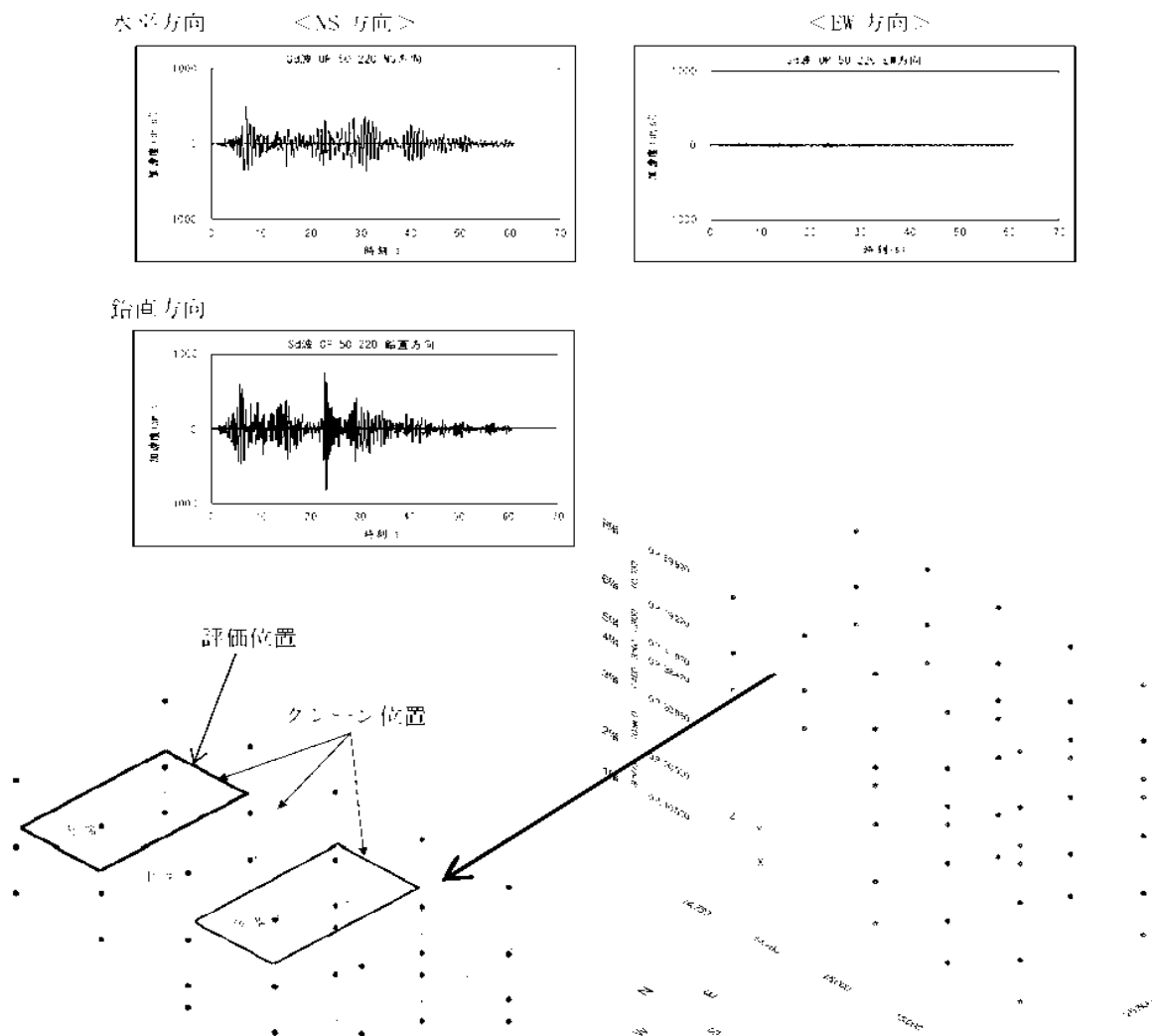


図 2.3-1 時刻歴加速度波形

2) 地震応答解析モデル

クレーンの地震応答解析モデルを図 2.3-2 に示す。

解析モデルは、ビーム及び非線形要素でモデル化しており、走行車輪部下端がクレーン支持用架構側との取り付け点であるため、それを拘束点とする。

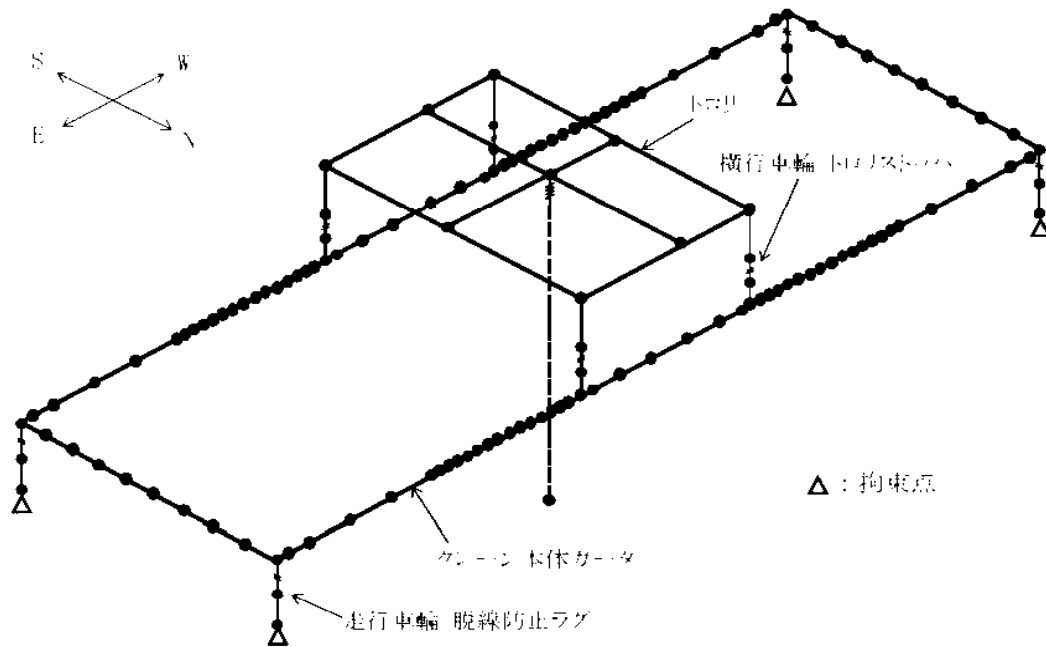


図 2.3-2 地震応答解析モデル

3) 設計地震

脱線防止ラグ及びトロリストッパの評価において、設計震度は以下とする。

	固有周期 (s)	設計震度
走行方向 (NS 方向)	—	0.075*
横行方向 (EW 方向)	0.020	0.89

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

4) 地震動の入力方法の考え方

クレーンに入力される時刻歴波は、クレーン周囲のクレーン支持用架構の節部分からランウェイガーダ／走行レールを経由してクレーン車輪部に入力されることとなるが、クレーンの位置により時刻歴波が異なることから、クレーン重心位置に応じて平均化した時刻歴波を入力地震動とする。

5) 地震応答解析結果

クレーンの地震応答解析結果を表 2.3-2 に示す。

地震応答解析結果は時刻歴応答結果の最大値を用いる。

表 2.3-2 クレーンの地震応答解析結果

部位		荷重の種類	荷重の方向	荷重値
クレーン本体 ガーダ	中央	曲げモーメント (N・mm)	鉛直	1.707×10^{10}
			水平	8.429×10^8
	端部	せん断力(N)	鉛直	2.372×10^6
脱線防止ラグ		圧縮力(N)	鉛直	2.779×10^5
トロリストッパ			鉛直	1.877×10^5

注：絶対値にて表示している。

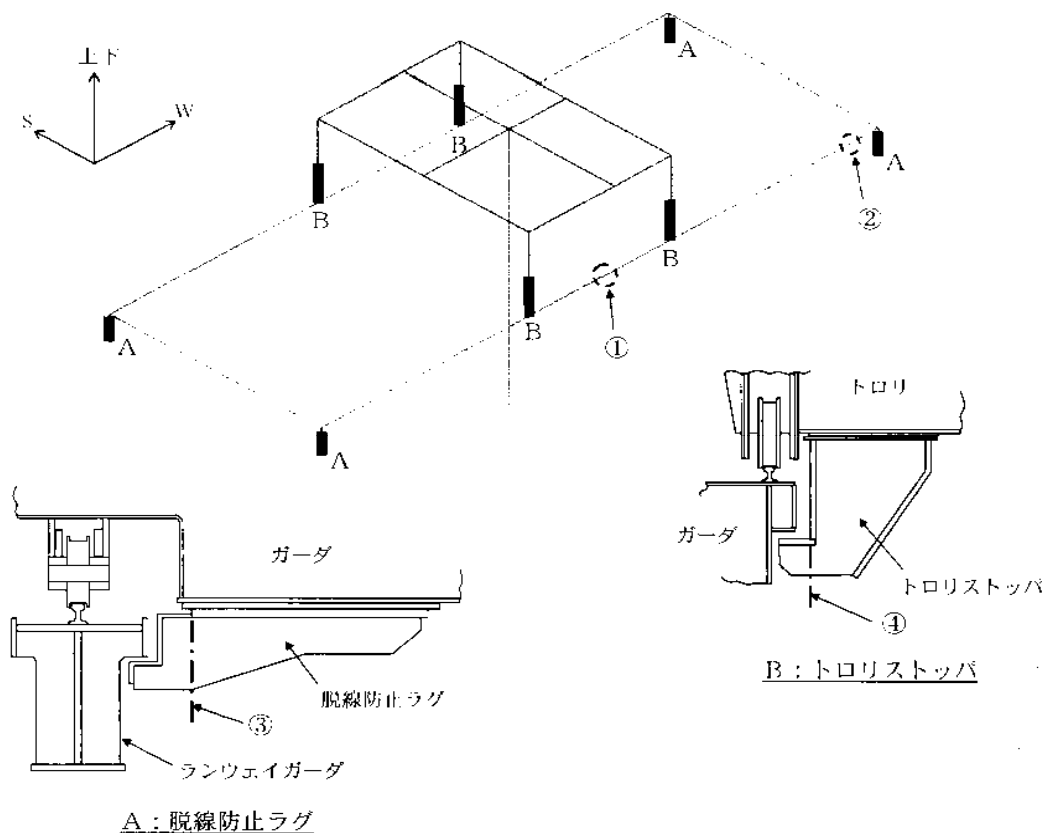
(3) クレーンの構造強度評価結果

クレーンの構造強度評価結果を表 2.3-3 に示す。算出応力は許容応力以下であるので、クレーンは弾性設計用地震動 S_d に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.3-3 応力評価結果纏め

(単位：MPa)

部位		使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
クレーン本体 ガーダ	中央①	SM490A	曲げ	140	480
	端部②	SM490A	せん断	60	277
脱線防止ラグ③		SS400	曲げ	87	394
			せん断	12	227
			組合せ	89	394
トロリストッパ④		SS400	曲げ	30	394
			せん断	9	227
			組合せ	34	394



耐震解析に用いるコード（SAP IV）について

項目 \ コード名	SAP IV
開発機関	米国カリフォルニア大学
使用したバージョン	導入時バージョンのまま
開発時期	1973 年
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは、有限要素法による静的・動的解析汎用プログラムである。</p> <p>1970 年に SAP の初版が発表された後、SOLID SAP（SAP II）、SAP IIIを経て、全面的改訂を加えられ 1973 年に SAP-IVとして公開された。</p> <p>以下に示す構造に対し、4 種類の解析を行うことができる。</p> <p><構造></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. トラス構造問題 2. ラーメン構造問題 3. 平面応力／平面ひずみ問題、軸対象固体問題 4. 固体問題 5. 厚肉殻 6. 板曲げ及び薄肉殻問題 7. 配管系問題 <p><解析></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 静的解析 2. 固有値解析 3. 動的応答解析 4. スペクトル解析
検証方法	<ul style="list-style-type: none"> ・ 別計算機コード「構造解析用計算機コード（NASTRAN 2005.0.0 による検証が実施されていることを確認した。 ・ 理論解による検証が実施されていることを確認した。（詳細は添付 1 参照）

添付 1 解析及び計算機コードの検証

1. 解析の検証

1.1 解析フローチャート

本資料において使用した計算機コード「SAP-IV」を用いて得られた計算結果の妥当性を確認し、本計算機コードの検証を行うものである。また、本計算機コードを用いた計算のフローを図 1-1 に示す。

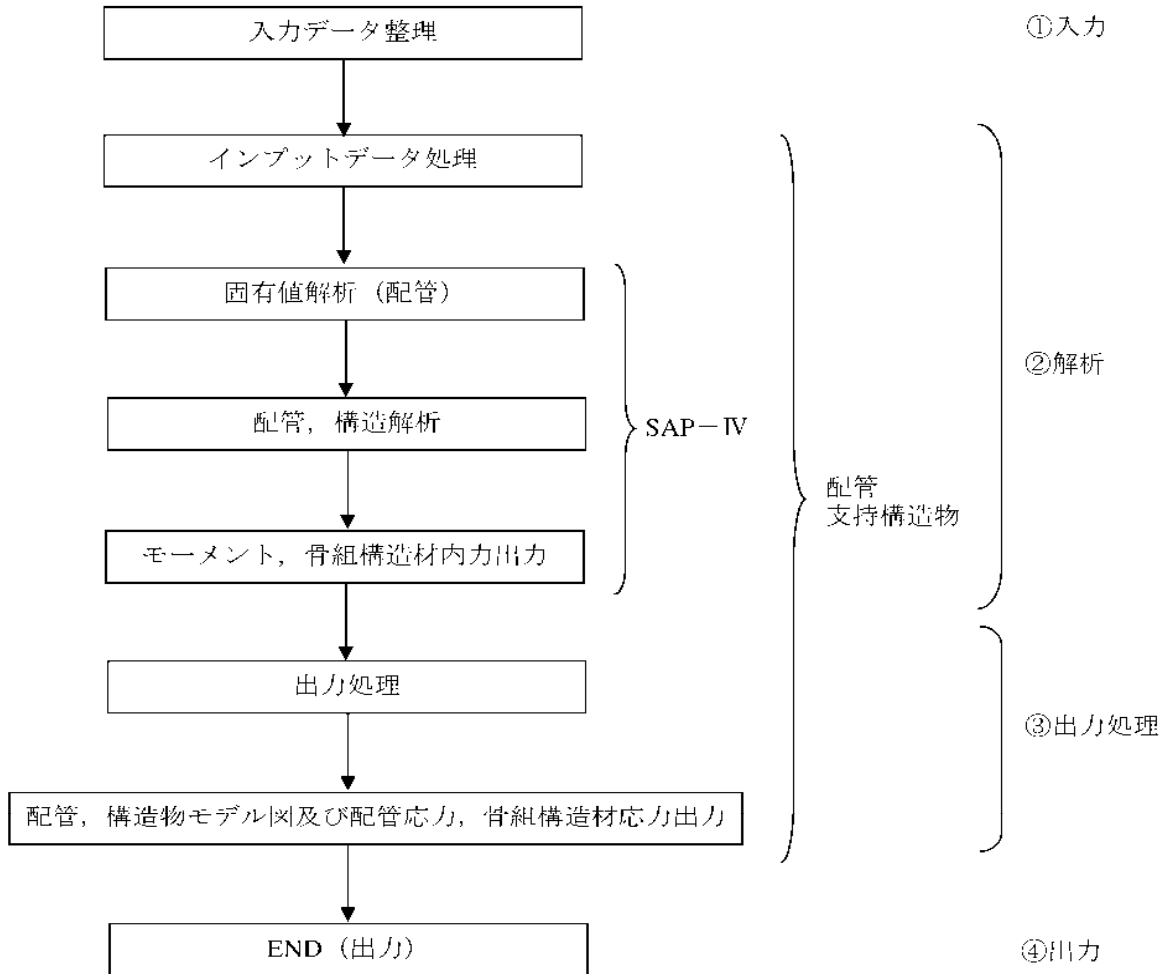


図 1-1 計算フロー

1.2 解析の検証

図 1-1 に示した各フローにおける検証方法を以下に示す。

- ・「①入力」

材料、弁質量及び骨組材断面性能等の解析条件の入力に対し、正しく条件が入力されていることの確認を行った。

- ・「②解析」

配管については、別の構造解析用計算機コードを用いて、代表的な配管検証用モデルに対する計算を行い、比較を行うことによって、計算結果の妥当性の確認を行った（2.1 配管参照）。

支持構造物については、材料力学に基づく手計算手法を用いて、代表的な簡易骨組モデルに対する計算を行い、比較を行うことによって計算結果の妥当性の確認を行った（2.2 支持構造物参照）。

- ・「①入力」・「②解析」・「③出力処理」・「④出力」

「SAP-IV」により出力されたモーメントは応力に変換され、正しく出力されていることを確認した。これらの処理は、手計算によりその妥当性について確認を行った。

1.3 結論

以上より、解析結果の検証を行い、手順①～④の妥当性を確認した。

2. 計算機コードの検証

2.1 配管

(1) 検証の概要

計算機コード「SAP-IV」による計算結果の検証用に用いた構造解析用計算機コード「NASTRAN」は NASA で開発されたプログラムであり、1965 年開発後、これまで約 40 年の使用実績があり、世界的に使用実績及びクライアント数の多いプログラムの一つである。「SAP-IV」と「NASTRAN」を用いて代表的な配管検証用モデルを対象に解析を行い、得られた結果を比較することにより、検証を行った。

(2) 検証解析

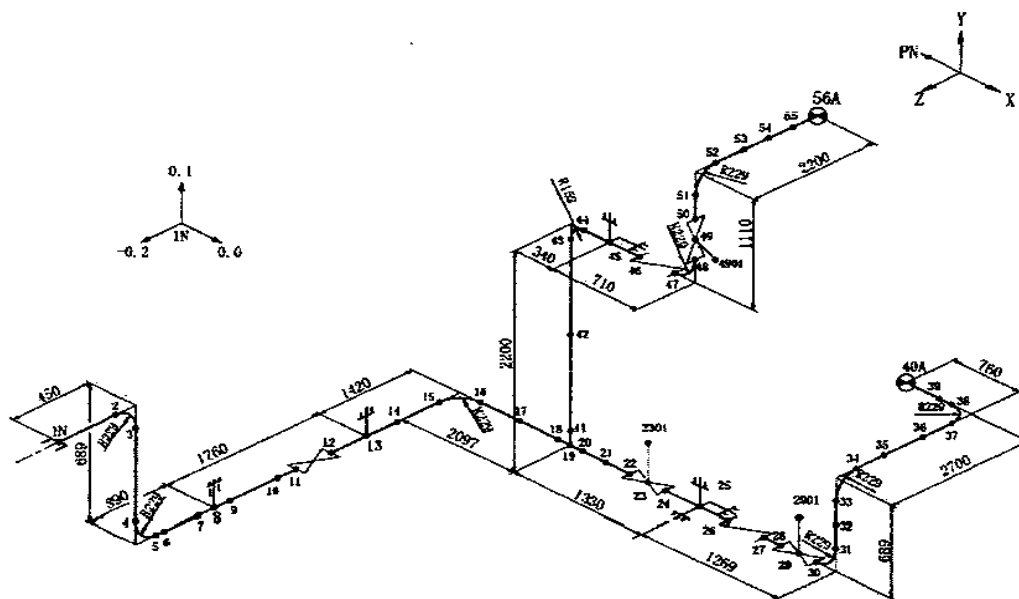
代表的な配管検証用モデルについて、「SAP-IV」及び「NASTRAN」を用いて解析し、両者の解析結果を比較評価する。以下に解析内容及び検証項目を示す。

解析内容	検証項目
静的解析（自重・熱膨張）	拘束点反力

(3) 解析条件

以下に解析モデル及び設計条件を示す。

・解析モデル



鳥瞰図記号凡例

記 号	内 容
●	質 点
⊗	ア ン カ
≡	レストレイント
≡	リジットハンガ
Y (mm) ↑ Z (mm) X (mm)	主要機器取合点等の移動量
注：鳥瞰図中の寸法の単位はmmである。	

弁部の質量

質量	対応する評価点	質量	対応する評価点
278.4kg/m	11～12	59.9kg	22～23
59.9kg	23～24	185.4kg/m	26～27
59.7kg	28～29	127.4kg	29～30
185.4kg/m	46～47	127.9kg	48～49
59.9	49～50	119.9kg	2301
119.4kg	2901	119.9kg	4901

・設計条件

以下に示す荷重条件のもとで、配管系の静的な解析を行った。

- a. 自重
- b. 熱膨張

解析 範囲									
管番号	対応する評価点	最高使用圧力 (MPa)	最高資料温度 (℃)	運転温度 (℃)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	縦弾性係数* (MPa)	熱膨張係数* ($\times 10^{-6}$ mm/mm℃)
1	1N～11,12～22 24～26,27～28 19～43,44～46 47～48	1.04	93	40	165.2	7.1	STPT410	201667	10.3
2	30～40A	0.43	93	40	165.2	7.1	STPT410	201667	10.3
3	43～44	1.04	93	40	165.2	7.1	STPT410	201667	10.3
4	50～56A	1.04	93	40	165.2	7.1	SUS304TP	193667	15.4

注記*：運転温度における縦弾性係数及び熱膨張係数を示す。

(4)解析結果の比較

表 2-1 拘束点反力（「SAP-IV」と「NASTRAN」の比較）

自重

(単位：N)

節点	SAP-IV			NASTRAN		
	Fx	Fy	Fz	Fx	Fy	Fz
1N	10	442	-99	20	452	-99
8	0	1001	0	0	981	0
13	0	1991	0	0	2021	0
25	599	7365	344	618	7385	344
40A	-89	1226	-89	-89	1226	-99
45	275	4649	0	246	4629	0
56A	-795	1373	-148	-785	1354	-148

熱膨張

(単位：N)

節点	SAP-IV			NASTRAN		
	Fx	Fy	Fz	Fx	Fy	Fz
1N	99	-138	-148	99	-138	-148
8	0	50	0	0	50	0
13	0	383	0	0	383	0
25	-89	1030	-246	-89	1030	-246
40A	-89	-148	246	-89	-148	246
45	363	-991	0	363	-991	0
56A	-295	-187	148	-295	-197	148

(5) 検証結果

表 2-1 における自重及び熱膨張による拘束点反力の比較結果のとおり、両者でよく一致している。

以上の結果から、代表的な配管検証用モデルを用いた両者の解析結果はほぼ同等であり、「SAP-IV」の妥当性が確認された。

2.2 支持構造物

(1) 検証の概要

材料力学に基づく手計算手法を用いて、代表的な簡易骨組構造モデルに対する計算を行い、得られた結果を比較することにより検証を行った。

(2) 検証解析

代表的な支持構造物検証用モデル「H 形鋼材」及び「L 形鋼材」について、「SAP-IV」及び「手計算手法」を用いて、両者の比較評価をする。

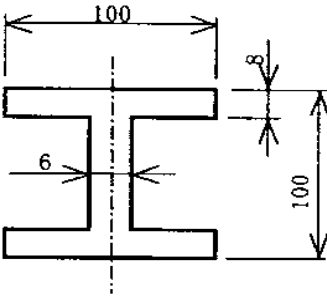
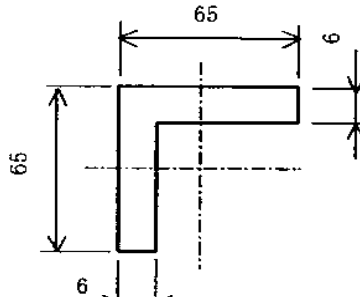
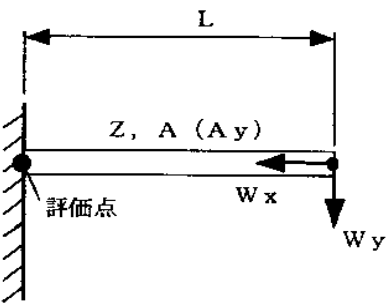
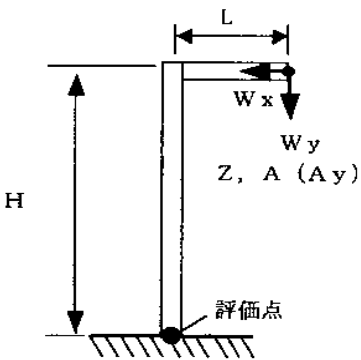
以下に、計算内容及び検証項目を示す。

計算内容	検証項目
圧縮応力，曲げ応力，せん断応力	発生応力

(3) 解析条件

・解析モデル

(単位：mm)

評価1 H形鋼材片持ち梁構造	評価2 L形鋼材L型構造
 <p>H鋼断面</p>	 <p>L鋼断面</p>
 <p>・発生応力</p> <p>圧縮応力：$Wx \cdot g / A$ 曲げ応力：$Wy \cdot g \cdot L / Z$ せん断応力：$Wy \cdot g / Ay$</p>	 <p>・発生応力</p> <p>圧縮応力：$Wy \cdot g / A$ 曲げ応力：$(Wy \cdot g \cdot L - Wx \cdot g \cdot H) / Z$ せん断応力：$Wx \cdot g / Ay$</p>

・設計条件

			評価1	評価2
付加質量	Wx	kg	0	0
	Wy	kg	61	36
梁長さ	L	mm	300	67.5
柱高さ	H	mm		292.5
重力加速度	g	m/s ²	9.80665	9.80665
断面係数	Z	mm ³	67800	6270
断面積	A	mm ²	2190	752.7
有効断面積 (せん断面積)	Ay	mm ²	504	354

(4) 評価結果の比較

表 2-2 発生応力（「SAP-IV」と「手計算手法」の比較）

H 形鋼材

	SAP-IV			手計算手法		
	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力
発生応力 (MPa)	0	3	2	0	2.7	1.2

L 形鋼材

	SAP-IV			手計算手法		
	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力
発生応力 (MPa)	1	4	0	0.5	3.9	0

(5) 検証結果

表 2-2 における H 形鋼材及び L 形鋼材による発生応力の比較結果のとおり、両者でよく一致している。

以上の結果から、代表的な簡易骨組構造モデルを用いた両者の計算結果はほぼ同等であり、「SAP-IV」の妥当性が確認された。

耐震解析に用いるコード（ABAQUS）について

項目 \ コード名	ABAQUS
開発機関	ABAQUS 社
使用したバージョン	Version 6.5.4
開発時期	2005 年（初版開発時期 1978 年）
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは、有限要素法による線形／非線形の静的・動的解析汎用プログラムである。以下に示す解析機能及び要素を有している。</p> <p><解析機能></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 線形・非線形静的応力／変位解析 2. 動的／変位解析 3. 非定常の動的／変位解析 4. 定常・非定常の伝熱解析 5. 弾塑性解析 6. 大変形解析 <p><要素></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 軸対象 2. 平面ひずみ／平面応力 3. 三次元ソリッド 4. 三次元シェル 5. トラス 6. はり
検証方法	<p>・振動試験結果とコードによる地震応答計算結果を比較して検証*が実施されていることを確認した。</p>

注記：以下の文献を確認し、検証されたコードであることを確認した。

＊：平成 19 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査
動的上下動耐震試験（クレーン類）に係る報告書
（平成 21 年 1 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構）

3. 別添

別添 1 4号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の耐震性に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。

表－１ ４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項（燃料取扱機）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主要部材の材質を確認する。	実施計画通りの材料を使用していること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	組み立てた状態における外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	組み立てた状態における据付状態を確認する。	実施計画の通りに施工・据付がなされていること。

表－２ ４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項（クレーン）

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認		実施計画に記載されている主要部材の材質を確認する。	実施計画通りの材料を使用していること。
	構造確認	寸法確認	実施計画に記載されている主要寸法を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
		外観確認	組み立てた状態における外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	組み立てた状態における据付状態を確認する。	実施計画の通りに施工・据付がなされていること。

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書

1. 本説明書の記載範囲

本説明書は、第３号機及び第４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について記載するものである。なお、第３号機及び第４号機以外については、現地工事開始前までに報告を行い、確認を受けることとする。

2. 第４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

2.1 概要

2.1.1 一般事項

第４号機燃料取り出し用カバーは、使用済燃料プールを覆う構造としており、クレーン支持用架構と燃料取扱機支持用架構を有し、それぞれについて構造強度と耐震性について検討を行う。なお、耐震設計上の重要度分類は、燃料取扱設備の間接支持構造物としてＢクラス相当とする。

燃料取り出し用カバーの構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し、耐震性は基準地震動 S_s に対する地震応答解析を実施し、燃料取り出し用カバーの損傷が原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 2.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

なお、一部損壊した原子炉建屋に接合される燃料取扱機支持用架構の施工前において、本説明書で想定しているように、原子炉建屋の接合部が施工に十分な状態かどうか確認した点検結果を別途報告するとともに、不具合が見つかった場合には、適切に補修等を実施する。

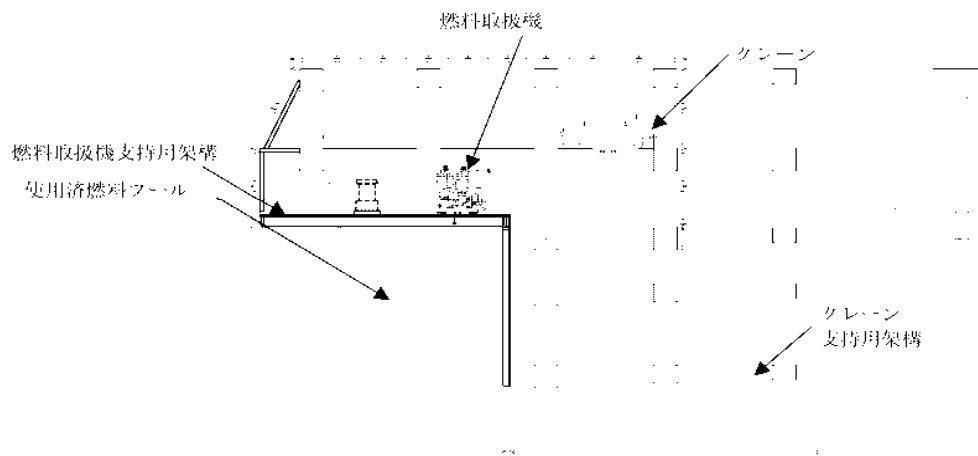


図 2.1.1-1 燃料取り出し用カバーのイメージ

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

- (1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
- (2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
- (3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
- (4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
- (5) 建築基礎構造設計指針（日本建築学会，2001 改定）
- (6) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書（国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省
国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議，2007 刊行）
- (7) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，1975 発行）
- (8) 建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事（日本建築学会，1996 改定）
- (9) 各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会，2010 改定）

また、原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

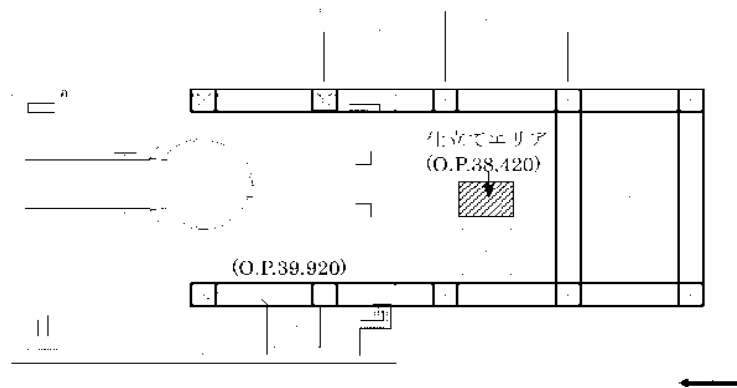
- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，
昭和 62 年 8 月 改訂）
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査
委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
- (3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成
20 年 12 月 改定）
- (4) 乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程（JEAC
4616-2009）（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 21 年 12 月 制定）

2.1.2 クレーン支持用架構

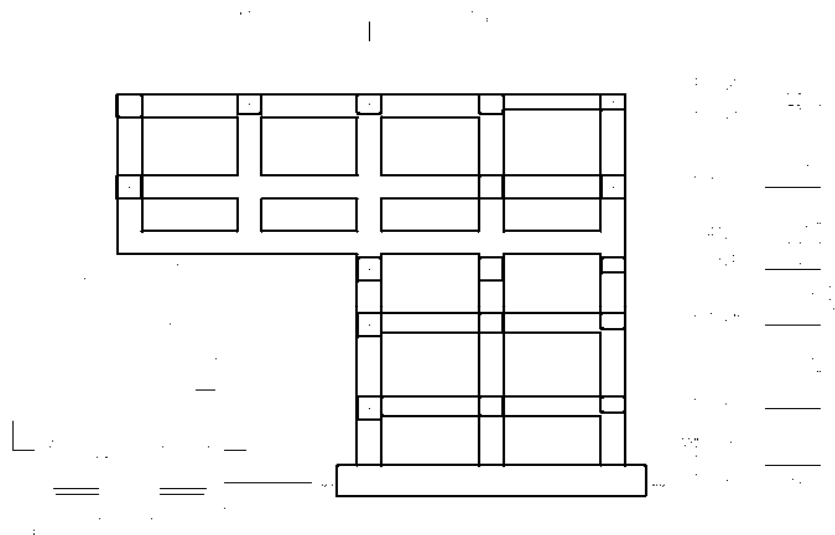
クレーン支持用架構はキャスク搬出入用の天井クレーンを支持する架構で、南北方向に 30.00m、東西方向に 25.50m、地盤面からの高さが 51.42m の柱部分と、北方向に 29.50m 跳ね出した片持ち梁部分からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で、構造種別は鉄骨造である。柱、大梁には、箱型断面部材を用いる。

基礎形式は基礎スラブによる直接基礎とし、地震時の基礎の転倒防止対策として地盤アンカーを用い、基礎スラブを支持する地盤は地盤改良により強固な支持地盤を形成する。改良地盤は既存の原子炉建屋と同様に泥岩に着底している。

クレーン支持用架構の概要を図 2.1.2-1 に、基礎スラブ及び改良地盤の概要を図 2.1.2-2 に示す。

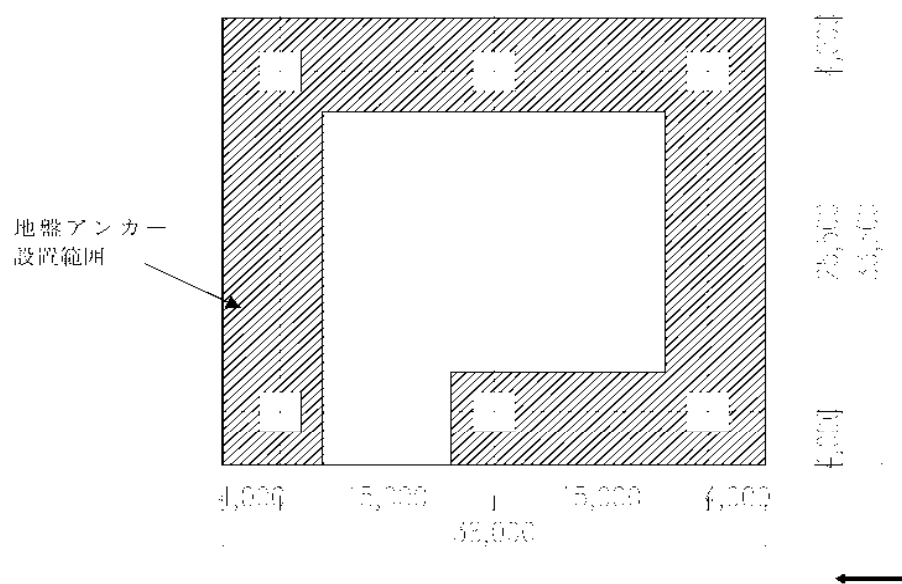


(a) 梁伏図 (O. P. 43, 420)

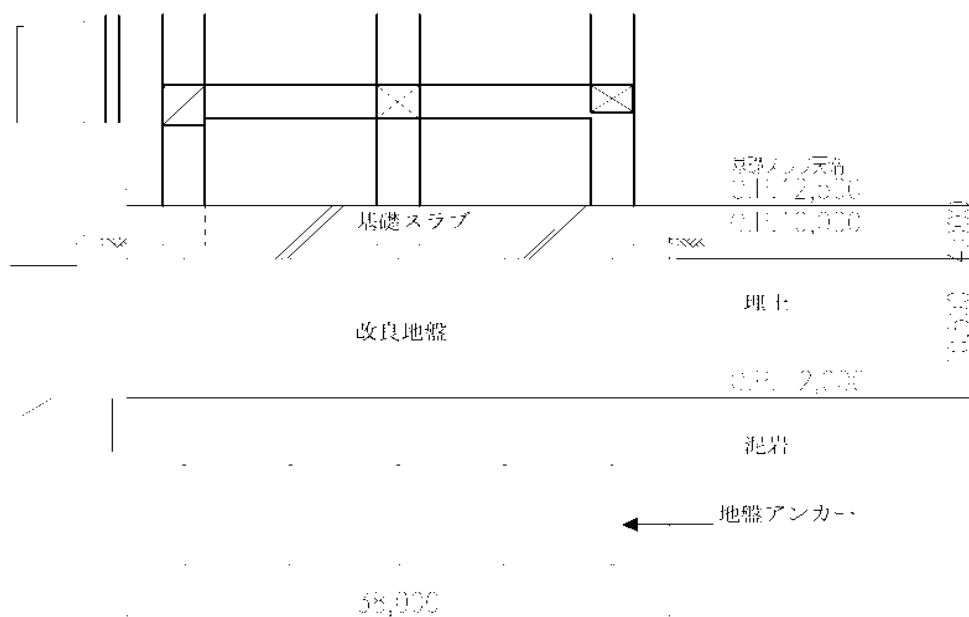


(b) 軸組図

図 2.1.2-1 クレーン支持用架構の概要（単位：mm）



(a) 基礎伏図



(b) 基礎断面図

図 2.1.2-2 基礎スラブ及び改良地盤の概要 (単位: mm)

2.1.3 燃料取扱機支持用架構

燃料取扱機支持用架構は燃料取扱機を支持する架構で、南北方向に 30.50m、東西方向に 13.36m、地盤面からの高さが 30.77m の柱及び梁からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で、構造種別は鉄骨造である。

支持形式は、原子炉建屋シェル壁上端及び 1 階から 2 階の南側外壁に支持する構造である。燃料取扱機支持用架構の概要を図 2.1.3-1(1) 及び図 2.1.3-1(2) に示す。

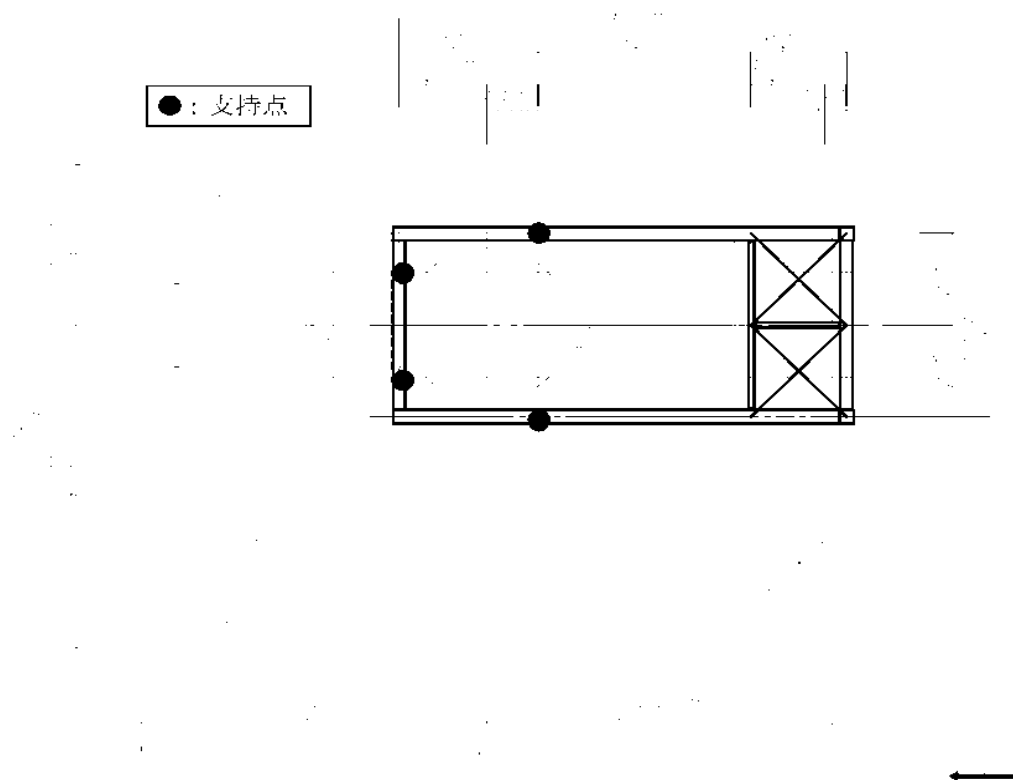
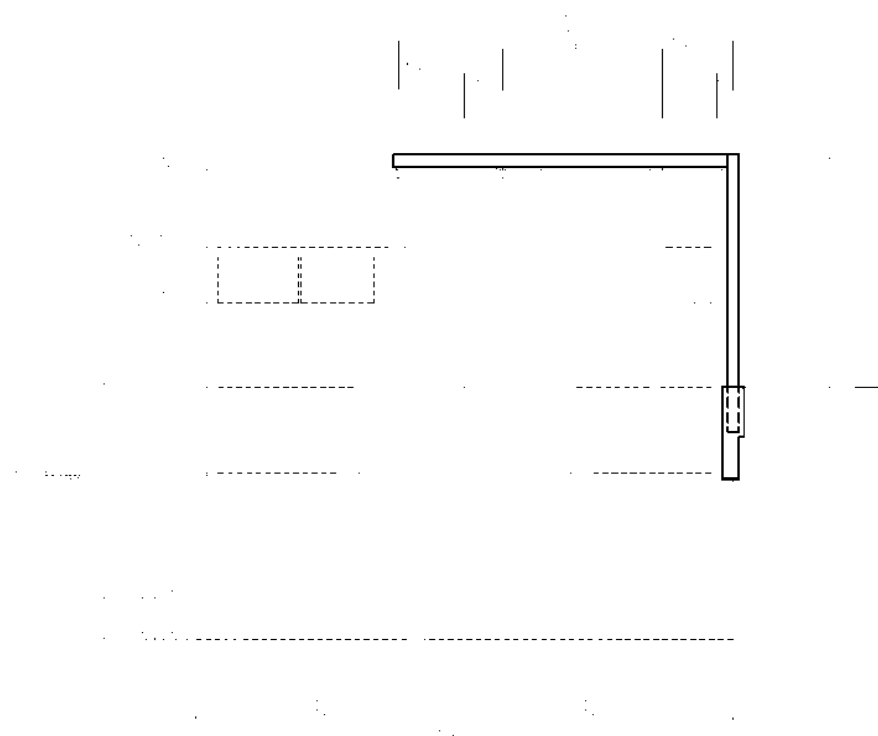
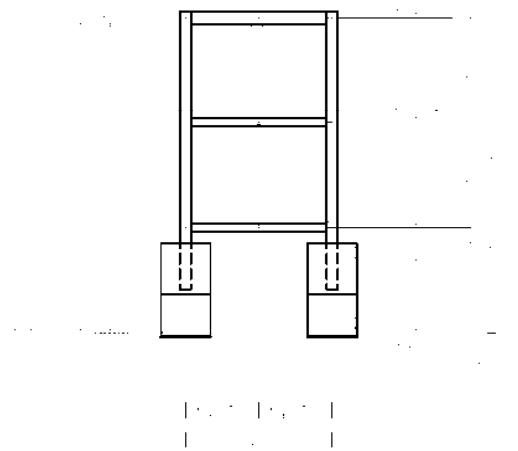


図 2.1.3-1(1) 燃料取扱機支持用架構の概要(梁伏図 (0.P.41,420)) (単位: mm)



(a) 断面図



(b) 立面図

図 2.1.3-1 (2) 燃料取扱機支持用架構の概要 (単位: mm)

2.2 クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性について

クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.2-1 に示す。

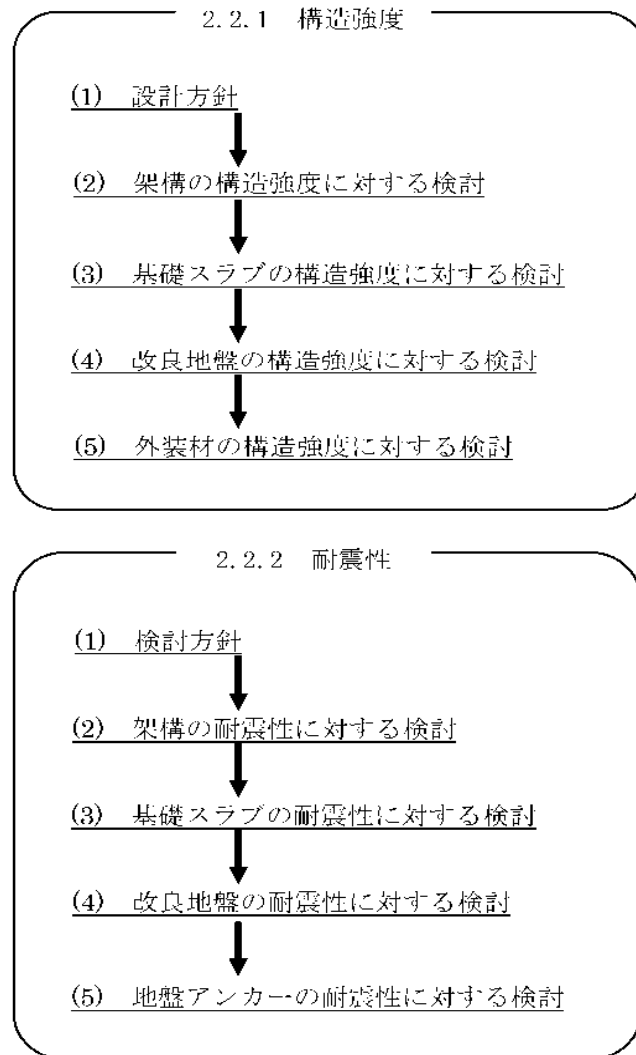


図 2.2-1 クレーン支持用架構の検討フロー

2.2.1 構造強度

(1) 設計方針

構造強度の検討は、クレーン支持用架構、基礎スラブ、改良地盤及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1) 使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 2.2.1-1(1) 及び表 2.2.1-1(2) に示す。

表 2.2.1-1(1) クレーン支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)
架 構	鉄骨	2.05×10 ⁵	0.3	77.0
基礎スラブ	コンクリート	2.44×10 ⁴	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm²)

設計基準強度 σ_{ck}	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0		0.790	20.0		1.185

鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm²)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			
SD390	D29 未満	215	195	390	390
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm²)

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T ≤ 40mm	SS400, SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い、左記 F の値より求める
T > 40mm	SN400B	215	
T ≤ 40mm	SM490A, SN490B	325	
T ≤ 40mm	SM520B	355	

表 2.2.1-1(2) 改良地盤、支持地盤の物性値及び許容応力度

改良地盤の許容応力度

(単位：kN/m²)

設計基準強度=2300* ¹	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
改良地盤	766		153	1533		306
断面欠損を考慮* ²	750	—	114	1502	—	229

*1：施工結果を反映した

*2：「JEAC4616-2009」に準拠し、断面欠損を鉛直方向に 2%、せん断方向に 25%考慮した

支持地盤の許容支持力度

(単位：kN/m²)

種別	長期* ¹	短期* ²
泥岩（岩盤）	1960	3920

*1：「福島第一原子力発電所第 4 号機工事計画認可申請書」による

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重 (VL)

クレーン支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で、固定荷重、機器荷重、配管荷重、積載荷重及び地盤アンカーの効果を考慮した荷重とする。

・クレーン荷重 (CL)

天井クレーンによる荷重を表 2. 2. 1-2 に示す。

表 2. 2. 1-2 クレーン荷重一覧表

クレーン自重	1666 kN
トロリ自重	1010 kN
吊荷	980 kN

・積雪荷重 (SL)

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

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/cm

・風圧力 (WL)

風圧力は建築基準法施行令に準拠し，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 2. 2. 1-3 に示す。

表 2. 2. 1-3 速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m ²)
52.73	1.28	2.00	3.28	30	1769

*： 建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

・地震荷重 (K)

水平地震力は O.P. 10.0m を基準面として、下式により算定し、算定結果を表 2.2.1-4 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

Q_i : 水平地震力 (kN)

n : 施設の重要度に応じた係数 ($n=1.5$)

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 当該部分が支える重量 (kN)

Z : 地震地域係数 ($Z=1.0$)

R_t : 振動特性係数 ($R_t=1.0$)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、クレーン支持用架構の固有値を用いたモーダル法 (二乗和平方根法) により求める。

C_0 : 標準せん断力係数 ($C_0=0.2$)

表 2.2.1-4 水平地震力の算定結果

階	標 高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	W_i (kN)	A_i		$n \cdot C_i$		Q_i (kN)	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
R	61.42	10569	—	—	—	—	—	—	—
6	50.72~61.42	13780	10569	1.443	1.477	0.433	0.443	4576	4683
5	43.42~50.72	5195	24349	1.302	1.328	0.391	0.398	9514	9702
4	39.92~43.46	9019	29544	1.254	1.272	0.376	0.382	11118	11271
3	32.46~39.92	5782	38563	1.183	1.187	0.355	0.356	13685	13730
2	21.50~32.46	6390	44345	1.113	1.114	0.334	0.334	14807	14818
1	12.50~21.50	—	50735	1.000	1.000	0.300	0.300	15221	15221

・荷重組合せ

設計で考慮するクレーンの位置を図 2.2.1-1 に、荷重組合せを表 2.2.1-5 に示す。

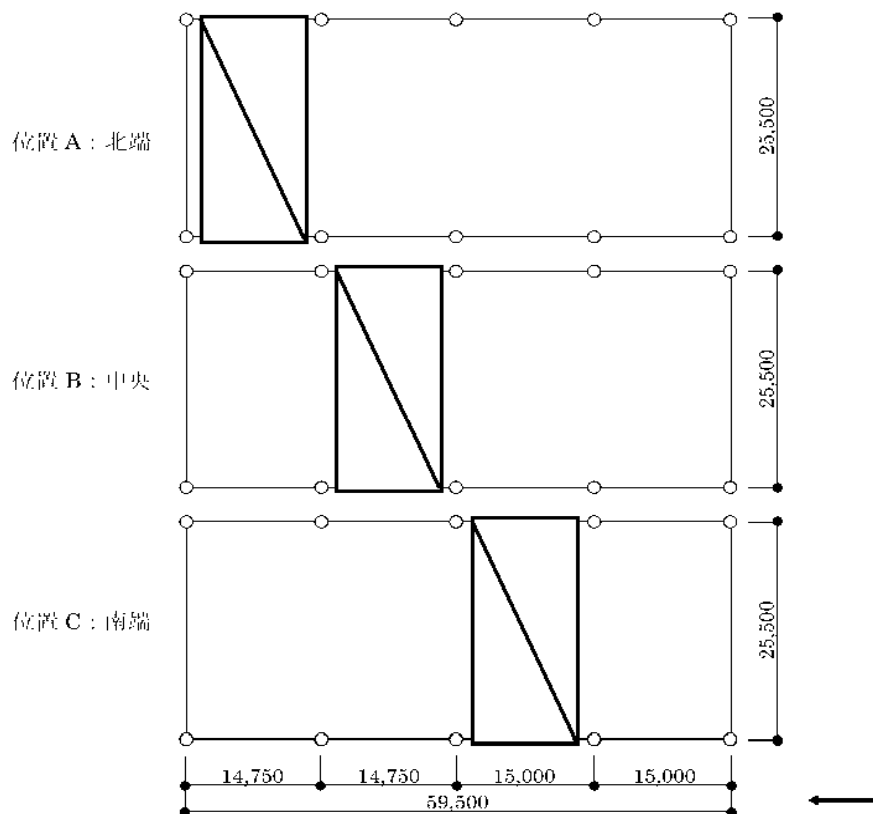


図 2.2.1-1 クレーンの位置 (単位: mm)

表 2.2.1-5 クレーン支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	$VL+CL^{*1}$	長期
積雪時 ^{*3}	S	$VL+CL^{*1}+SL$	短期
暴風時 ^{*3}	W	$VL+CL^{*1}+WL$	
地震時	E1	$VL+CL^{*1}+K(+NS)^{*2}$	
	E2	$VL+CL^{*1}+K(-NS)^{*2}$	
	E3	$VL+CL^{*1}+K(+EW)^{*2}$	
	E4	$VL+CL^{*1}+K(-EW)^{*2}$	

*1: 吊荷重量は、常時、積雪時及び暴風時はクレーン位置、地震時は仕立てエリアにて考慮する。

*2: 地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

*3: 短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお、地震時と暴風時のクレーン支持用架構の層せん断力について、風荷重の受圧面積が最大になる EW 方向で比較した結果を図 2. 2. 1-2 に示す。図 2. 2. 1-2 より、地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており、支配的な荷重である。

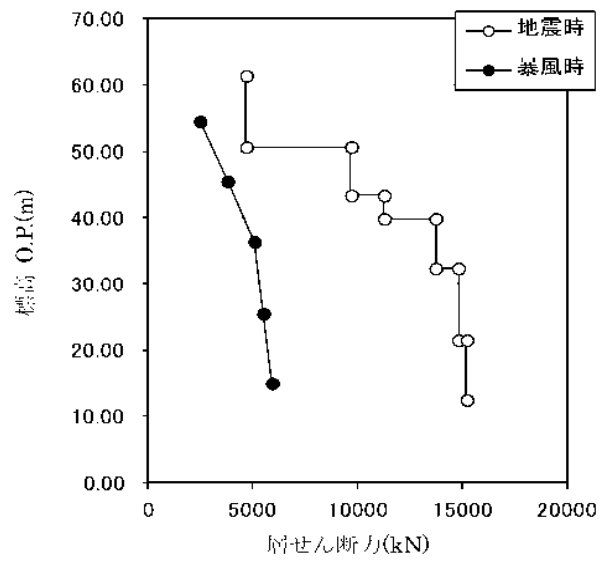


図 2. 2. 1-2 地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2) 架構の構造強度に対する検討

1) 解析モデル

クレーン支持用架構の解析モデルは、基礎スラブ厚中央（O.P.10.5m）より上部を立体架構モデルとし、柱及び梁の部材端部の条件は剛接、柱脚部は基礎下でピン支持とする。解析モデル、部材寸法及び応力検討箇所を図 2.2.1-3 に示す。ここに、使用する材質は SM490A とする。

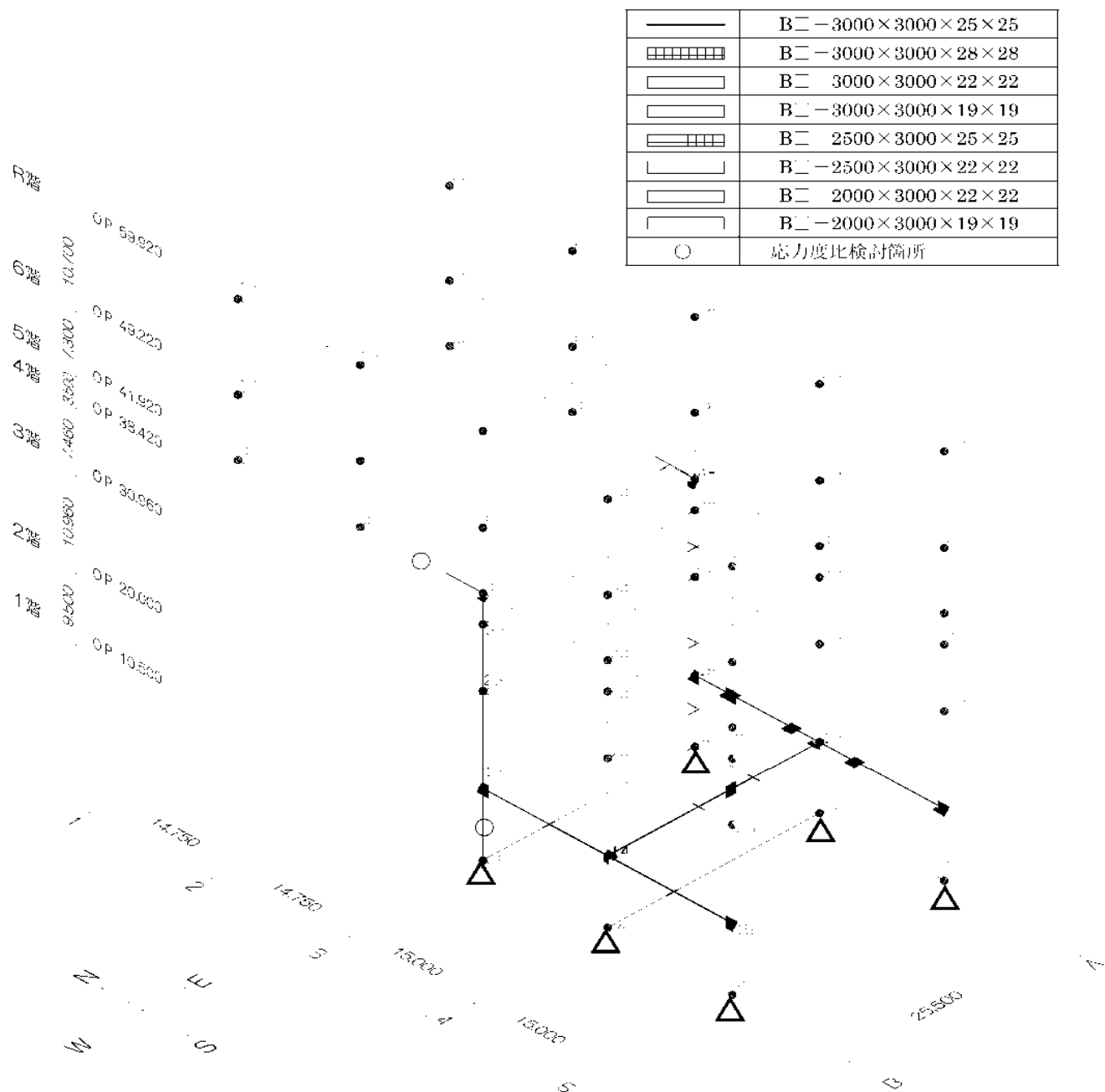


図 2.2.1-3 解析モデル図（単位：mm）

2) 断面検討

応力解析結果を用い、断面検討は二方向の曲げを図 2. 2. 1-4 に示すように考慮する。

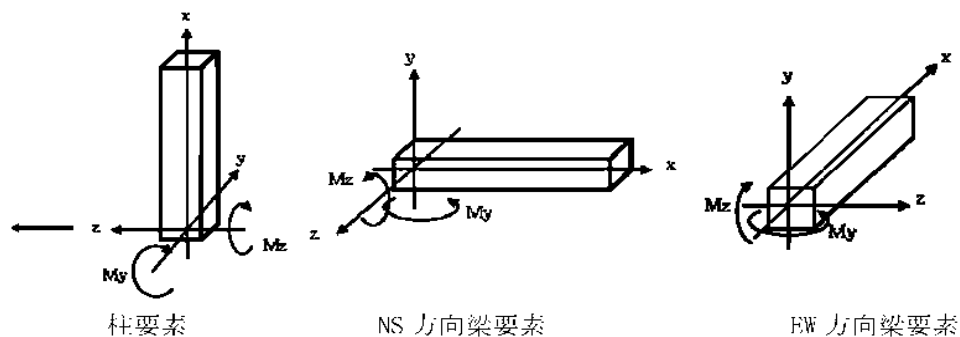


図 2. 2. 1-4 曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い、軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合
$$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_b} \leq 1$$

・軸引張の場合
$$\frac{\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_t} \leq 1$$

ここで、

σ_c : 軸応力度 (= N/A)

N : 軸力, A : 断面積

σ_{bz} : 部材 z 軸方向曲げ応力度 (= M_z/Z_z)

M_z, Z_z : 部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

σ_{by} : 部材 y 軸方向曲げ応力度 (= M_y/Z_y)

M_y, Z_y : 部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

f_c : 許容圧縮応力度

f_b : 許容曲げ応力度

f_t : 許容引張応力度

また、せん断力に対する検討は下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_z^2}}{f_t} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_y^2}}{f_t} \leq 1$$

ここで、

τ_z : 部材 z 軸方向せん断応力度 (= Q_z/A_{wz})

Q_z, A_{wz} : 部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

τ_y : 部材 y 軸方向せん断応力度 (= Q_y/A_{wy})

Q_y, A_{wy} : 部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.2.1-6 及び表 2.2.1-7 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。
断面検討の結果、全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.1-6 断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	37.3	216.7	0.52	OK
				曲げ My	8.4	216.7		
				圧縮 N	65.1	213.6		
				せん断 Qz	0.8	125.1		
				せん断 Qy	8.9	125.1		
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	93.0	216.7	0.55	OK
				曲げ My	0.4	216.7		
				圧縮 N	19.2	214.1		
				せん断 Qz	0.4	125.1		
				せん断 Qy	20.1	125.1		

*1：クレーンの位置を示す

表 2.2.1-7 断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	160.6	325.0	0.86	OK
				曲げ My	31.9	325.0		
				圧縮 N	79.5	320.4		
				せん断 Qz	7.9	187.6		
				せん断 Qy	37.1	187.6		
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	93.1	325.0	0.55	OK
				曲げ My	58.9	325.0		
				圧縮 N	20.0	321.1		
				せん断 Qz	8.3	187.6		
				せん断 Qy	20.5	187.6		

*1：クレーンの位置を示す

(3) 基礎スラブの構造強度に対する検討

1) 解析モデル

基礎スラブの応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行い、解析モデルは図 2.2.1-5 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

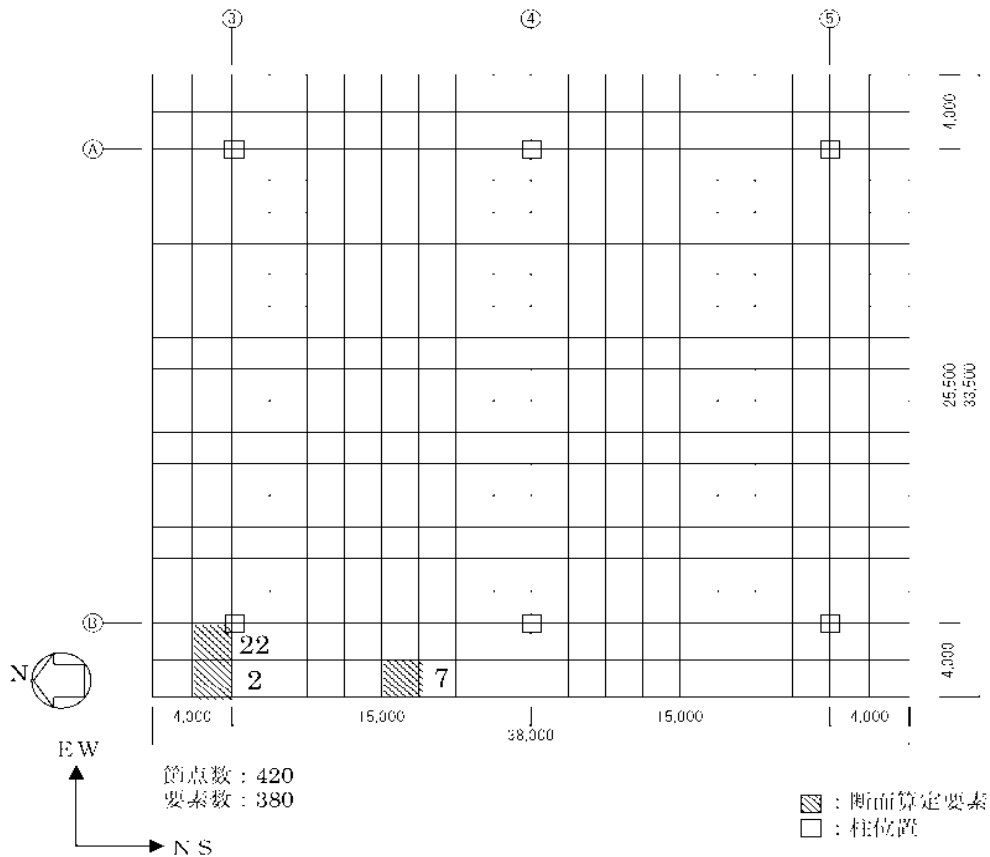


図 2.2.1-5 解析モデル図 (単位: mm)

2) 断面検討

組合せた応力より、各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め、設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 2.2.1-8 に示し、必要鉄筋比が最大となる要素を含む EW 方向の配筋図を図 2.2.1-6 に示す。

断面検討の結果、設計配筋は必要鉄筋比を上回り、また面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 2.2.1-8 基礎スラブの断面算定表

要素 番号	方向	荷重 ケース (位置)*1	設計応力		N/(b・D) e2 ($\times 10^{-3}$ N/mm ²)	M/(b・D) ² ($\times 10^{-3}$ N/mm)	P _r (%)	a _r (mm/m)	設計配筋 上段：上端筋 [断面積 mm ² /m] (pt :%) 下段：下端筋 [断面積 mm ² /m] (pt :%)	荷重 ケース (位置) ^{e1}	設計面外 せん断力 Q (kN/m)	許容 せん断力 f _{ct} ・b・j (kN/m)	判定
			N ^{e2} (kN/m)	M ^{e2} (kN・m/m)									
2	NS	C (A)	-53	2397	-1.4	15.0	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C (C)	126	2627	OK
		E3 (A)	-264	2643	-6.6	16.6	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1 (C)	215	3940	OK
	EW	C (A)	16	1589	0.4	10.0	0.06	2400	3 D38@200 [17100] (0.43)	C (A)	1583	2627	OK
		E3 (A)	110	2111	2.8	13.2	0.03	1200	2 D38@200 [11400] (0.29)	E3 (A)	1925	3940	OK
7	NS	C (A)	47	3678	1.2	23.0	0.13	5200	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C (C)	245	2627	OK
		E2 (A)	29	3932	0.8	24.6	0.07	2800	1 D38@200 [5760] (0.14)	E2 (C)	396	3940	OK
	EW	C (C)	2	40	0.1	0.3	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14)	C (B)	135	2627	OK
		E4 (A)	-26	112	-0.7	0.7	0.00	0	1 D38@200 [5700] (0.14)	E2 (A)	154	3940	OK
22	NS	C (A)	13	2582	0.4	16.2	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C (C)	104	2627	OK
		E2 (A)	239	4038	6.0	25.3	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1 (C)	541	3940	OK
	EW	C (A)	77	2818	2.0	17.7	0.10	4000	3 D38@200 [17100] (0.43)	C (C)	575	2627	OK
		E3 (A)	470	4754	11.8	29.8	0.07	2800	2-D38@200 [11400] (0.29)	E4 (A)	1227	3940	OK

*1：クレーンの位置を示す

*2：圧縮を正とする

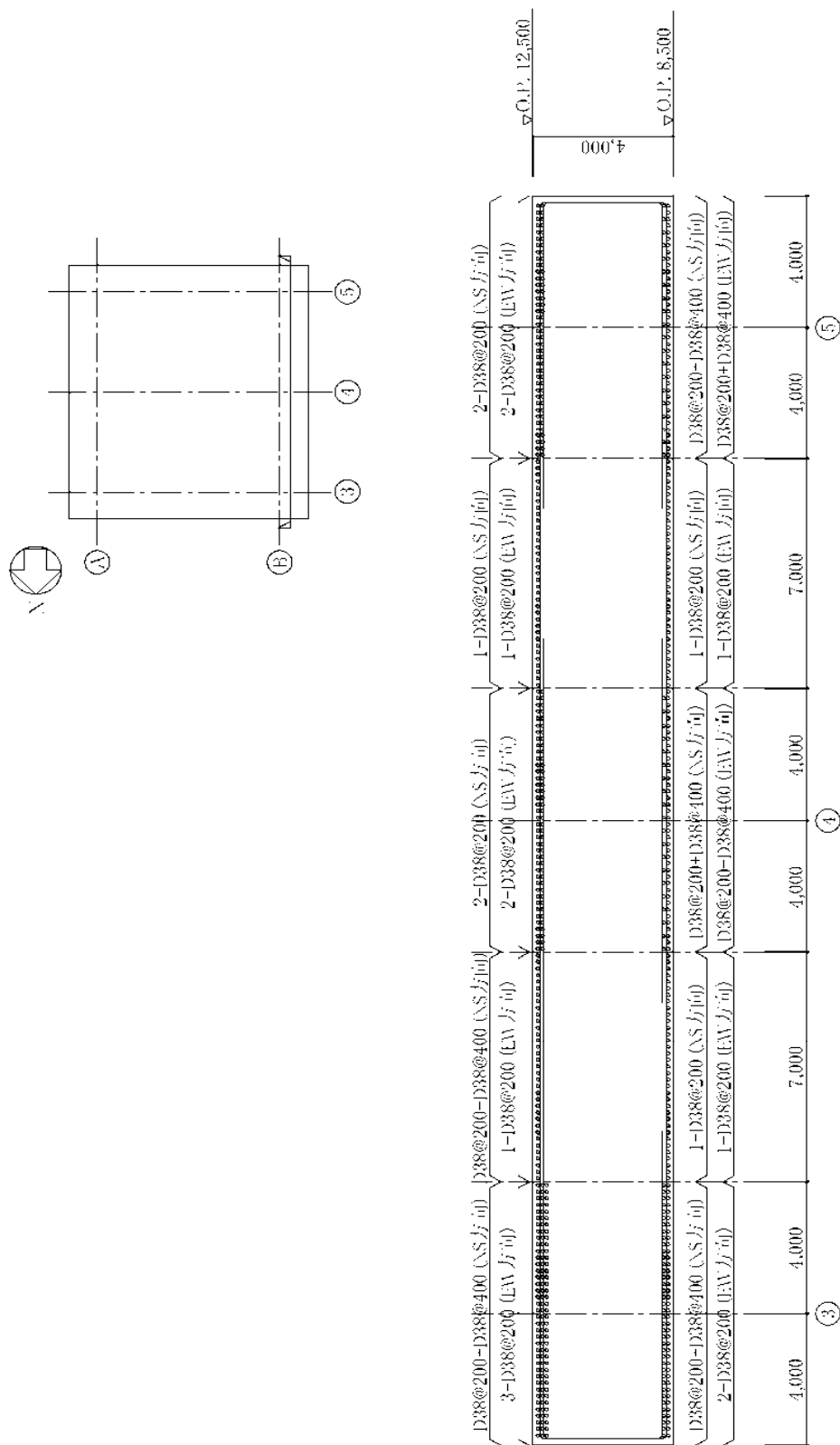


図 2.2.1-6 基礎スラブの配筋図 (B 通り) (単位: mm)

(4) 改良地盤の構造強度に対する検討

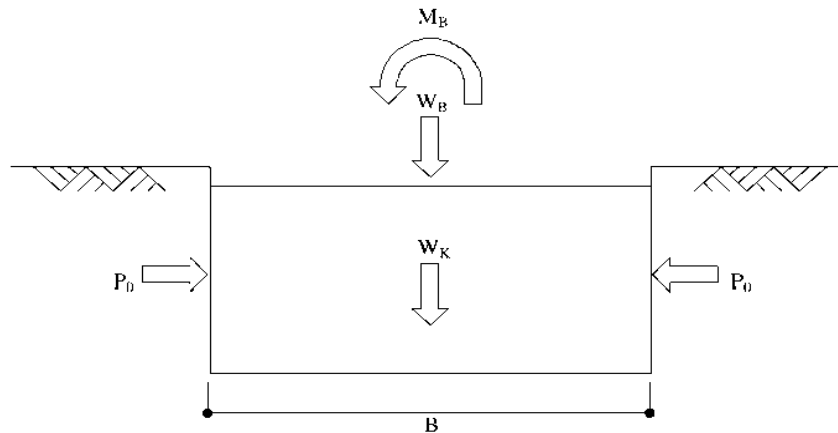
1) 設計方針

クレーン支持用架構を支持する改良地盤は、基礎スラブ直下の地盤を南北方向に 38.0m、東西方向に 33.5m、改良厚さ 10.5m とし、O.P.-2.0m の泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに、改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

2) 常時に対する検討

・改良地盤の検討

常時において、改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-7 に作用荷重を示す。



W_B : 架構荷重 | 基礎スラブ荷重 | 地盤アンカー荷重

W_K : 改良地盤の自重

M_B : 架構の偏心による転倒モーメント

P_0 : 長期設計用土圧

B : 改良幅

図 2.2.1-7 作用荷重（常時）

改良地盤の荷重負担範囲は、面積 $A=1273\text{m}^2$ 、断面係数 $Z=8062\text{m}^3$ となり、改良地盤底面に生じる最大接地圧は下式にて求める。

鉛直力の合計	$\Sigma W=W_B+W_K=607373\text{kN}$
転倒モーメントの合計	$\Sigma M=M_B=666480\text{kNm}$
改良地盤の最大接地圧	$q_v = \Sigma W/A + \Sigma M/Z = 560\text{kN/m}^2$

改良地盤に生じる最大接地圧 (q_v) は、改良地盤の長期許容圧縮応力度 (${}_1f_{sc}$) 以下であることを確認した。

$$q_v = 560\text{kN/m}^2 \leq {}_1f_{sc} = 750\text{kN/m}^2$$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧 (q_v) が、改良地盤直下の支持地盤の長期許容支持力度 (${}_1q_a$) 以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧	$q_v = 560\text{kN/m}^2$
支持地盤の長期許容支持力度	${}_1q_a = 1960\text{ kN/m}^2$

$$q_v = 560\text{kN/m}^2 \leq {}_1q_a = 1960\text{ kN/m}^2$$

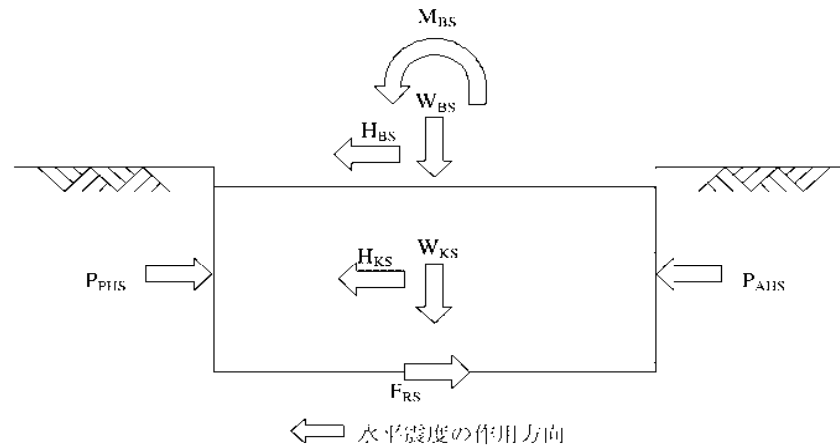
・沈下の検討

支持地盤は泥岩（岩盤）であるため、沈下の検討は不要である。

3) 地震時に対する検討

・改良地盤の検討

地震時において、改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が、改良地盤の短期許容応力度以下であることを確認する。図 2. 2. 1-8 に作用荷重を示す。



W_{BS} ：架構荷重＋基礎スラブ荷重＋地盤アンカー荷重

W_{KS} ：改良地盤の自重

H_{BS} ：架構による水平力・基礎スラブによる水平力

M_{BS} ：架構と基礎スラブによる改良地盤底面における転倒モーメント

H_{KS} ：改良地盤の慣性力（地中震度 0.15）

P_{AHS} ：地震時主働土圧による水平力

P_{PHS} ：地震時受働土圧による水平力

F_{RS} ：支持地盤のせん断抵抗

図 2. 2. 1-8 作用荷重（地震時）

改良地盤の荷重負担範囲は、面積 $A=1273\text{m}^2$ 、断面係数 $Z=8062\text{m}^3$ となり、改良地盤底面の最大接地圧 (q_{1s}) 及び最大せん断応力 (τ_{\max}) は下式にて求める。

$$\begin{aligned} \text{鉛直力の合計} & \quad \Sigma W=W_{BS}+W_{KS}=607373\text{kN} \\ \text{水平力の合計} & \quad \Sigma H=H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}=94687\text{kN} \\ \text{転倒モーメントの合計} & \quad \Sigma M=M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}=1944139\text{kNm} \\ & \quad \text{ここに, } M_{KS} : \text{改良地盤の転倒モーメント} \\ & \quad M_{AHS} : \text{地震時主働土圧による転倒モーメント} \\ & \quad M_{PHS} : \text{地震時受働土圧による転倒モーメント} \\ \text{改良地盤底面の最大接地圧} & \quad q_{1s}=\Sigma W/A+\Sigma M/Z=719\text{kN/m}^2 \\ \text{改良地盤底面の最大せん断応力} & \quad \tau_{\max}=1.2\times\Sigma H/A=90\text{kN/m}^2 \end{aligned}$$

改良地盤底面の最大接地圧 (q_{1s}) 及び最大せん断応力 (τ_{\max}) は短期許容応力度 (${}_sfsc$ 及び ${}_sfs$) 以下であることを確認した。

$$\begin{aligned} q_{1s} &= 719\text{kN/m}^2 \leq {}_sfsc = 1502\text{ kN/m}^2 \\ \tau_{\max} &= 90\text{kN/m}^2 \leq {}_sfs = 229\text{ kN/m}^2 \end{aligned}$$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧 (q_{1s}) が、改良地盤直下の支持地盤の短期許容支持力度 (sq_a) 以下であることを確認した。

$$\begin{aligned} \text{改良地盤の最大接地圧} & \quad q_{1s} = 719\text{kN/m}^2 \\ \text{支持地盤の短期許容支持力度} & \quad sq_a = 3920\text{ kN/m}^2 \end{aligned}$$

$$q_{1s} = 719\text{kN/m}^2 \leq sq_a = 3920\text{ kN/m}^2$$

(5) 外装材の構造強度に対する検討

1) 設計方針

クレーン支持用架構の屋根面及び側面を覆う外装材は、銅板パネルを用いる。設計荷重は暴風時の影響が支配的であることから積雪時及び地震時の検討は省略し、暴風時の応力が短期許容応力度以下になることを確認する。なお、許容応力度は製造メーカーの推奨値を、屋根面のたわみは「銅板製屋根構法標準（SSR2007）」（社団法人日本金属屋根協会，2007）、壁面のたわみは「建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事」に準じて設定した。

2) 設計用荷重

設計用風圧力は、平均速度圧にピーク風力係数を乗じて算出する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-9 に、ピーク風力係数を表 2.2.1-10 に示し、風力係数の算定箇所のイメージを図 2.2.1-9 に示す。

表 2.2.1-9 速度圧の算定結果

建物高さ*	平均風速の鉛直分布係数	基準風速	平均速度圧
H (m)	Er	Vo (m/s)	q (N/m ²)
52.73	1.28	30	885

*： 建物高さは、軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

表 2.2.1-10 ピーク風力係数

建物高さ* H (m)	屋根面			壁面	
	一般部	周縁部	隅角部	一般部	隅角部
52.73	-2.5	-3.2	-4.3	-2.11	-2.62

*： 建物高さは、軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

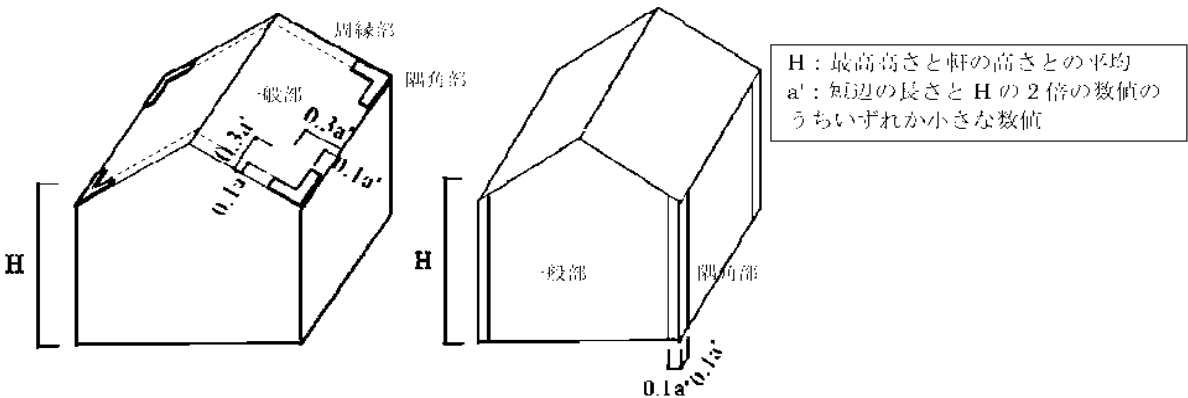


図 2.2.1-9 風力係数の算定箇所のイメージ

3) 外装材の強度検討

検討は応力が厳しくなる図 2.2.1-9 に示す隅角部について行う。ここでは、銅板パネルの自重は考慮しないものとする。

a. 屋根材

銅板パネルは下地材の間隔が 1.8m で連続支持されているものとし、暴風時の応力度とたわみに対して検討を行う。屋根材の材料諸元を表 2.2.1-11 に示す。

表 2.2.1-11 屋根材の材料諸元

表面材						芯材		
ヤング 係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	せん断 断面積 As (mm ²)	形状係数	許 容 応力度 fb (N/mm ²)	断面係数 Z (mm ³)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	断面積 A (mm ²)	形状係数
2.06×10 ⁵	7.92×10 ⁴	210.7	0.022	59.8	26.3×10 ³	3.92	4.40×10 ⁴	1.2

・ 応力度に対する検討

$$M = w \times L^2 / 8 = (0.885 \times 4.3) \times 1.8^2 / 8 = 1.542 \text{ kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 1.542 \times 10^6 / 26.3 \times 10^3 = 58.7 \text{ N/mm}^2$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{58.7}{59.8} = 0.982 \leq 1.0 \quad \dots \text{OK}$$

・ たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分（δ_M）とせん断変形成分（δ_Q）の和で評価し、屋根材の短期許容変形（1/300）*以下であることを確認する。

*：「銅板製屋根構法標準（SSR2007）」（社団法人日本金属屋根協会，2007）による

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.220 + 0.302 = 0.522 \text{ cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.522}{180} = \frac{1}{344} \leq \frac{1}{300} \quad \dots \text{OK}$$

検討の結果、作用応力は屋根材の短期許容応力度以下であり、たわみは屋根材の短期許容変形以下であることを確認した。

b. 壁材

鋼板パネルは下地材の間隔が 1.2m で連続支持されているものとし、暴風時の応力とたわみに対して検討を行う。壁材の材料諸元を表 2. 2. 1-12 に示す。

表 2. 2. 1-12 壁材の材料諸元

表面材				芯材		
ヤング 係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	許容 応力度 f _b (N/mm ²)	断面係数 Z (mm ³)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	断面積 A (mm ²)	形状係数
2.06×10 ⁵	7.92×10 ⁴	58.8	17.0×10 ³	4.90	35000	1.2

・応力度に対する検討

$$M = w \times L^2 / 8 = (0.885 \times 2.62) \times 1.2^2 / 8 = 0.418 \text{ kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 0.418 \times 10^6 / 17.0 \times 10^3 = 24.6 \text{ N/mm}^2$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{24.6}{58.8} = 0.419 \leq 1.0 \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \text{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分（δ_M）とせん断変形成分（δ_Q）の和で評価し、壁材の短期許容変形（1/300）*以下であることを確認する。

*：「建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事」による

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.075 + 0.293 = 0.368 \text{ cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.368}{120} = \frac{1}{326} \leq \frac{1}{300} \quad \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \text{OK}$$

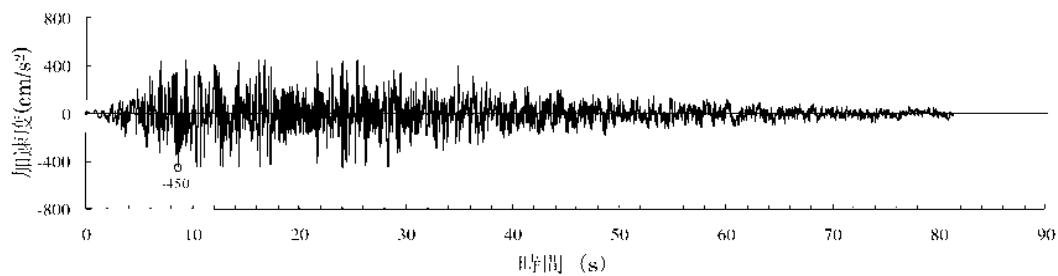
検討の結果、作用応力は壁材の短期許容応力度以下であり、たわみは壁材の短期許容変形以下であることを確認した。

(1) 検討方針

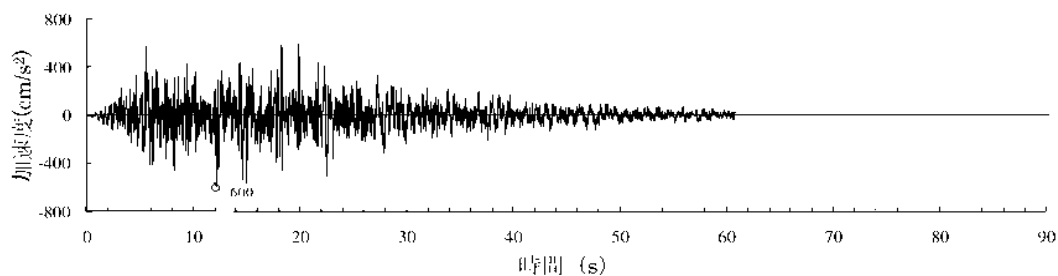
(2) 架構の耐震性に対する検討

検討用地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を用いる。

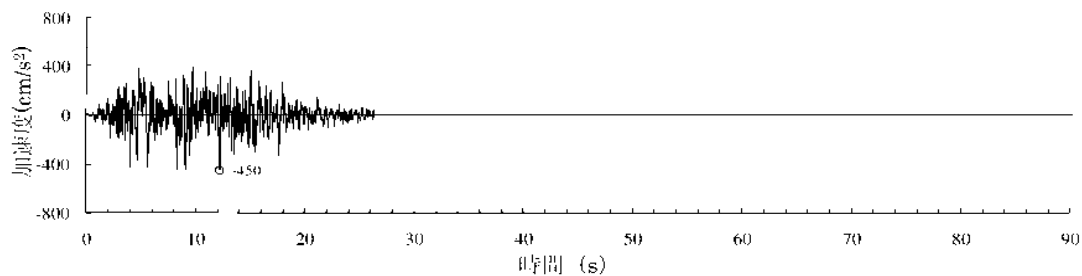
11 2 11 添 4 2 27



(Ss-1H)



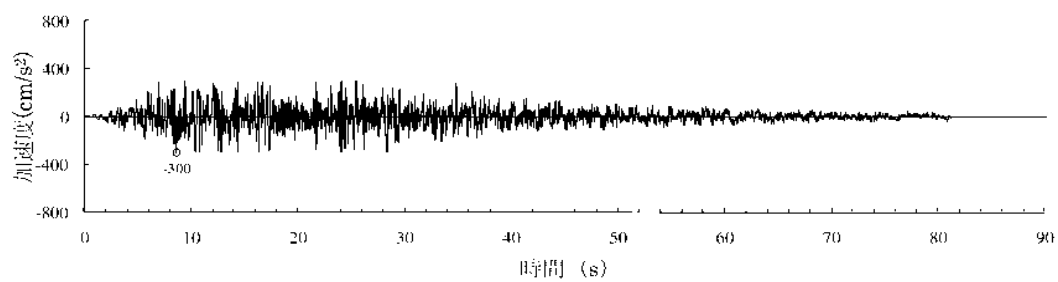
(Ss-2H)



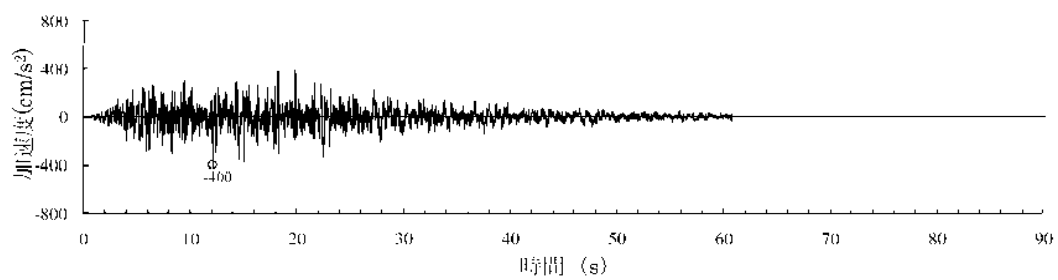
(Ss-3H)

○印は最大値を示す

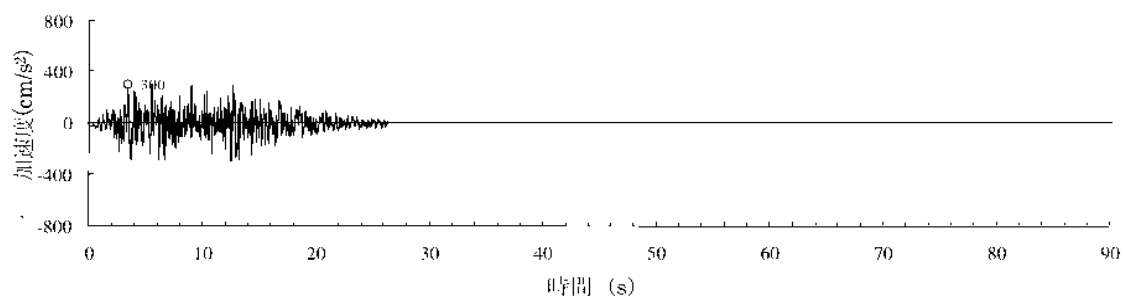
図 2. 2. 2-2(1) 解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(水平方向)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(2) 解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(鉛直方向)

2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、図 2.2.2-3 に示す柱及び梁を立体的にモデル化した立体架構モデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析に用いる物性値を表 2.2.2-1 に、層間変形角が最大となるクレーンを北端に設置した場合の地震応答解析モデルの質点重量を表 2.2.2-2 に、クレーン支持用架構の復元力特性の設定を図 2.2.2-4 に示す。復元力特性の設定は「鋼構造塑性設計指針」に準じた。

地震応答解析に用いる地盤定数は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）を参考に、水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。改良地盤の諸元を表 2.2.2-3 に、地盤のひずみ依存性を図 2.2.2-5 に、地盤定数の設定結果を表 2.2.2-4 に示す。基礎底面の地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして、地盤を成層補正し振動アドミタンス理論により評価した。

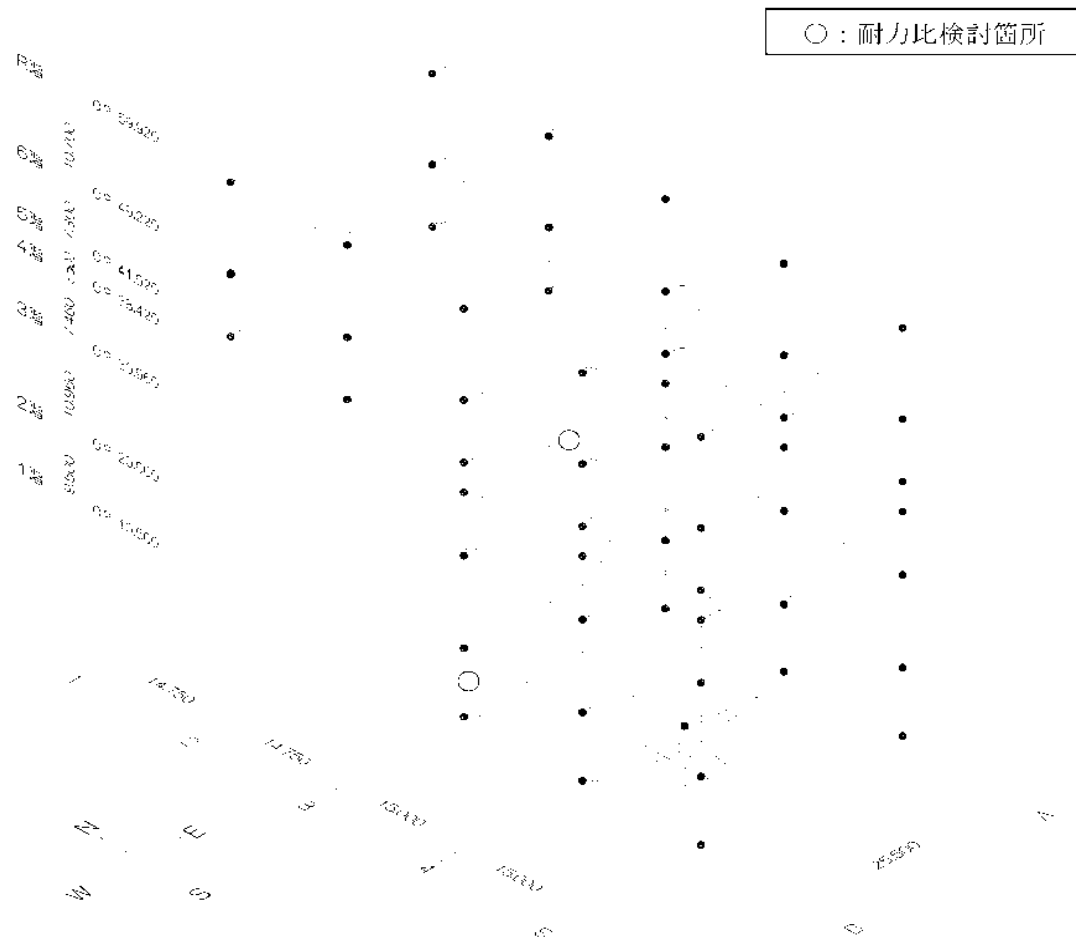


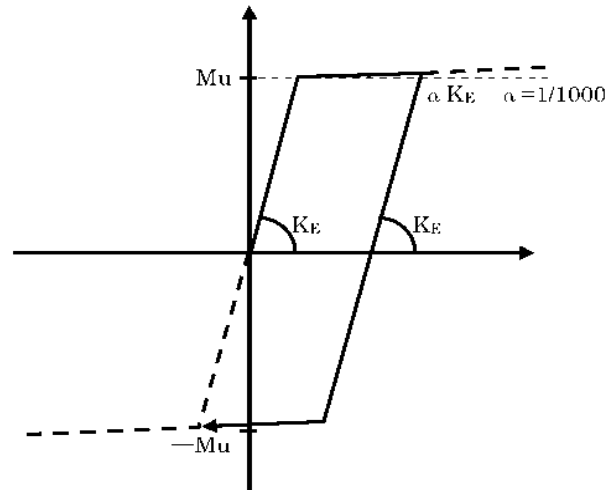
図 2.2.2-3 クレーン支持用架構の地震応答解析モデル（単位：mm）

表 2.2.2-1 地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 $E(N/mm^2)$	ポアソン比 ν	単位体積重量 $\gamma (kN/m^3)$	減衰定数 $h(\%)$	備考
クレーン支持 用架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SM490A
基礎スラブ	コンクリート	2.44×10^4	0.2	24.0	5	設計基準強度 30(N/mm ²)

表 2.2.2-2 地震応答解析モデルにおける質点重量

階	節点番号	重量(kN)	階	節点番号	重量(kN)
R	61	1129	4	33	2235
	62	1221		34	2135
	63	1225		35	374
	64	1200		38	2176
	65	502		39	1726
	66	1132		40	374
	67	1225	3	23	897
	68	1229		24	1647
	69	1202		25	635
	70	503		28	819
6	51	2152		29	1178
	52	1894		30	607
	53	1094	2	13	1044
	54	1567		14	1722
	55	718		15	700
	56	1629		18	920
	57	1538		19	1315
	58	1094		20	689
	59	1375	1	3	26894
	60	718		4	41540
5	41	393		5	21558
	42	600		8	26896
	43	657		9	41034
	44	598		10	21268
	45	321		77	0
	46	377	合 計		229924
	47	605			
	48	700			
	49	622			
	50	321			



ここに,

M_u : 全塑性モーメント

$$M_{uy} = \left\{ A_{fy}(b - t_1)\sigma_y + \frac{1}{4} A_{wy}(b - 2t_1)\sigma_y \right\} \quad M_{uz} = \left\{ A_{fz}(d - t_2)\sigma_y + \frac{1}{4} A_{wz}(d - 2t_2)\sigma_y \right\}$$

$$A_{fy} = d \cdot t_1$$

$$A_{fz} = b \cdot t_2$$

$$A_{wy} = 2 \cdot (b - 2 \cdot t_1) \cdot t_2$$

$$A_{wz} = 2 \cdot (d - 2 \cdot t_2) \cdot t_1$$

$$A = b \cdot d - (b - 2 \cdot t_1) \cdot (d - 2 \cdot t_2) \quad \sigma_y : \text{降伏強度}$$

なお、せん断耐力は下式とする。

Q_u : せん断耐力

$$Q_{uy} = \frac{1}{\sqrt{3}} A_{wz} \cdot \sigma_y \quad Q_{uz} = \frac{1}{\sqrt{3}} A_{wy} \cdot \sigma_y$$

$$A_{fy} = d \cdot t_1$$

$$A_{fz} = b \cdot t_2$$

$$A_{wy} = 2 \cdot (b - 2 \cdot t_1) \cdot t_2$$

$$A_{wz} = 2 \cdot (d - 2 \cdot t_2) \cdot t_1$$

$$A = b \cdot d - (b - 2 \cdot t_1) \cdot (d - 2 \cdot t_2) \quad \sigma_y : \text{降伏強度}$$

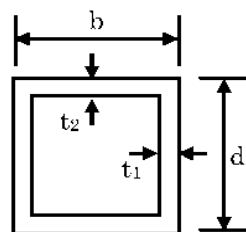


図 2. 2. 2-4 クレーン支持用架構の復元力特性の設定

表 2.2.2-3 改良地盤の諸元

せん断波速度* V_s (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比* ν	初期せん断弾性係数 G_0 ($\times 10^3$ kN/m ²)
800	17.7	0.31	11.52

*: 『柏崎刈羽原子力発電所 1 号機「建物・構築物の耐震安全性評価について(指摘事項に関する回答)」(平成 22 年 2 月 19 日「東京電力株式会社」, 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG (第 46 回) 会合資料

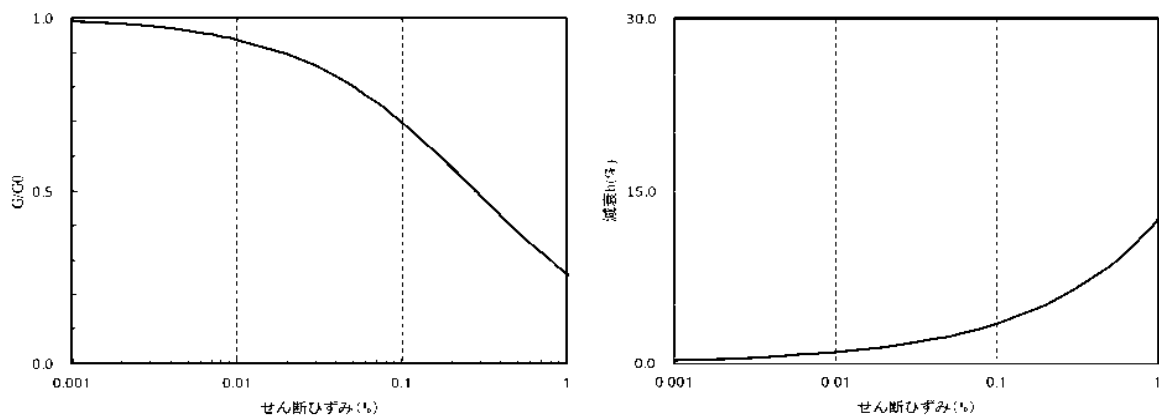


図 2.2.2-5 地盤のひずみ依存性(泥岩)*

*: 『福島第一原子力発電所 3 号機「新耐震指針に照らした耐震安全性評価(中間報告)」に関する補足説明資料(コメント回答資料)ー建物・構築物ー」(平成 22 年 6 月 29 日「東京電力株式会社」, 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG (第 26 回) A サブグループ会合資料

表 2. 2. 2-4 地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	改良地盤									
-2.0		800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-10.0	泥岩 (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.97	3.41	0.87	8.70	3	8.0
-80.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.44	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.60	5.63	0.82	13.31	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.25	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

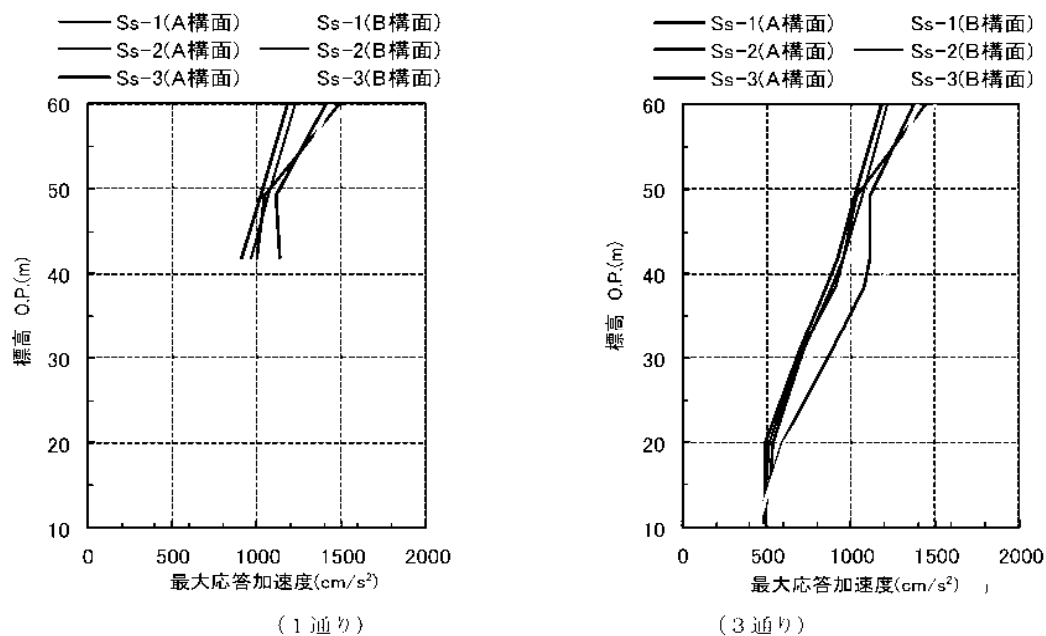
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	改良地盤									
-2.0		800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-10.0	泥岩 (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.98	3.41	0.87	8.72	3	8.0
-80.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.45	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.62	5.63	0.82	13.36	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.50	6.53	0.84	15.85	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

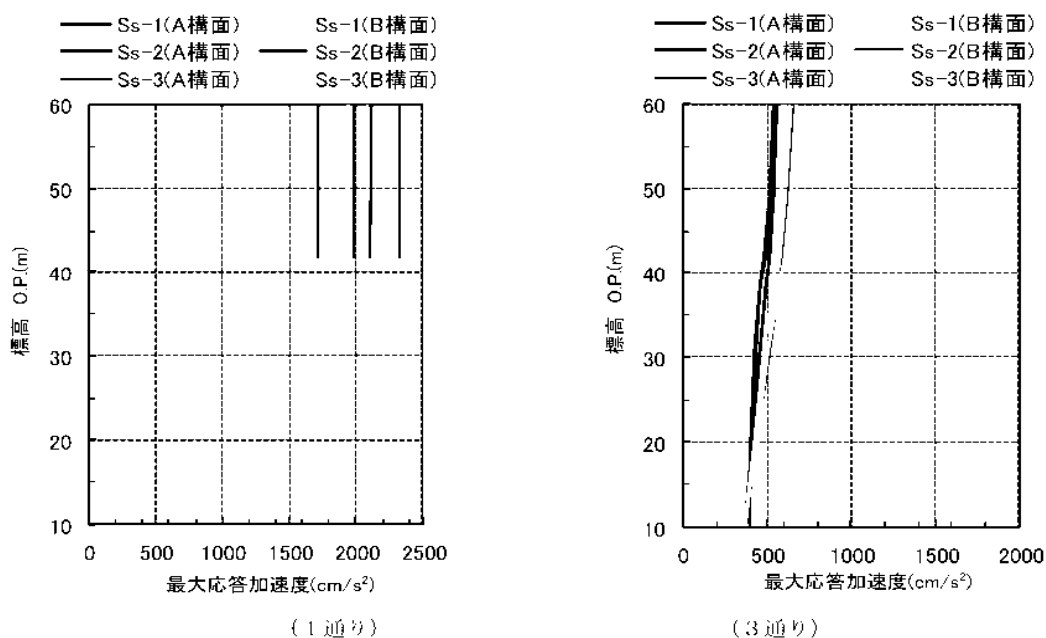
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	改良地盤									
-2.0		800	17.7	0.310	11.44	11.52	0.99	29.98	2	12.0
-10.0	泥岩 (解放基盤)	450	16.5	0.464	3.00	3.41	0.88	8.79	3	8.0
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.52	5.63	0.80	13.07	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	4.97	6.53	0.76	14.34	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3) 地震応答解析結果

地震応答解析は水平方向と鉛直方向を同時入力した。最大応答加速度を図 2.2.2-6 及び図 2.2.2-7 に示す。

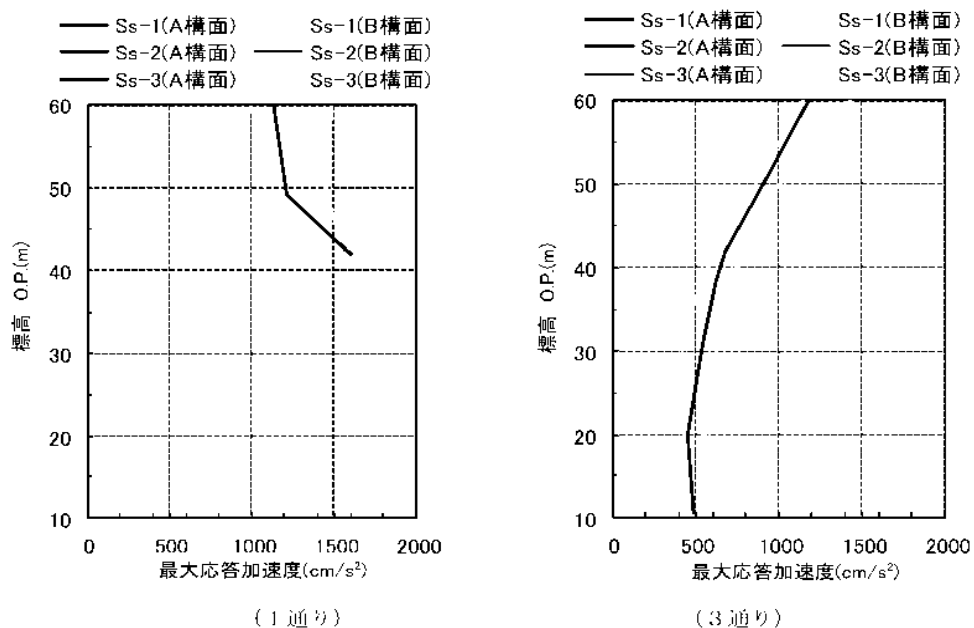


(a) 最大応答加速度（水平(NS)成分）

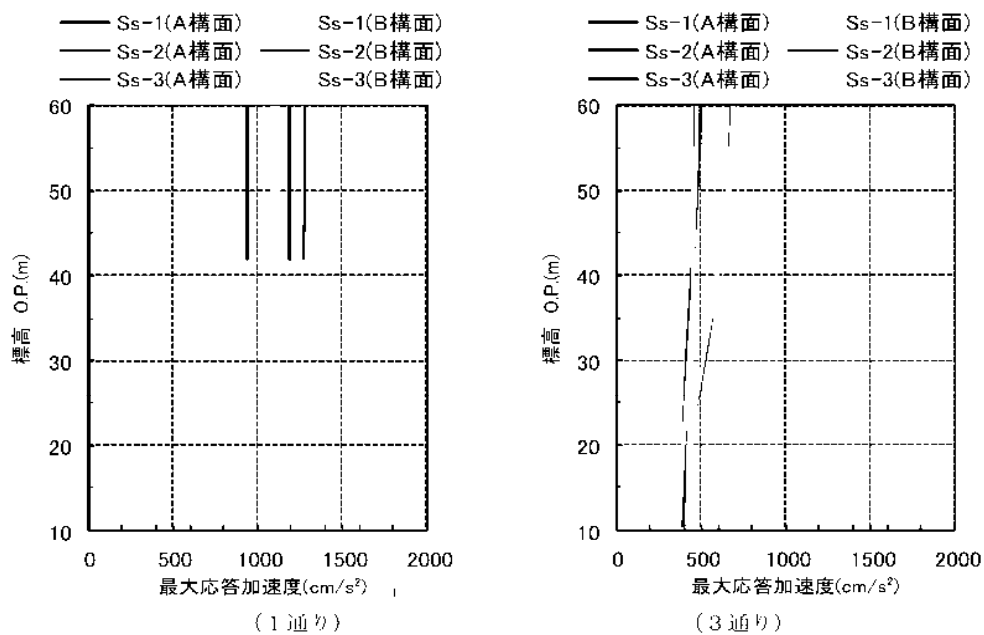


(b) 最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-6 最大応答加速度（NS 方向入力時）



(a) 最大応答加速度（水平(EW)成分）



(b) 最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-7 最大応答加速度（EW 方向入力時）

4) 波及的影響の評価

地震応答解析結果が、JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・ 層間変形角の検討

層間変形の評価はクレーン支持用架構の剛心位置で評価し，表 2.2.2-5 に検討結果を示す。
検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-5 層間変形角の検討結果

検討箇所	最大応答値						判定標準	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3		
6 階	1/256	1/278	1/229	1/298	1/356	1/352	1/75	OK
5 階	1/240	1/266	1/220	1/239	1/295	1/288	1/75	OK
4 階	1/228	1/249	1/225	1/207	1/243	1/252	1/75	OK
3 階	1/194	1/205	1/199	1/196	1/233	1/237	1/75	OK
2 階	1/206	1/211	1/194	1/187	1/224	1/229	1/75	OK
1 階	1/357	1/359	1/317	1/329	1/397	1/409	1/75	OK

・塑性率の検討

部材の塑性率は、最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は1以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し、表 2.2.2-6 に検討結果を示す。

表 2.2.2-6 より曲げモーメント及びせん断力については、全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1以下となり、クライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-6 耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	1階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	Ss-1	EW	M_z/M_{uz}	0.85	OK
			Ss-3	NS	M_y/M_{uy}	0.86	
			Ss-3	NS	Q_z/Q_{uz}	0.27	
			Ss-1	EW	Q_y/Q_{uy}	0.37	
梁	4階 3/A・B	B□-3000×3000 ×25×25	Ss-1	EW	M_z/M_{uz}	0.80	OK
					M_y/M_{uy}	0.01	
					Q_z/Q_{uz}	0.00	
					Q_y/Q_{uy}	0.32	

M_z ：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値

M_y ：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値

Q_z ：部材 z 方向のせん断力の最大値

Q_y ：部材 y 方向のせん断力の最大値

M_{uz} ：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_{uy} ：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_{uz} ：部材 z 軸方向のせん断耐力

Q_{uy} ：部材 y 軸方向のせん断耐力

(3) 基礎スラブの耐震性に対する検討

1) 解析モデル

基礎スラブの応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは、図 2.2.2-8 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

検討は組合せ係数法にて行い、荷重組合せケースを表 2.2.2-7 に示す。

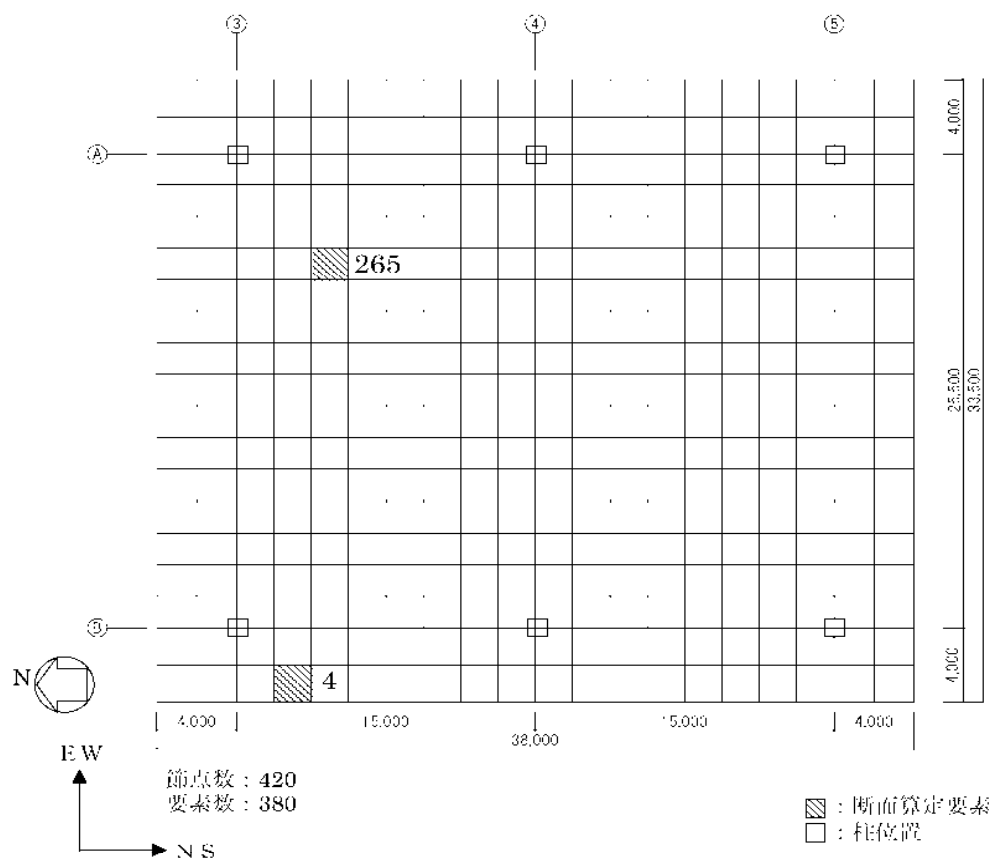


図 2.2.2-8 解析モデル図 (単位: mm)

表 2.2.2-7 荷重組合せケース一覧表

荷重ケース	地震力の作用方向					
	鉛直方向		水平方向			
	上向き	下向き	N→S	S→N	E→W	W→E
Dn		○	○			
Ds		○		○		
De		○			○	
Dw		○				○
Un	○		○			
Us	○			○		
Ue	○				○	
Uw	○					○

2) 断面検討

各要素に対して、検討用応力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。曲げ終局強度及びせん断終局強度の算定は、「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による柱の終局強度算定式に準拠する。なお、鉄筋の引張強度は、平成 12 年建設省告示第 2464 号に定められた基準強度の 1.1 倍を用いる。検討用曲げモーメントを曲げ終局強度で除した値が最大となる箇所及び検討用せん断力をせん断終局強度で除した値が最大となる箇所の基礎スラブの断面検討結果を表 2.2.2-8 に示す。

断面検討の結果、検討用曲げモーメントは曲げ終局強度を下回り、検討用せん断力はせん断終局強度を下回ることを確認した。

表 2.2.2-8 基礎スラブの断面検討結果

要素 番号	方向	荷重 ケース	検討用応力			設計配筋 上段：上端筋 [断面積 mm ² /m] (pt.%) 下段：下端筋 [断面積 mm ² /m] (pt.%)	部材の終局強度		M/M _u	Q/Q _u	判定
			N* (kN/m)	M (kN・m/m)	Q (kN/m)		M _u (kN・m/m)	Q _u (kN/m)			
4	NS	D e	129	1317	3958	D 38@200+D 38@400 [8550] (0.21) D 38@200+D 38@400 [8550] (0.21)	11995	6778	0.11	0.59	OK
	EW	D e	61	1415	1507	3 D 38@200 [17100] (0.43) 2-D 38@200 [11400] (0.29)	15772	7294	0.09	0.21	OK
265	NS	D s	24	3316	52	1-D 38@200 [5700] (0.14) 1-D 38@200 [5700] (0.14)	7873	2215	0.43	0.03	OK
	EW	D w	349	4927	76	1-D 38@200 [5700] (0.14) 1 D 38@200 [5700] (0.14)	7267	2184	0.68	0.04	OK

*1：圧縮を正とする

(4) 改良地盤の耐震性に対する検討

1) 検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し、基準地震動 S_s により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。改良地盤の許容限界は、改良地盤の設計圧縮強度、せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。支持地盤の許容限界は、支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

2) 地震応答解析モデル

応力算定用の地震応答解析モデルを図 2.2.2-9 に示す。改良地盤及び支持地盤の物性は表 2.2.2-4 を用いた。

周辺地盤の物性は、一次元波動論であらかじめ実施した等価線形解析結果をもとに改良地盤及び周辺地盤のひずみレベルに応じた等価なせん断剛性、減衰を設定した。

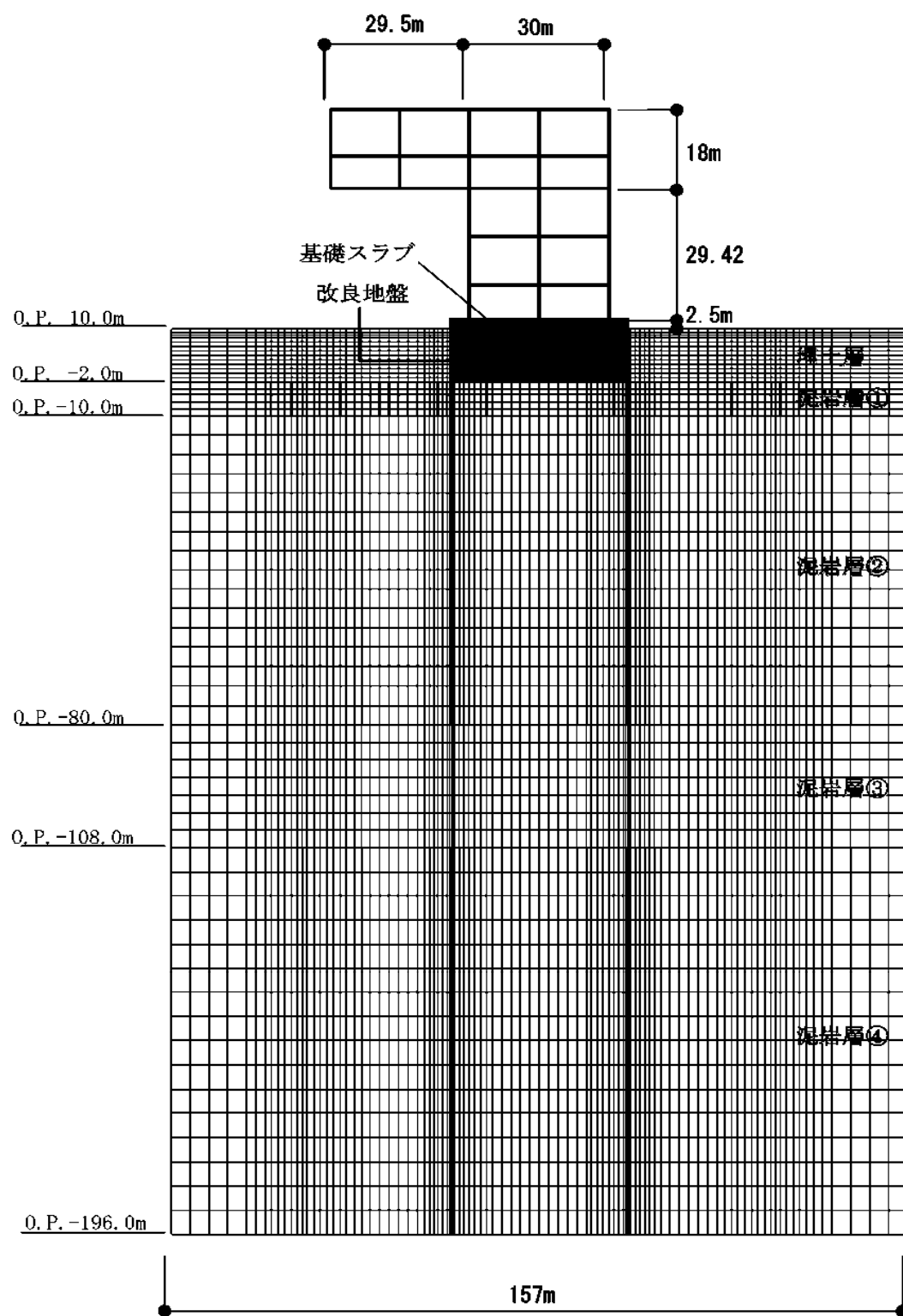


図 2.2.2-9 応力算定用地震応答解析モデル

3) 波及的影響の評価

改良地盤の評価は、「JEAC 4616-2009」に準じ、改良地盤に発生する最大応力が許容値に対して1.5以上の安全率を有していることを確認する。

・改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討

改良地盤に作用する鉛直応力に対し改良地盤の圧縮強度の安全率が1.5以上であることを下式により確認する。

$$\frac{ssfsc}{\sigma_{y\max}} \geq 1.5$$

ここで、
 $ssfsc$: 改良地盤の圧縮強度
 $\sigma_{y\max}$: 有限要素解析による各要素の鉛直応力の最大値

改良地盤の圧縮強度（ssfsc）は、「JEAC 4616-2009」により改良地盤の圧縮強度の平均値である設計圧縮強度 4498kN/m²（断面欠損 2%を考慮する）を改良地盤の圧縮強度として検討を行う。

安全率の検討結果を表 2.2.2-9 に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度は改良地盤の基礎スラブ直下における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 2.2.2-9 改良地盤の鉛直応力に対する検討結果
 (改良地盤底部)

地震波	最大鉛直応力 $\sigma_{y\max}(\text{kN/m}^2)$	圧縮強度 $ssfsc(\text{kN/m}^2)$	安全率	クライテリア	判定
Ss-1	1809	4498	2.48	1.50	OK
Ss-2	1453	4498	3.09	1.50	OK
Ss-3	1821	4498	2.47	1.50	OK

・改良地盤に作用するせん断力に対する検討

検討は、改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端のせん断力について行う。改良地盤上端及び下端にせん断面を想定し、各時刻（t）における改良地盤に作用する水平方向せん断力 $F_H(t)$ と改良地盤の水平抵抗 $F_R(t)$ を評価し、そのせん断に対する安全率 $F_s(t)$ が 1.5 以上であることを下式により確認する。

$$F_s(t) = \frac{F_R(t)}{F_H(t)} \geq 1.5$$

$$F_R(t) = \sum_i F_{Ri}(t) = \sum_i \tau_{Ri}(t) \cdot l_i$$

$$F_H(t) = \sum_i F_{Hi}(t) = \sum_i \tau_{Si}(t) \cdot l_i$$

ここで、
 $F_s(t)$: せん断に対する安全率
 $F_R(t)$: せん断面上の地盤の水平抵抗 (kN)
 $F_H(t)$: せん断面上の地盤のせん断力 (kN)
 $\tau_{Ri}(t)$: せん断面の解析モデル要素 i のせん断抵抗 (kN/m²)
 $\tau_{Ri}(t)$ は土載圧による強度増加は無視して設定し、せん断強度 ssf_{ss} を用いる。なお、せん断破壊及び鉛直方向応力が引張状態になった地盤要素は評価しない
 $\tau_{Si}(t)$: せん断面の解析モデル要素 i に作用するせん断応力 (kN/m²)
 l_i : 解析モデル要素 i を横切るせん断面の長さ (要素 i の長さ) (m)
 ssf_{ss} : 改良地盤のせん断強度 (kN/m²)

改良地盤のせん断強度 (ssf_{ss}) は下式より設定する。

$$ssf_{ss} = \frac{1}{5} ssf_{sc}$$

ここで、 ssf_{ss} : 688kN/m² (断面欠損 25%を考慮する)

安全率の検討結果を表 2. 2. 2-10 及び表 2. 2. 2-11 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は、改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。なお、解析は二次元でモデル化しているため、単位長さ当りのせん断力及び水平抵抗力で検討する。

表 2. 2. 2-10 改良地盤のせん断力に対する検討
(基礎スラブ下端)

地震波	最大せん断力 F_H (kN/m)	水平抵抗力 F_R (kN/m)	安全率 F_S	クライテリア	判定
Ss-1	3635	21156	5.82	1.50	OK
Ss-2	3052	22188	7.26	1.50	OK
Ss-3	3548	20640	5.81	1.50	OK

表 2. 2. 2-11 改良地盤のせん断力に対する検討
(改良地盤底部)

地震波	最大せん断力 F_H (kN/m)	水平抵抗力 F_R (kN/m)	安全率 F_S	クライテリア	判定
Ss-1	7741	24080	3.11	1.50	OK
Ss-2	7481	24424	3.26	1.50	OK
Ss-3	6494	24080	3.70	1.50	OK

4) 支持力の検討

支持力の評価は、改良地盤底部における最大鉛直応力が支持地盤の極限支持力度に対して 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V} \geq 1.5$$

ここで、 R_u : 極限鉛直支持力度
 V : 地震応答解析から得られる最大鉛直応力

検討の結果、支持地盤の極限支持力度（6860kN/m²）*は改良地盤底部における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

*:「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（4号炉増設）」による

$$6860\text{kN/m}^2 \text{ / } 1821\text{ kN/m}^2 = 3.76 \geq 1.50 \text{ } \cdots \text{ OK}$$

(5) 地盤アンカーの耐震性に対する検討

1) 検討方針

地盤アンカーは、図 2.2.2-10 に示すように基礎スラブ上端を緊張端とし、泥岩層 O.P. -7.0m 以深を定着長部としている。地盤アンカーの検討は基準地震動 S_s 時に自由長部に発生する応力が規格降伏耐力以下及び定着長部の設計定着長が必要定着長以上であることを確認する。検討は、旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」(建設省阪住指発第 353 号, 平成 8 年 10 月 16 日)における設計マニュアルに基づき実施する。

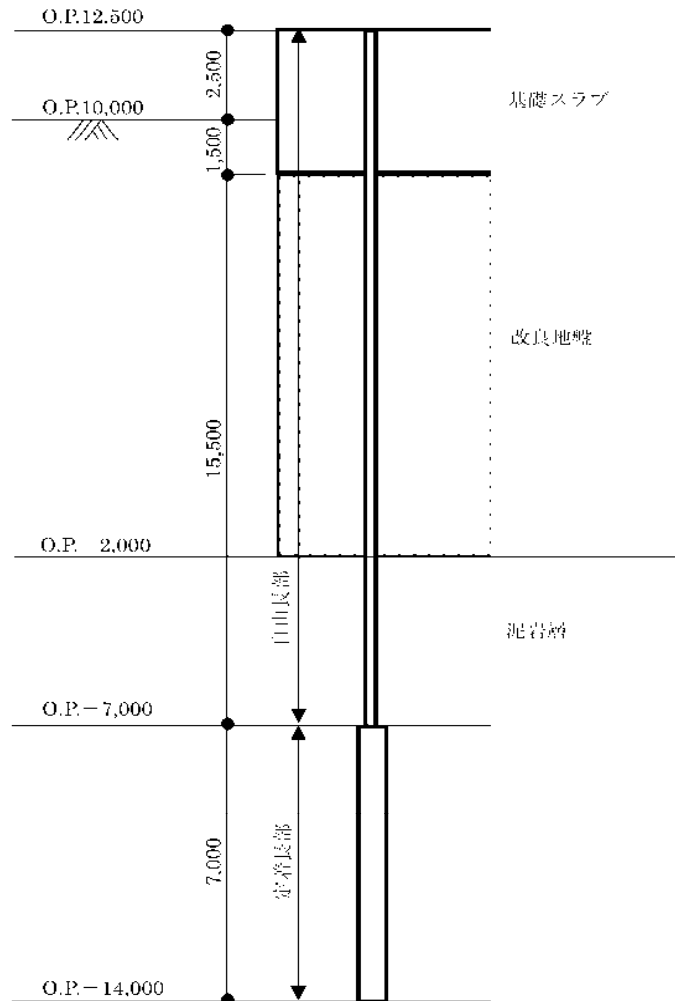


図 2.2.2-10 地盤アンカー設置計画 (単位: mm)

2) 地盤アンカーの検討

・自由長部の検討

地盤アンカーに発生する応力と規格降伏耐力を比較した結果を表 2.2.2-12 に示す。地盤アンカーは STK-200 (SWPR19 4-φ21.8)を用いる。

検討の結果、耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.2-12 自由長部の検討結果

発生応力 T_{max} (kN/本)	規格降伏耐力 T_{ys} (kN/本)	耐力比 T_{max}/T_{ys}	判定
1590	1981	0.81	OK

・定着長部の検討

定着長部の検討は、地盤アンカーの規格降伏耐力と地盤の極限摩擦抵抗から求める必要定着長が、設計定着長を下回ることを確認する。結果を表 2.2.2-13 に示す。

検討の結果、検定比が 1 以下になることを確認した。

$$L_a = \frac{T_{ys} \times F}{\tau_u \times \pi \times D_d}$$

ここで、

L_a : 必要定着長 (cm)

T_{ys} : 地盤アンカーの規格降伏耐力 (1981kN)

F : 安全率 (=1.0)

τ_u : 地盤の極限摩擦抵抗 (N/cm²) (137N/cm²) *

*: Ⅲ建築基準法第 38 条の規定に基づき認定工法「STK 永久アンカー工法」(建設省阪住指発第 353 号、平成 8 年 10 月 16 日)、設計マニュアルより N 値 50 以上の泥岩の値

D_d : 地盤アンカー体の設計径 (17cm)

表 2.2.2-13 定着長の検討結果

必要定着長 L_a (cm)	設計定着長 L_d (cm)	検定比 L_a/L_d	判定
271	700	0.39	OK

2.3 燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性について

燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.3-1 に示す。

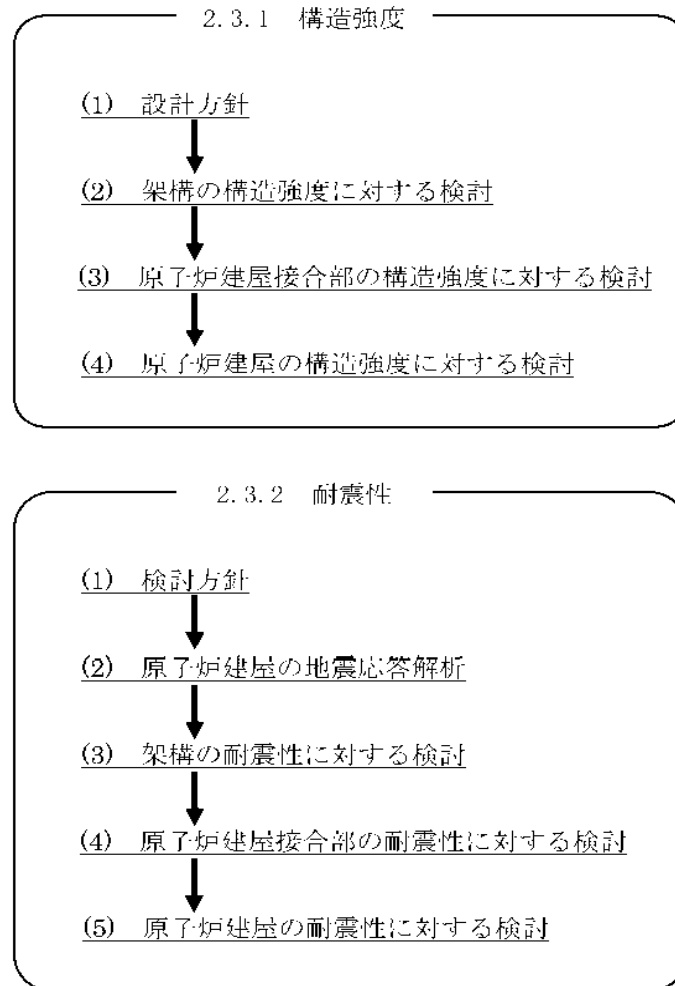


図 2.3-1 燃料取扱機支持用架構の検討フロー

2.3.1 構造強度

(1) 設計方針

構造強度の検討は、燃料取扱機支持用架構、原子炉建屋接合部及び架構反力が作用する原子炉建屋について許容応力度設計を実施する。

1) 使用材料及び許容応力度

燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度を表 2.3.1-1 に示す。

表 2.3.1-1 燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)
架 構	鉄骨	2.05×10 ⁵	0.3	77.0
基礎構造	コンクリート	2.44×10 ⁴	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm²)

設計基準強度=30	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0	—	0.790	20.0	—	1.185

鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm²)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm²)

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T ≤ 40 mm	SS400	235	「鋼構造設計規準」に従い、左記 F の値より求める
T ≤ 40 mm	SM490A	325	
T > 40 mm	TMCP325B*, TMCP325C*	325	
—	BCP325	325	
—	BCR295	295	
—	SNR490B	325	

*：国土交通大臣指定書（国住指第 326-2，平成 14 年 5 月 7 日）による

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重 (VL)

燃料取扱機支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

・クレーン荷重 (CL)

吊荷荷重を含む燃料取扱機による荷重を表 2.3.1-2 に示す。

表 2.3.1-2 クレーン荷重一覧表

燃料取扱機	735 kN
作業台車	196 kN

・地震荷重 (K)

燃料取扱機支持用架構に作用させる地震荷重は、O.P.-2.06m (原子炉建屋基礎スラブ上端レベル) を基準面とした原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果より設定する。原子炉建屋の地震層せん断力係数は下式より算定し、算定結果を表 2.3.1-4 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_o$$

ここで、

Q_i : 水平地震力 (kN)

n : 施設の重要度に応じた係数 ($n=1.5$)

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 当該部分が支える重量 (kN)

ここに、燃料取扱機支持用架構の設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は、瓦礫撤去の効果と燃料取扱機支持用架構を新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 2.3.1-3 に示す。

表 2.3.1-3 原子炉建屋の全体重量(kN)

原子炉建屋全体重量 ^{*1}	1078100
瓦礫撤去による軽減重量	-39810
燃料取扱機支持用架構の付加重量	+6490
燃料取扱機支持用架構設計用原子炉建屋全体重量	1044780

*1 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その1)」(平成 23 年 5 月 28 日「東京電力株式会社」にて用いた原子炉建屋重量(1069320kN)に使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事による重量(8780kN)を加算したもの

Z : 地震地域係数 (Z=1.0)

Rt : 振動特性係数 (Rt=0.8)

Ai : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、燃料取扱機支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

C0 : 標準せん断力係数 (C0=0.2)

表 2.3.1-4 原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果

階	標高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n・Ci	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
5	39.92	77700	—	—	—	—	—
4	39.92～32.30	88770	77700	2.070	2.218	0.497	0.533
3	32.30～26.90	122210	166470	1.787	1.831	0.429	0.440
2	26.90～18.70	127700	288680	1.520	1.549	0.365	0.372
1	18.70～10.20	208960	416380	1.309	1.315	0.314	0.316
B1	10.20～2.06		625340	1.000	1.000	0.240	0.240

燃料取扱機支持用架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋 4 階の NS 方向地震層せん断力係数 (n・Ci=0.497)及び EW 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.533)より、水平震度を $K_i=n \cdot C_i$ として水平地震力を設定する。表 2.3.1-5 に燃料取扱機支持用架構に作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 2.3.1 5 水平地震力の算定結果

標高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 Ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 Ki	水平地震力 Pi (kN)
40.77	2487	0.497	1236	0.533	1326
30.485	298	0.497	148	0.533	159
20.20	188	0.497	93	0.533	100

ここに、燃料取扱機支持用架構は鉄骨造で剛性が小さく、原子炉建屋は壁式鉄筋コンクリート造で剛性が非常に高いことから、燃料取扱機支持用架構の変形量に対して原子炉建屋の変形量は非常に小さく、地震時の原子炉建屋の変形が燃料取扱機支持用架構に及ぼす影響は考慮しないものとした。

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機の位置を図 2.3.1-1 に、荷重組合せを表 2.3.1-6 に示す。なお、燃料取扱機支持用架構はクレーン支持用架構に覆われているため、積雪時及び暴風時は考慮しないものとした。

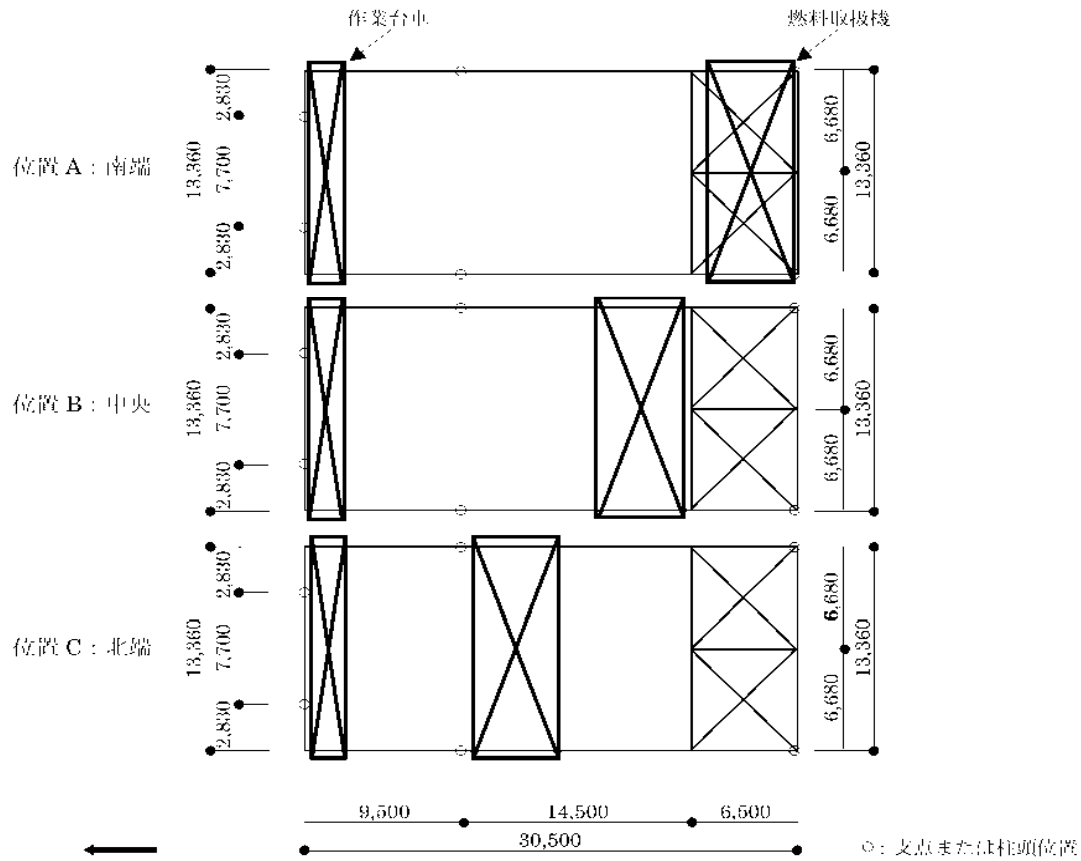


図 2.3.1-1 燃料取扱機の位置 (単位: mm)

表 2.3.1-6 燃料取扱機支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL・CL	長期
地震時	E1	$VL - CL + K(+NS)^{*1}$	短期
	E2	$VL - CL + K(-NS)^{*1}$	
	E3	$VL - CL + K(+EW)^{*1}$	
	E4	$VL - CL + K(-EW)^{*1}$	

*1: 地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する

(2) 架構の構造強度に対する検討

1) 解析モデル

燃料取扱機支持用架構の解析モデルは、O.P. 18.70m より上部を立体架構モデルとし、柱及び梁端部の境界条件は剛接、原子炉建屋シェル壁上端はピン及び原子炉建屋南側外壁の柱脚部は固定とする。解析モデル、部材寸法及び応力検討箇所を図 2.3.1-2 に示す。

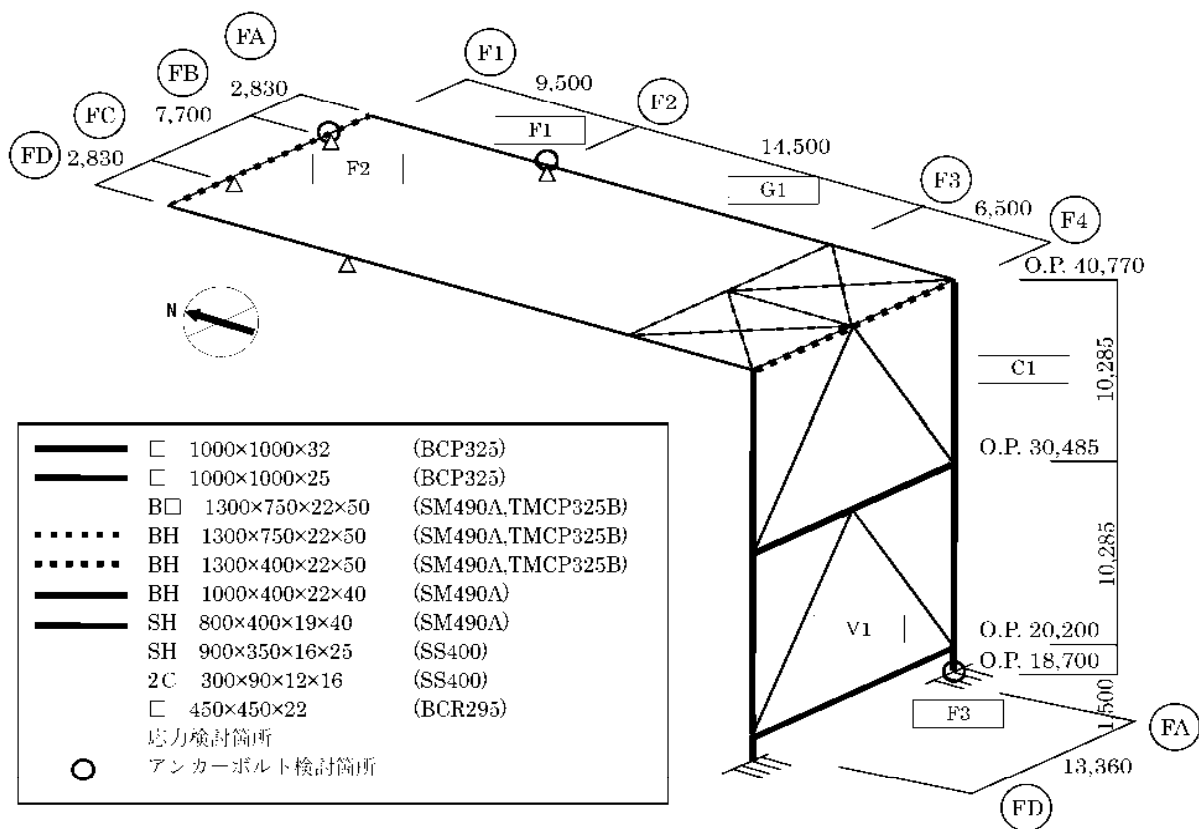


図 2.3.1-2 解析モデル図 (単位 : mm)

2) 断面検討

応力解析結果を用い、断面検討は二方向の曲げを図 2. 3. 1-3 に示すように考慮する。

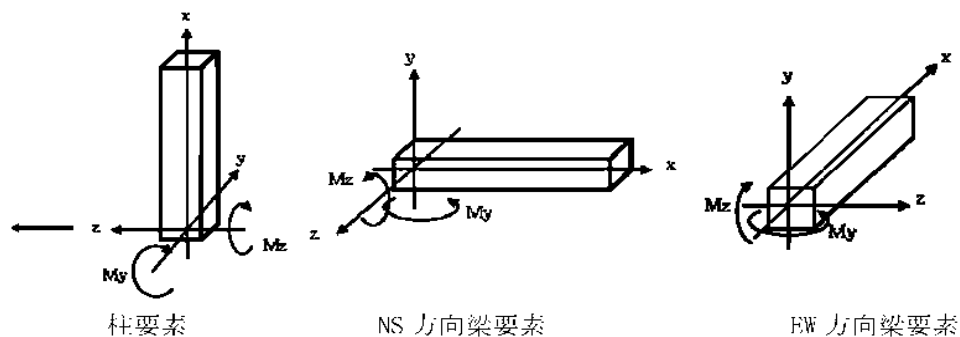


図 2. 3. 1-3 曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い、軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合
$$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_b} \leq 1$$

・軸引張の場合
$$\frac{\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_t} \leq 1$$

ここで、

σ_c : 軸応力度 (= N/A)

N : 軸力, A : 断面積

σ_{bz} : 部材 z 軸方向曲げ応力度 (= M_z/Z_z)

M_z, Z_z : 部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

σ_{by} : 部材 y 軸方向曲げ応力度 (= M_y/Z_y)

M_y, Z_y : 部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

f_c : 許容圧縮応力度

f_b : 許容曲げ応力度

f_t : 許容引張応力度

また、せん断力に対する検討は、下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_z^2}}{f_t} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_y^2}}{f_t} \leq 1$$

ここで、

τ_z : 部材 z 軸方向せん断応力度 (= Q_z/A_{wz})

Q_z, A_{wz} : 部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

τ_y : 部材 y 軸方向せん断応力度 (= Q_y/A_{wy})

Q_y, A_{wy} : 部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.3.1-7 及び表 2.3.1-8 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。
断面検討の結果、全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.1-7 断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
柱	C1	H-1000×1000 ×25×25	C (B)	曲げ Mz	0.3	216.7	0.13	OK
				曲げ My	20.0	216.7		
				圧縮 N	4.2	150.1		
				せん断 Qz	0.9	125.1		
				せん断 Qy	0.0	125.1		
梁	G1	B ₂ -1300×750 ×22×50	C (B)	曲げ Mz	36.6	216.7	0.18	OK
				曲げ My	1.2	216.7		
				圧縮 N	0.4	134.0		
				せん断 Qz	0.2	125.1		
				せん断 Qy	0.5	125.1		
ブレース	V1	L ₂ -450×450 ×22	C (B)	曲げ Mz	0.0	196.7	0.02	OK
				曲げ My	1.5	196.7		
				圧縮 N	1.5	135.1		
				せん断 Qz	0.1	113.5		
				せん断 Qy	0.0	113.5		

*1：燃料取扱機の位置を示す

表 2.3.1-8 断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
柱	C1	H-1000×1000 ×25×25	E2 (B)	曲げ Mz	0.2	325.0	0.10	OK
				曲げ My	25.1	325.0		
				圧縮 N	4.3	225.2		
				せん断 Qz	1.7	187.6		
				せん断 Qy	0.0	187.6		
梁	G1	B ₂ -1300×750 ×22×50	E3 (C)	曲げ Mz	34.2	325.0	0.21	OK
				曲げ My	28.5	325.0		
				圧縮 N	1.2	201.0		
				せん断 Qz	3.4	187.6		
				せん断 Qy	10.2	187.6		
ブレース	V1	L ₂ -450×450 ×22	E3 (A)	曲げ Mz	2.8	295.0	0.13	OK
				曲げ My	0.0	295.0		
				圧縮 N	23.9	202.7		
				せん断 Qz	0.0	170.3		
				せん断 Qy	0.2	170.3		

*1：燃料取扱機の位置を示す

(3) 原子炉建屋接合部の構造強度に対する検討

1) 許容耐力の算定

燃料取扱機支持用架構の原子炉建屋上の支点は接着系アンカーボルトを用いて一体化が図られる。接着系アンカーボルトの許容耐力は「各種合成構造設計指針・同解説」に従い、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて下式によって求め、計算結果を表 2.3.1-9 に示す。

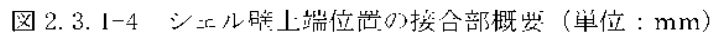
$$p_a = \min(p_{a1}, p_{a3})$$
$$q_a = \min(q_{a1}, q_{a2}, q_{a3})$$

ここで、	p_a	: 接着系アンカーボルトの許容引張力
	p_{a1}	: アンカーボルトの降伏により決まる許容引張力
	p_{a3}	: 付着力により決まる許容引張力
	q_a	: 接着系アンカーボルトの許容せん断力
	q_{a1}	: アンカーボルトのせん断強度により決まる許容せん断力
	q_{a2}	: 躯体の支圧強度により決まる許容せん断力
	q_{a3}	: 躯体のコーン破壊により決まる許容せん断力

表 2.3.1-9 接着系アンカーボルトの許容耐力

箇所		シェル壁上端 (F1, F2)	南側外壁 (F3)
標高		O.P.39.92	O.P. 9.60～O.P.18.70
鋼材種類		M27	D25
		SNR490B	SD345
埋め込み長さ		700	450
アンカーボルトの間隔		300	400
長期	許容引張力(p_{at})	kN/本	58
	許容せん断力(q_{at})	kN/本	53
短期	許容引張力(p_{as})	kN/本	116
	許容せん断力(q_{as})	kN/本	104

検討の結果、全ての応力度比が1以下になることを確認した。



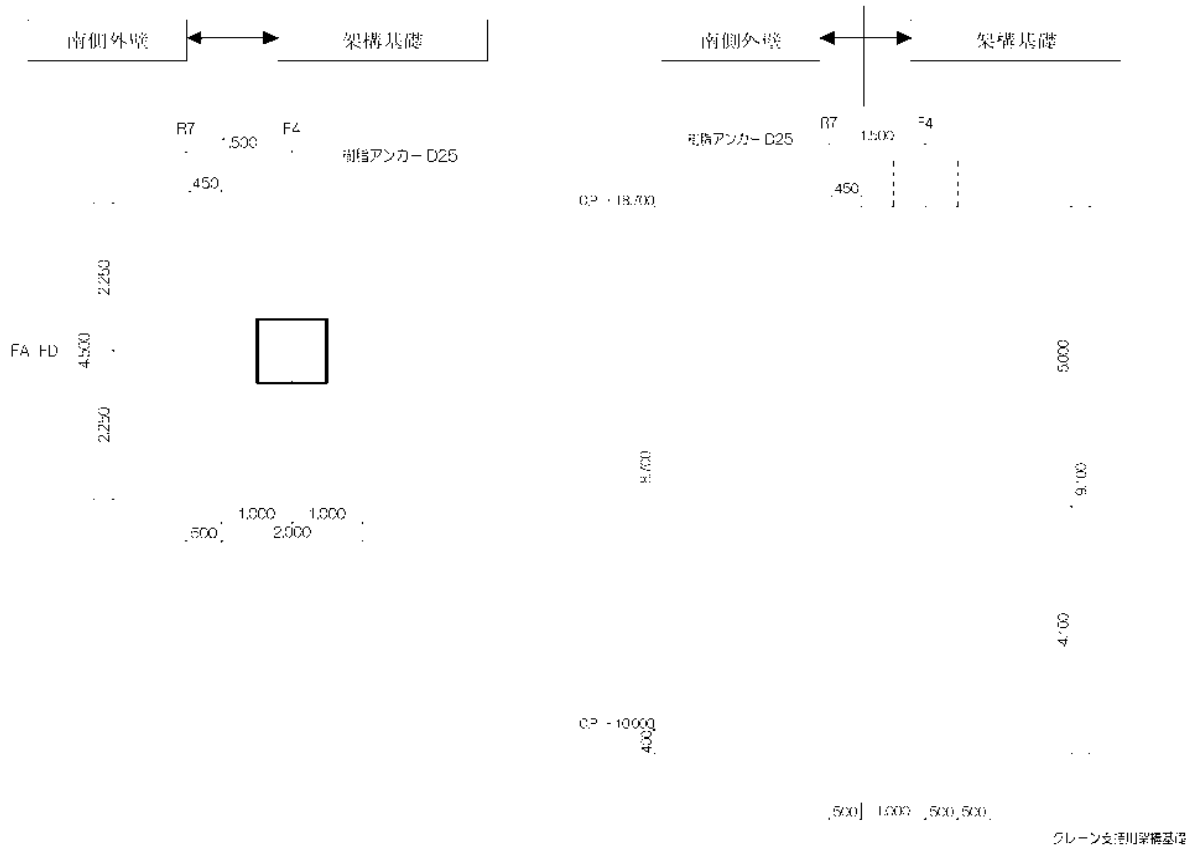
検討箇所 (アンカ-本数) *1	荷重ケース (位置) *2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 Pa (kN)	許容せん断力 qa (kN)		
F1 (20)	C (B)	0	41	1160	1060	0.04	OK
	E2 (B)	0	669	2320	2080	0.33	OK
F2 (8)	C (A)	0	10	464	424	0.03	OK
	E3 (A)	0	94	928	832	0.12	OK

*2: 燃料取扱機的位置を示す

3) 南側外壁位置の検討

燃料取扱機支持用架構と南側外壁との接合部の概要を図 2.3.1-5 に、作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-11 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。



(a)平面図 (b)断面図

図 2.3.1-5 南側外壁位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-11 南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (アンカー本数)*1	荷重ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 pa (kN)	許容せん断力 qa (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	C (A)	552	2622	1224	5742	0.46	OK
	E1 (A)	951	2613	2448	11484	0.39	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	C (A)	24	2622	765	5742	0.46	OK
	E3 (A)	412	4049	1530	11484	0.36	OK

*1：設計で考慮するアンカー・ボルトの本数。アンカー・ボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した。

*2：燃料取扱機の位置を示す。

(4) 原子炉建屋の構造強度に対する検討

1) 検討方針

原子炉建屋の構造強度の検討では、当該躯体建設時の設計用応力*1に架構反力により生じる応力を重ね合わせた応力が、許容応力度以下になることを確認する。ここで、燃料取扱機支持用架構の重量が原子炉建屋に比較して十分に小さいことから、検討は地震時についてのみ実施する。検討対象部位は、架構反力を受けるシェル壁と南側外壁とする。なお、シェル壁については O.P. 18.70m より上部を検討対象とする。検討対象部位を図 2.3.1-6 に示す。

*1：原子炉建屋全体重量は、瓦礫撤去の効果（－39810kN）及び燃料取扱機支持用架構の新設（－6490kN）を考慮すると軽減傾向にあり、地震時応力は低減されるが、安全側の評価として建設時の設計用応力を用いる

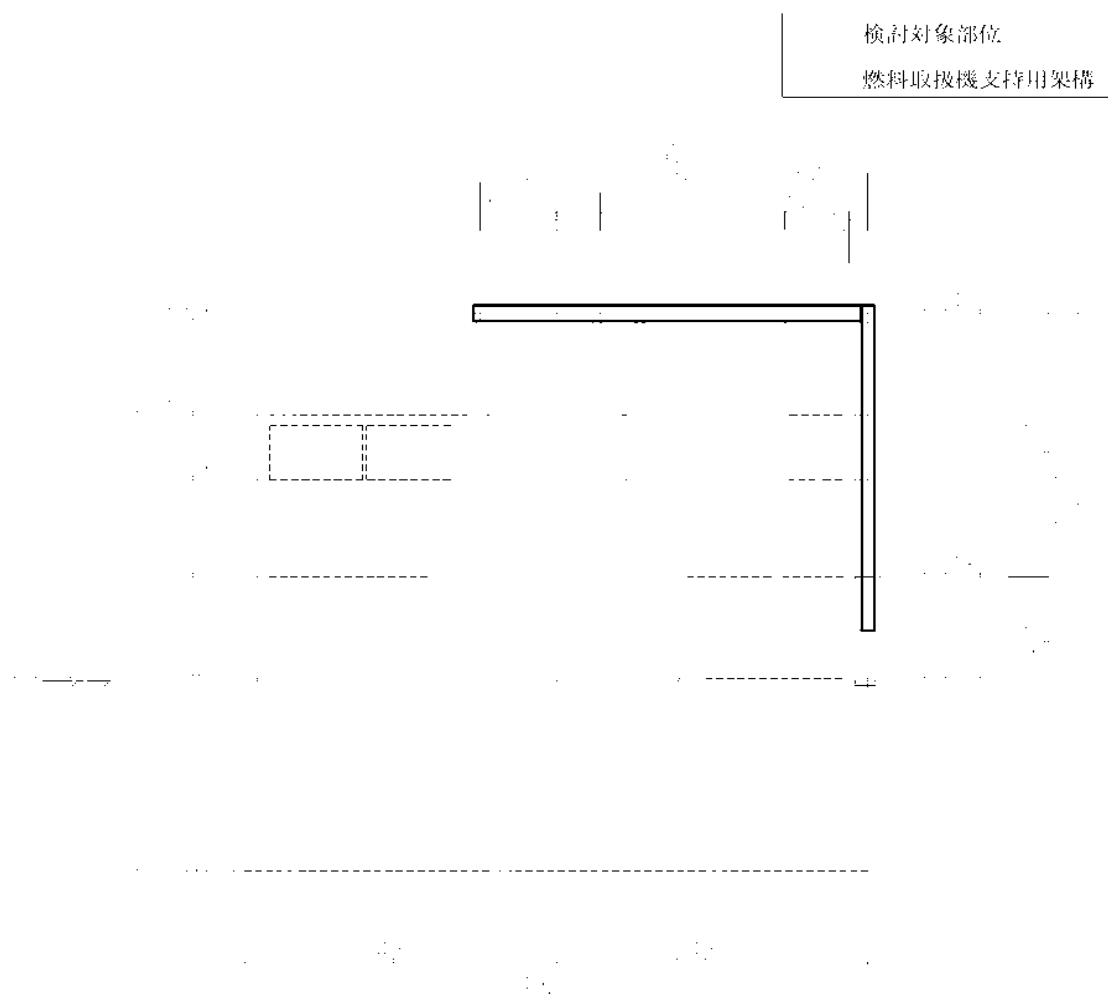


図 2.3.1-6 既存躯体の検討対象部位（単位：mm）

2) 断面検討

軸力及び曲げモーメントに対する断面検討とせん断に対する断面検討は、「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」に従い、設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて行う。

シエル壁の軸力及び曲げモーメントに対する検討結果を表 2.3.1-12 に、せん断力に対する断面検討結果を表 2.3.1-13 に示す。南側外壁の面内方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-14 に、面外方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-15 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が1以下になることを確認した。また、燃料取扱機支持用架構の反力により生じる応力は、建設時の設計用応力の10%以下であることを確認した。

表 2.3.1-12 シエル壁の断面検討結果(1)

(軸力及び曲げモーメントに対する検討)

標高 O.P. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 タテ筋 $a_t(\text{cm}^2/\text{m})$ $P_g(\%)$	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm ²)	コンクリートの 最大圧縮応力度 σ_c (N/mm ²)	応力度比 σ_t/f_t	判定
39.92～32.30	1.50	$a_t=87.7$ $P_g=1.16$	58.1	2.0	0.17	OK
32.30～26.90	1.85	$a_t=87.7$ $P_g=0.94$	80.1	3.4	0.24	OK
26.90～18.70	2.08	$a_t=171.0$ $P_g=1.64$	64.3	3.7	0.19	OK

表 2.3.1-13 シエル壁の断面検討結果(2)

(せん断に対する検討)

標高 O.P. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋 $a_t(\text{cm}^2/\text{m})$ $P_g(\%)$	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm ²)	応力度比 σ_t/f_t	判定
39.92～32.30	1.50	$a_t=87.7$ $P_g=1.16$	86.3	0.26	OK
		$a_t=76.0$ $P_g=1.01$	99.1	0.29	OK
32.30～26.90	1.85	$a_t=87.7$ $P_g=0.94$	117.1	0.34	OK
		$a_t=76.0$ $P_g=0.82$	134.2	0.39	OK
26.90～18.70	2.08	$a_t=171.0$ $P_g=1.64$	125.0	0.37	OK
		$a_t=171.0$ $P_g=1.64$	125.0	0.37	OK

表 2.3.1-14 南側外壁の断面検討結果(1)
(面内方向)

標高	壁厚	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋	せん断	曲げモーメント		応力度比 σ_t/f_t	判定
			鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm ²)	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm ²)	コンクリートの 最大圧縮応力度 σ_c (N/mm ²)		
O.P. (m)	t (m)	P _R (%)					
18.70 ～ 10.20	1.00	2-D32@200 P _R =0.79	278.5	0.0	2.0	0.81	OK
		2-D32@200 P _R =0.79					

表 2.3.1-15 南側外壁の断面検討結果(2)
(面外方向)

標高	壁厚	配筋 タテ筋	せん断			曲げモーメント			
			コンクリートの最大 せん断応力度 τ_s (N/mm ²)	応力 度比 τ_s/f_s	判定	鉄筋の最大 引張応力度 σ_t (N/mm ²)	コンクリートの最大 圧縮応力度 σ_c (N/mm ²)	応力 度比 σ_t/f_t	判定
O.P. (m)	t (m)	P _R (%)							
18.70 ～ 10.20	1.00	2-D32@200 P _R =0.79	0.1	0.10	OK	110.8	2.1	0.33	OK

2.3.2 耐震性

(1) 検討方針

耐震性の検討は、燃料取扱機支持用架構、原子炉建屋接合部及び原子炉建屋の健全性について行い、基準地震動 S_s に対して燃料取扱機支持用架構及び原子炉建屋の応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。

(2) 原子炉建屋の地震応答解析

1) 解析に用いる入力地震動

検討用地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面に定義される基準地震動 S_s （図 2.2.2-2(1) 及び図 2.2.2-2(2) 参照）を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.3.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき、解放基盤表面に定義される基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。

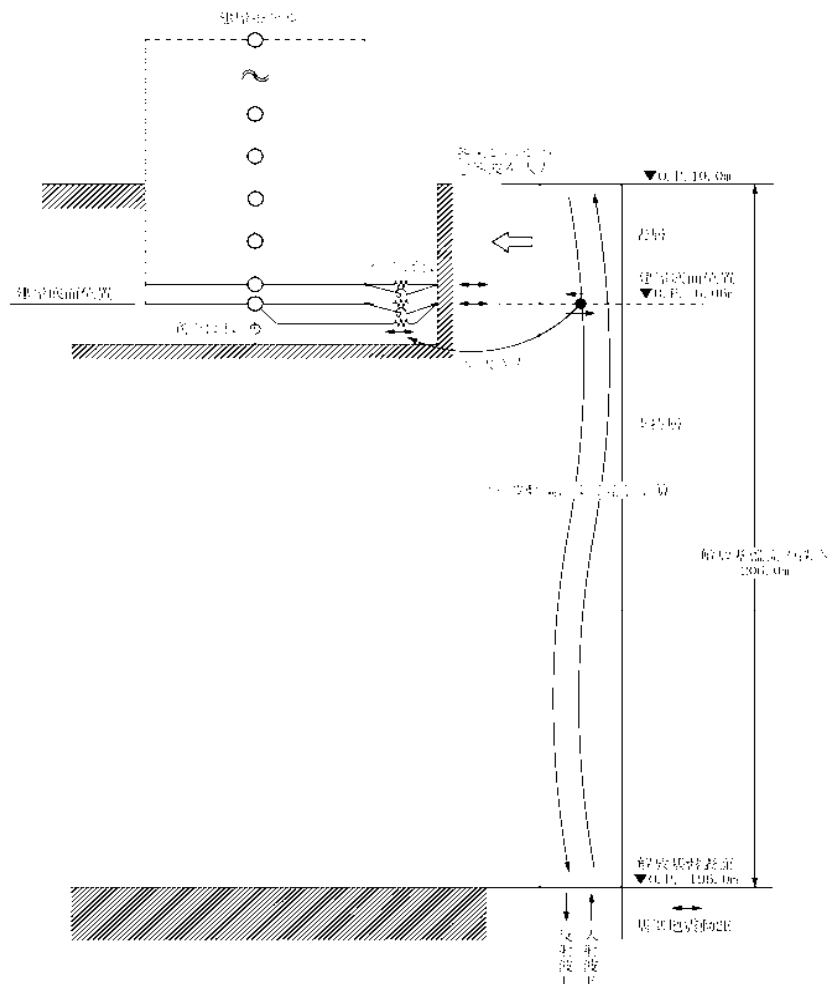


図 2.3.2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

2) 地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは、図 2.3.2-2 に示すように質点系でモデル化し、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その 1）」（平成 23 年 5 月 28 日 東京電力株式会社）に示される内容に、使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事、瓦礫撤去及び新規に設置する燃料取扱機支持用架構の重量を考慮した。解析諸元を表 2.3.2-1(1)及び表 2.3.2-1(2)に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。地盤定数の設定結果を表 2.3.2-2 に示す。基礎底面の地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして、地盤を成層補正し振動アドミタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを評価した。

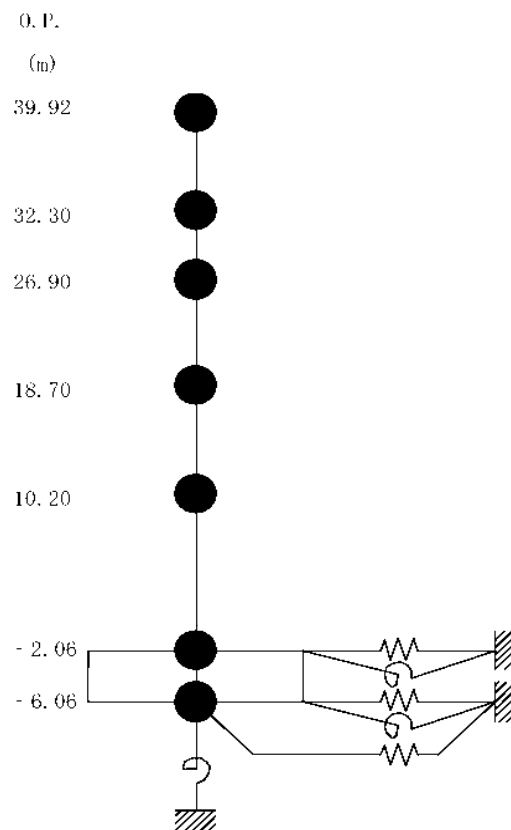


図 2.3.2-2 原子炉建屋の地震応答解析モデル

表 2.3.2-1(1) 原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a) 水平 (NS) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 As (m ²)	断面二次モーメント I (m ⁴)
39.92	77700	141.73		
			150.8	13068
32.30	88770	163.44		
			103.4	15942
26.90	122210	224.92		
			223.4	45026
18.70	127700	244.14		
			175.4	46774
10.20	208960	391.33		
			460.4	114194
-2.06	287050	574.38		
			2812.6	562754
-6.06	132390	264.88		
合計	1044780			
ヤング係数 Ec			$2.57 \times 10^7 (\text{kN/m}^2)$	
せん断弾性係数 G			$1.07 \times 10^7 (\text{kN/m}^2)$	
ポアソン比 ν			0.20	
減衰 h			5%	

(b) 水平 (EW) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 As (m ²)	断面二次モーメント I (m ⁴)
39.92	77700	78.78		
			90.4	6491
32.30	88770	91.66		
			105.8	6388
26.90	122210	224.92		
			167.5	32815
18.70	127700	232.88		
			166.4	46303
10.20	208960	570.57		
			424.5	136323
-2.06	287050	828.96		
			2812.6	772237
-6.06	132390	346.27		
合計	1044780			
ヤング係数 Ec			$2.57 \times 10^7 (\text{kN/m}^2)$	
せん断弾性係数 G			$1.07 \times 10^7 (\text{kN/m}^2)$	
ポアソン比 ν			0.20	
減衰 h			5%	

表 2.3.2-1(2) 原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元
(鉛直方向)

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	軸断面積 A _N (m ²)	軸ばね剛性 K _A (×10 ⁸ kN/m ²)
39.92	77700		
		222.6	7.41
32.30	88770		
		218.1	10.58
26.90	122210		
		380.4	11.92
18.70	127700		
		340.6	10.30
10.20	208960		
		654.7	13.72
-2.06	287050		
		2812.6	180.71
-6.06	132390		
合計	1044780	ヤング係数 E _c 2.57×10 ⁷ (kN/m ²) せん断弾性係数 G 1.07×10 ⁷ (kN/m ²) ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%	

表 2.3.2-2 地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

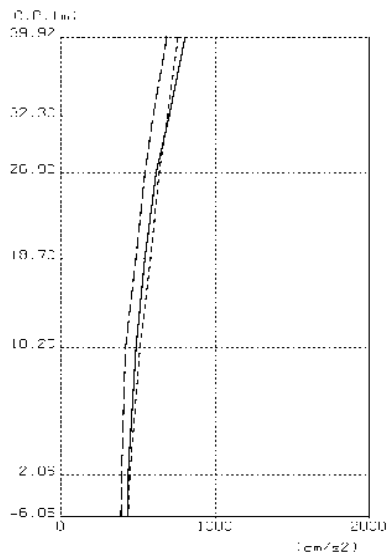
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

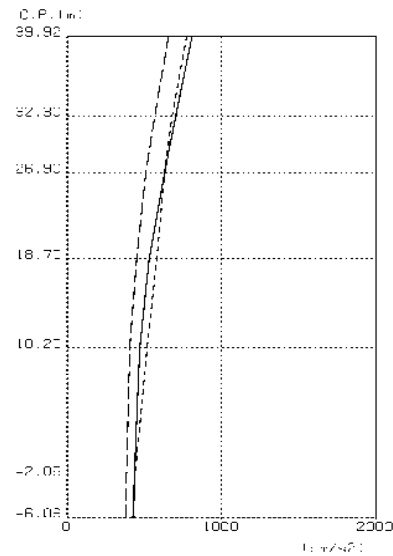
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3) 地震応答解析結果

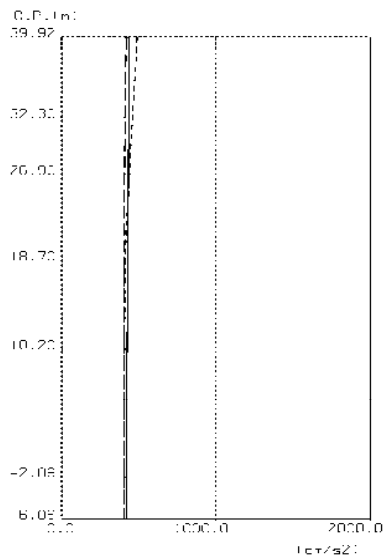
地震応答解析は水平方向と鉛直方向を別々に入力した。最大応答加速度分布を図 2. 3. 2-3 に示す。



(a) 水平 (NS) 方向



(b) 水平 (EW) 方向



(c) 鉛直方向

図 2. 3. 2-3 原子炉建屋の最大応答加速度分布

(3) 架構の耐震性に対する検討

1) 解析に用いる入力地震動

燃料取扱機支持用架構への入力地震動は、基準地震動 S_s を入力したときの原子炉建屋 O.P. 39.92m と O.P. 18.70m の時刻歴応答変位を用い、水平方向と鉛直方向の同時入力とする。

2) 地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる入力地震動の概念と燃料取扱機支持用架構の解析モデルを図 2.3.2-4 に、層間変形角が最大となる燃料取扱機を南端に設置した場合の地震応答解析モデルにおける質点重量を表 2.3.2-3 に示す。

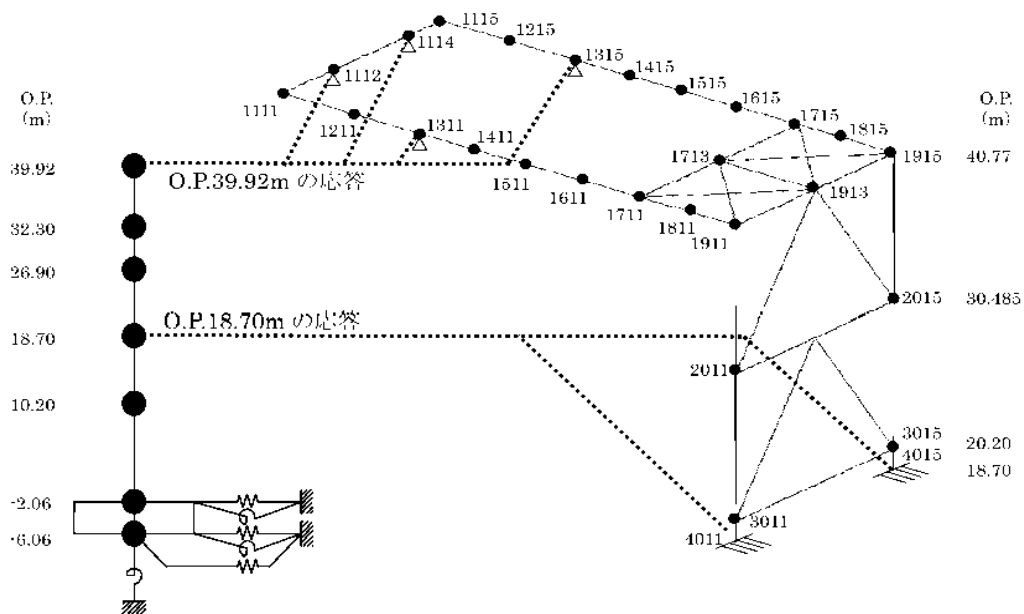


図 2.3.2-4 燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデル

表 2.3.2-3 燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデルにおける質点重量

標高 O.P.(m)	節点番号	質点重量 (kN)
40.77	1111	57
	1211	89
	1311	79
	1411	68
	1511	68
	1611	68
	1711	78
	1811	62
	1911	97
	1115	57
	1215	89
	1315	79
	1415	68
	1515	68
	1615	68
	1715	78
	1815	62
	1915	97
	1112	46
	1114	46
	1713	37
	1913	94
	9001	49
	9002	49
	9003	49
	9004	49
	9501	184
	9502	184
	9601	184
	9602	184
30.485	2011	149
	2015	149
20.20	3011	94
	3015	94
合 計		2973

3) 波及的影響の評価

地震応答解析結果が、JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

燃料取扱機支持用架構の層間変形角を表 2.3.2-4 に示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-4 層間変形角の検討結果

標高 O.P. (m)	最大応答値						判定	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3	1/75	OK
30.485～40.77	1/10285	1/10285	1/34283	1/1686	1/2057	1/2706		
18.70～30.485	1/1061	1/1309	1/1419	1/1733	1/2104	1/2805		

・塑性率の検討

部材の塑性率は、最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は1以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し、表 2.3.2-5 に検討結果を示す。

表 2.3.2-5 より曲げモーメント及びせん断力については、全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1以下となり、クライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-5 耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	C1	H-1000×1000 ×25×25	Ss-1	NS	Mz/Muz	0.01	OK
					My/Muy	0.10	
					Qz/Quz	0.03	
					Qy/Quy	0.01	
梁	G1	BH-1300×750 ×22×50	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.12	OK
					My/Muy	0.06	
					Qz/Quz	0.02	
					Qy/Quy	0.09	
ブレース	V1	□-450×450 ×22	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.02	OK
					My/Muy	0.02	
					Qz/Quz	0.01	
					Qy/Quy	0.01	

M_z：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値

M_y：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値

Q_z：部材 z 方向のせん断力の最大値

Q_y：部材 y 方向のせん断力の最大値

M_{uz}：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_{uy}：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_{uz}：部材 z 軸方向のせん断耐力

Q_{uy}：部材 y 軸方向のせん断耐力

(4) 原子炉建屋接合部の耐震性に対する検討

接着系アンカーボルトの耐震性の検討は、短期許容引張力及び短期許容せん断力を許容耐力とし、応力度比が1以下になることを確認する。

1) シェル壁上端位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-6 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が1以下になることを確認した。

表 2.3.2-6 シェル壁上端位置の検討結果

検討箇所 (アンカー本数)*1	地震波	入力 方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期 許容引張力 p _a (kN)	短期 許容せん断力 q _a (kN)		
F1 (20)	Ss-1	NS	0	1105	2320	2080	0.54	OK
F2 (8)	Ss-1	EW	104	168	928	832	0.21	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数

2) 南側外壁位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-7 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が1以下になることを確認した。

表 2.3.2-7 南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (アンカー本数)*1	地震波	入力 方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期 許容引張力 p _a (kN)	短期 許容せん断力 q _a (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	Ss-1	NS	1568	3214	2448	11484	0.65	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	Ss-1	EW	863	5793	1530	11484	0.57	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した。

(5) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

1) 検討方針

燃料取扱機支持用架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 (4.0×10^{-3}) 以下になることを確認する。

ここで、耐震壁のせん断ひずみは、「(2)原子炉建屋の地震応答解析」で実施した地震応答解析結果の値とする。

2) 検討結果

基準地震動 S_s に対する最大応答値を、「JFAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線にプロットした結果を、図 2.3.2-5 から図 2.3.2-7 に示す。

検討の結果、地震応答解析により得られる最大応答値は、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分に余裕があることを確認した。

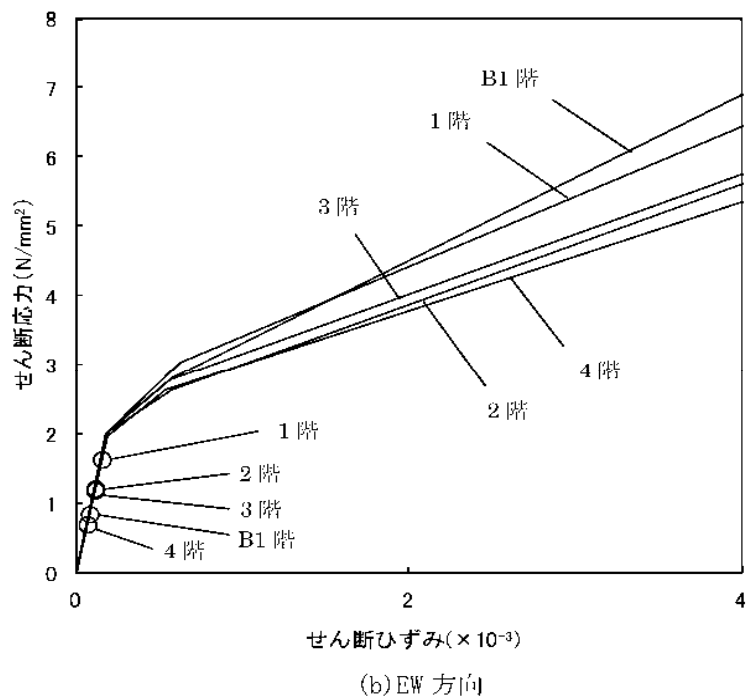
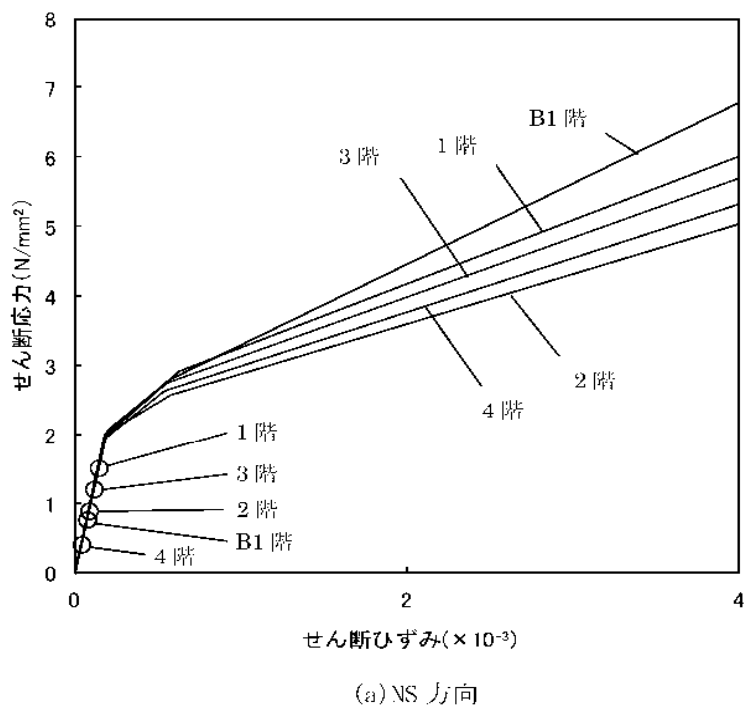
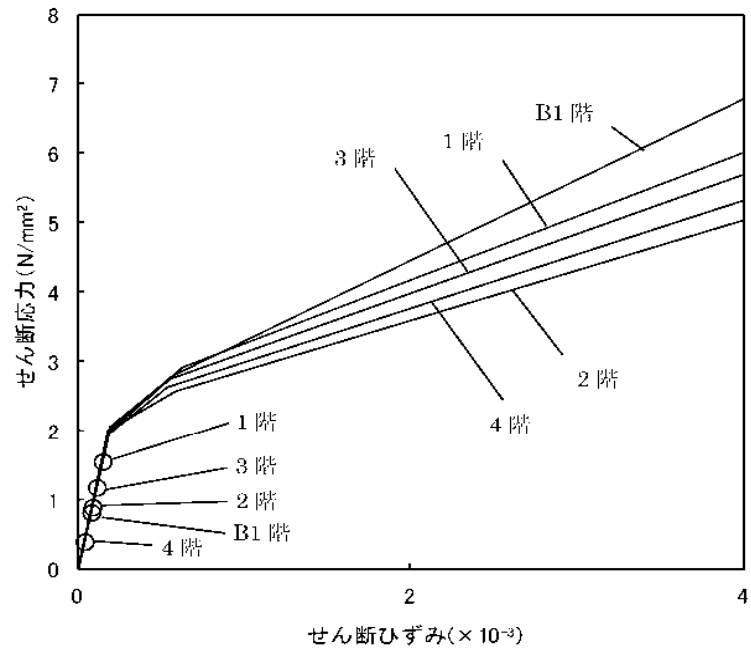
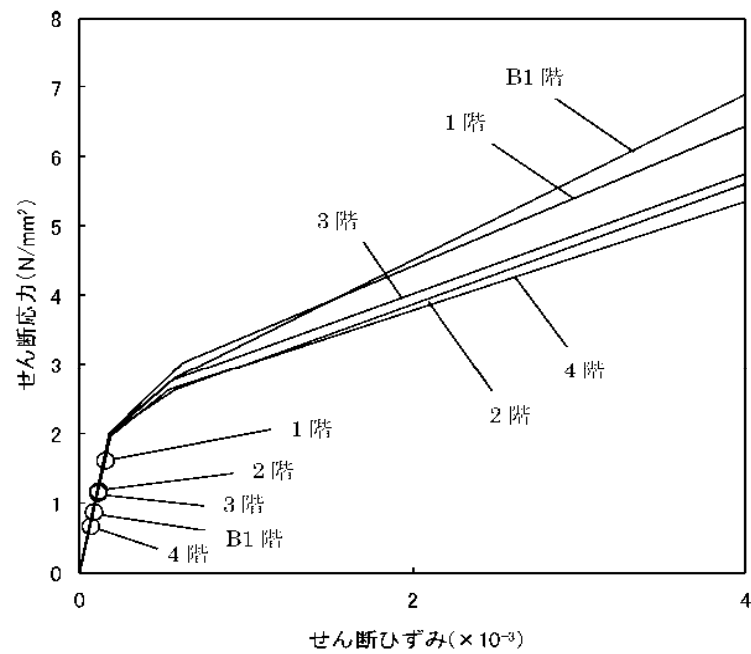


図 2.3.2-5 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1)

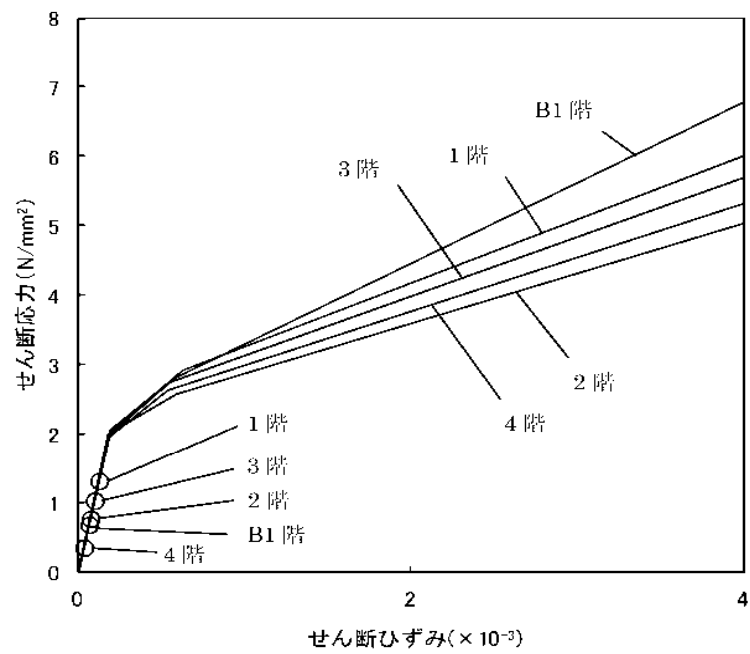


(a) NS 方向

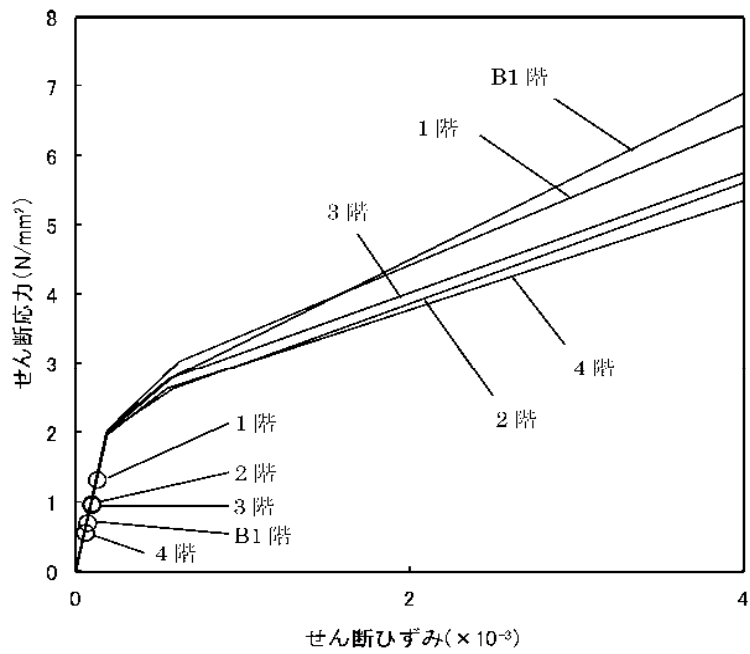


(b) EW 方向

図 2.3.2-6 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2)



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 2.3.2-7 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-3)

3. 第3号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

3.1 概要

3.1.1 一般事項

第3号機燃料取り出し用カバーは、使用済燃料プールを覆う構造としており、燃料取扱設備（燃料取扱機及びクレーン）を支持するドーム状の屋根を有した門型架構であり、構造強度と耐震性について検討を行う。なお、耐震設計上の重要度分類は、燃料取扱設備の間接支持構造物としてBクラス相当とする。

架構の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し、耐震性は基準地震動 S_s に対する地震応答解析を実施し、架構の損傷が原子力建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 3.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

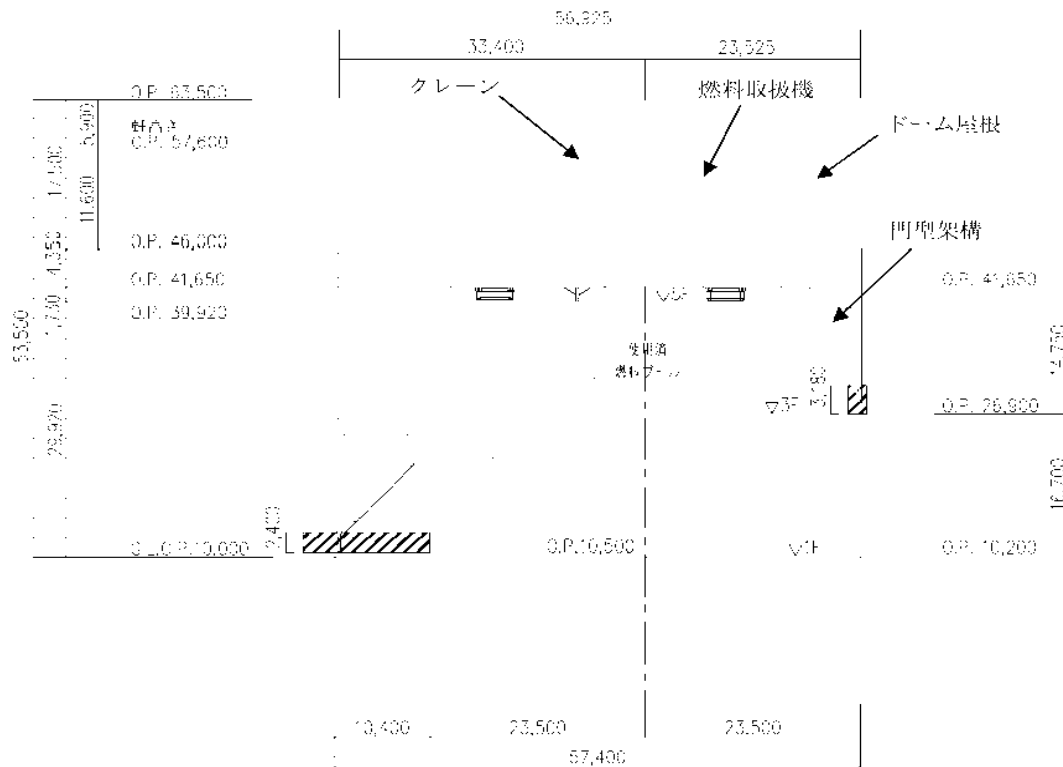


図 3.1.1-1 燃料取り出し用カバーのイメージ（単位：mm）

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

- (1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
- (2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
- (3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
- (4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
- (5) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省
国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議，2007 刊行)
- (6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）
- (7) 現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)
（日本建築学会，2002 制定）
- (8) プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説（日本建築学会，1998 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

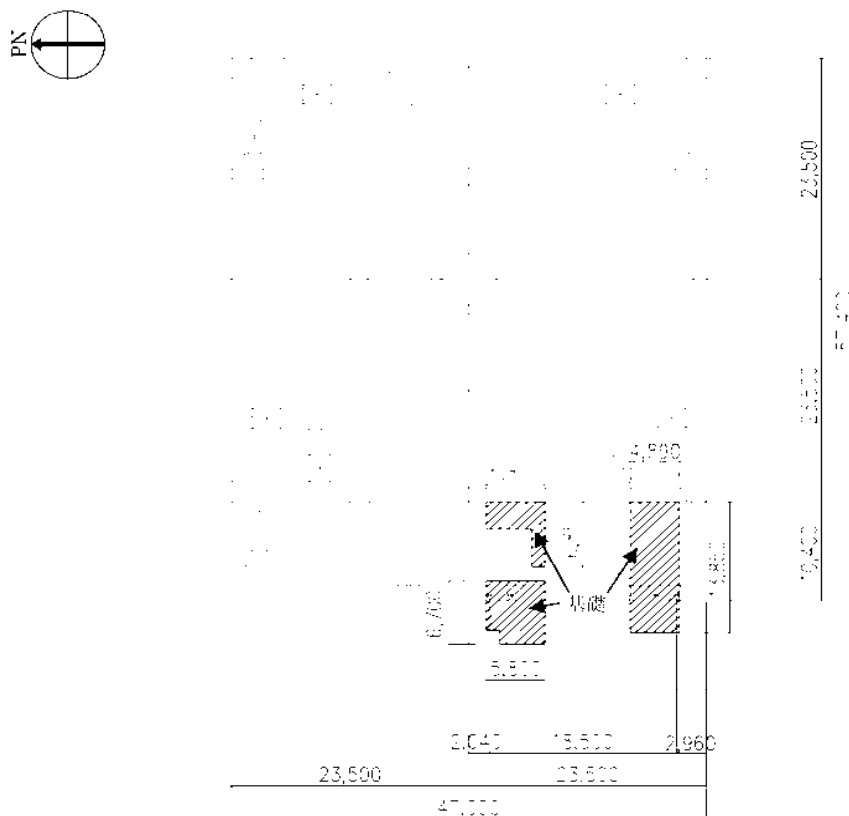
- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，
昭和 62 年 8 月 改訂）
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査
委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
- (3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成
20 年 12 月 改定）

3.1.2 構造概要

燃料取り出し用カバーは燃料取扱設備を支持する架構で、南北方向に 18.50m、東西方向に 56.925m、地盤面からの高さが 53.50m のドーム状屋根を設けた門型の架構である。構造形式はトラス構造で、構造種別は鉄骨造である。

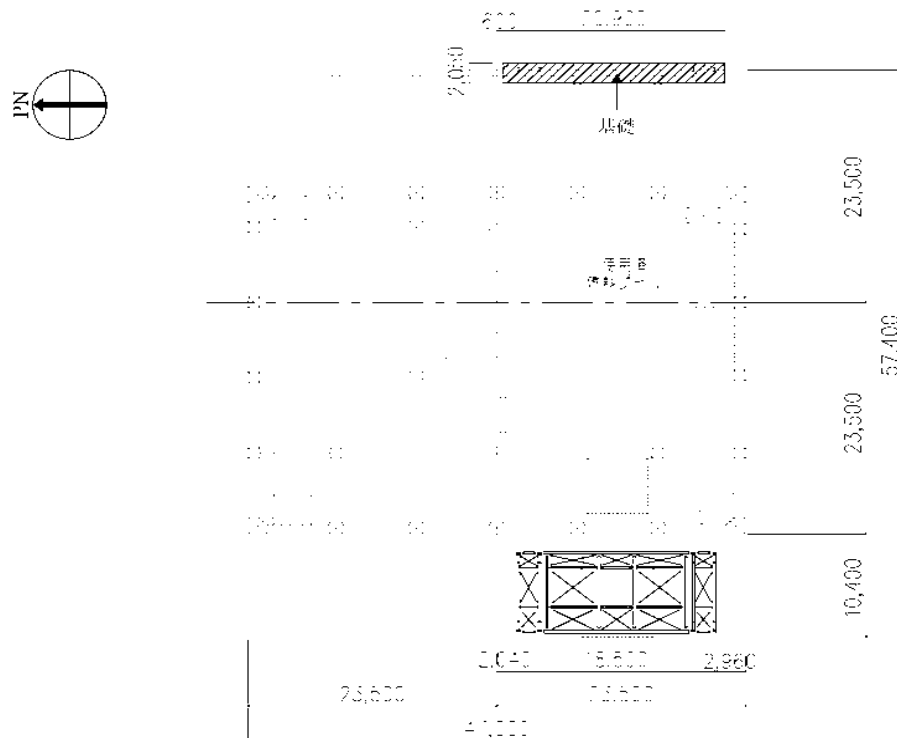
燃料取り出し用カバーは、原子炉建屋の 1 階、3 階及び 5 階に支持される構造である。なお、5 階の原子炉建屋躯体支持点においては、水平振れ止め装置（ストップ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いる。

燃料取り出し用カバーの概要を図 3.1.2-1～図 3.1.2-5 に示す。

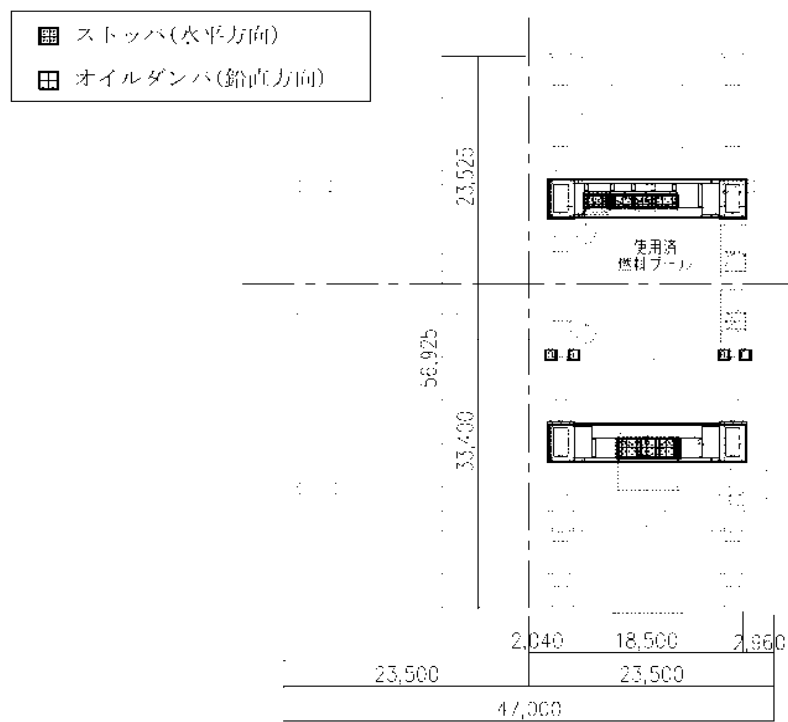


(a) 基礎伏図 (0. P. 10, 500 原子炉建屋 1 階レベル+300mm)

図 3.1.2-1 燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)

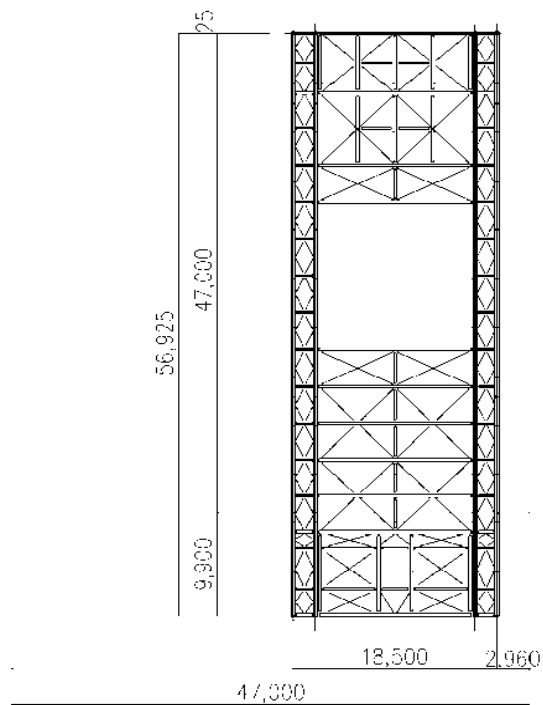
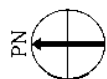


(a) 基礎伏図 (O. P. 26, 900 原子炉建屋 3 階)

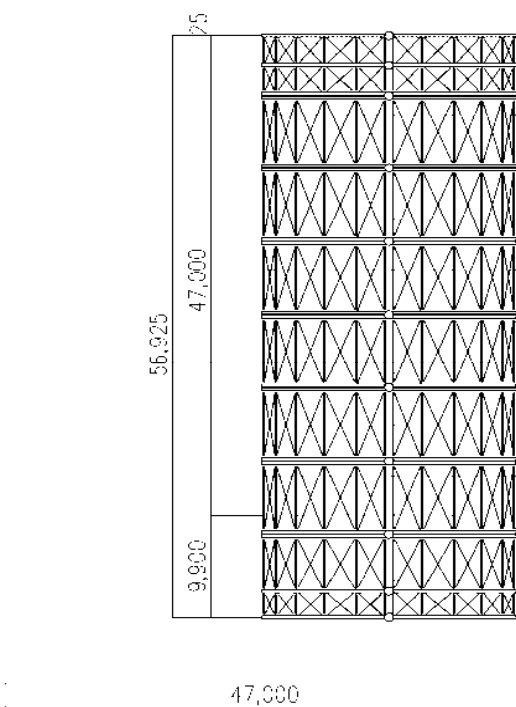


(b) 梁伏図 (O. P. 39, 920 原子炉建屋 5 階)

図 3. 1. 2-2 燃料取り出し用カバーの概要 (単位 : mm)

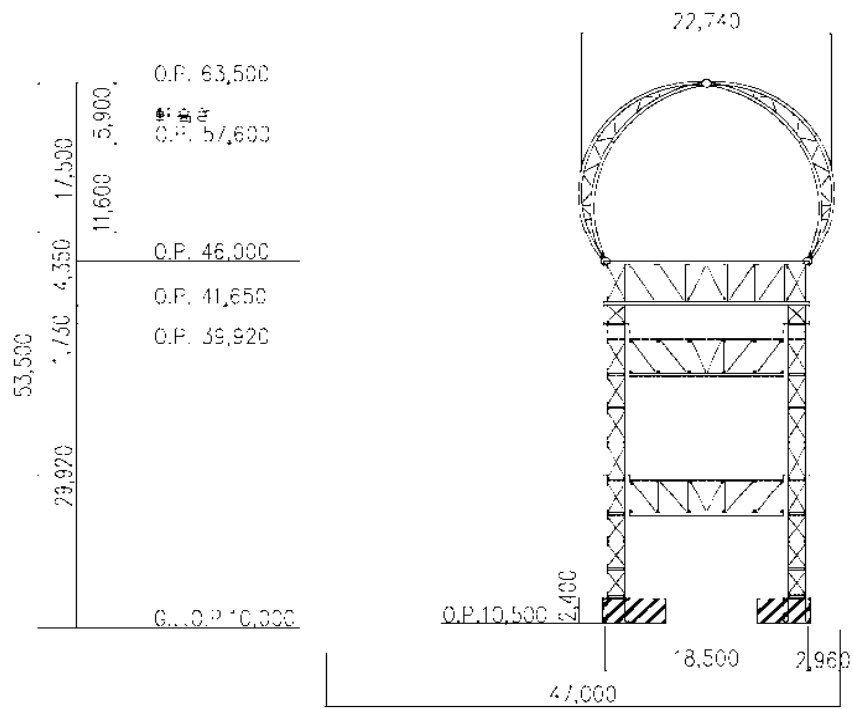


(a) 架構ガーダー部平面図 (O. P. 46, 000)

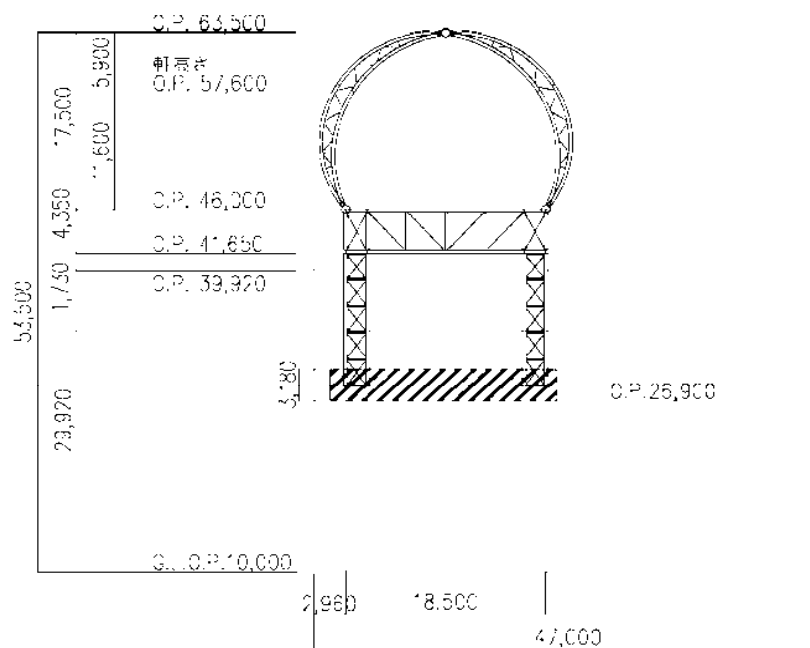


(b) 屋根伏図

図 3. 1. 2-3 燃料取り出し用カバーの概要 (単位 : mm)

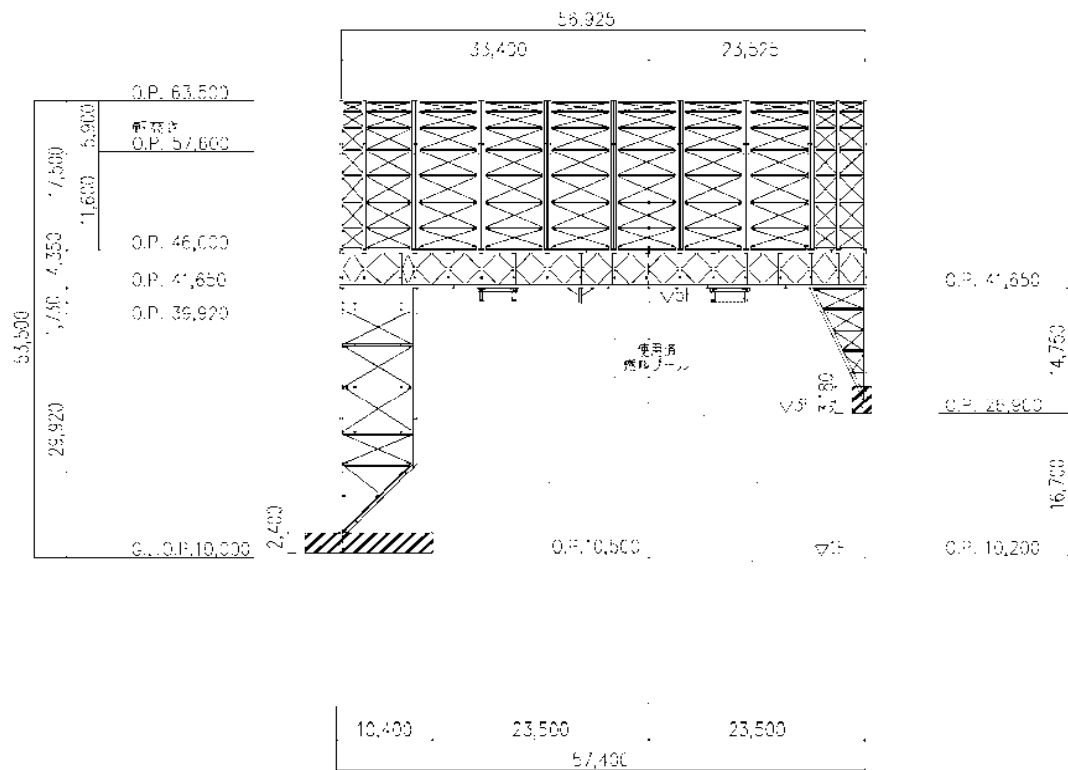


(a) 西軸組図



(b) 東軸組図

図 3. 1. 2-4 燃料取り出し用カバーの概要 (単位 : mm)



(a) 南軸組図

図 3.1.2-5 燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)

3.1.3 検討フロー

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性の検討フローを図 3.1.3-1 に示す。

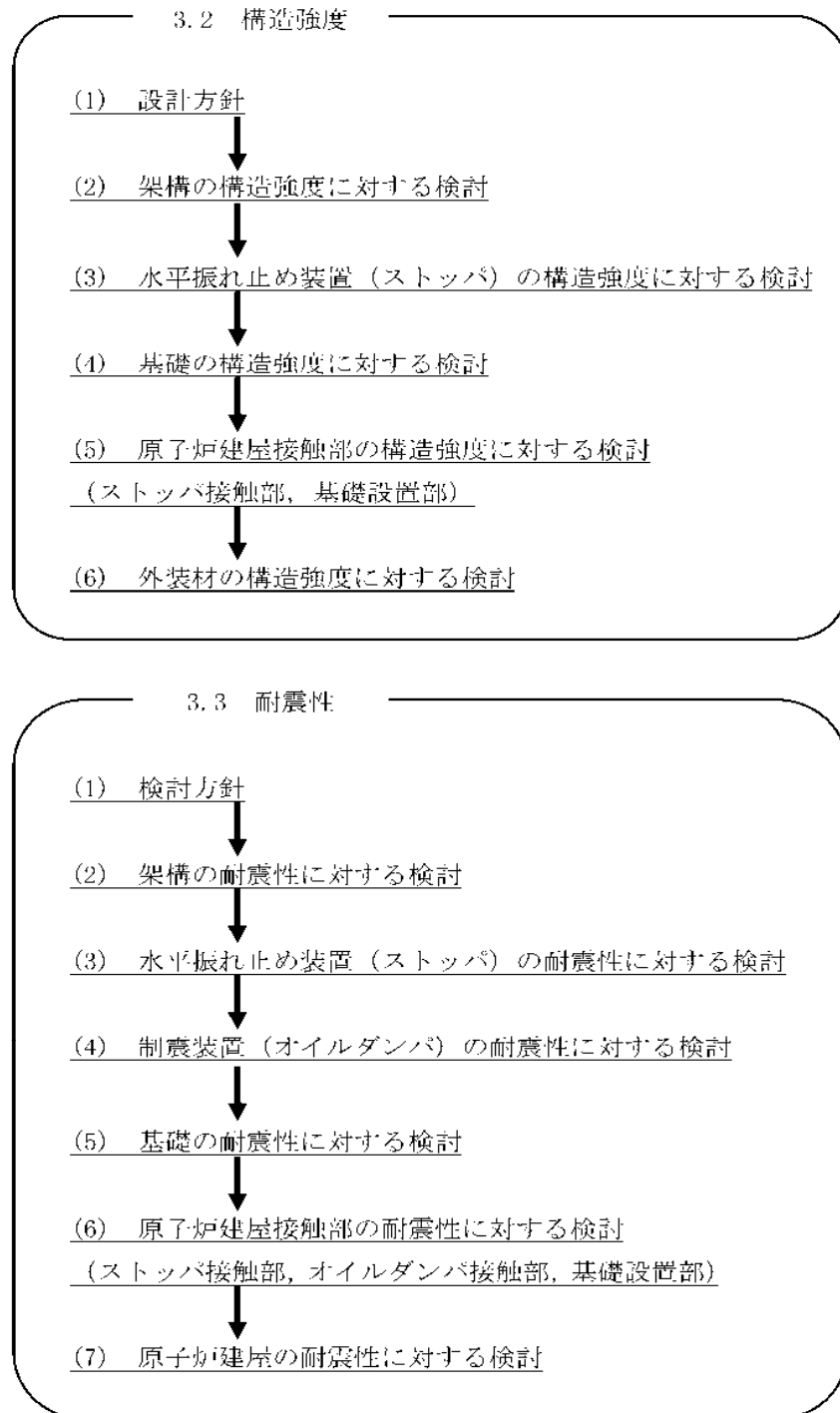


図 3.1.3-1 燃料取り出し用カバーの検討フロー

3.2 構造強度

(1) 設計方針

構造強度の検討は、門型架構及びドーム屋根、水平振れ止め装置（ストッパ）、基礎及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1) 使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 使用材料の物性値及び許容応力度

材料定数				
部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)
架 構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基 礎	コンクリート	2.27×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm²)

設計基準強度 σ_{ck}	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0		0.73	16.0		1.095

鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm²)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm²)

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
$T \leq 40\text{mm}$	SS400, SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い、左記 F の値より求める
$T > 40\text{mm}$	SN400B	215	
$T \leq 40\text{mm}$	SM490A, SN490B, STK490	325	
	STKT590	440*	

*： 「JIS G 3474-2008」による

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重 (VL)

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重 (CL)

燃料取扱設備による荷重を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2 燃料取扱設備荷重一覧表

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

・積雪荷重 (SL)

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

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/cm

・風圧力 (WL)

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に基づき，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-3 に示す。

表 3.2-3 速度圧の算定結果

建物高さ ^{a)} H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 E _r	ガスト 影響係数 G _f	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 V ₀ (m/s)	速度圧 q (N/m ²)
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750

*： 建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

・地震荷重 (K)

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は、0. P. -2. 06m (原子炉建屋基礎スラブ上端レベル) を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定し、算定結果を表 3. 2-5 及び表 3. 2-6 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

Q_i : 水平地震力 (kN)

n : 施設の重要度に応じた係数 ($n=1.5$)

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 当該部分が支える重量 (kN)

ここに、燃料取り出し用カバーの設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は、瓦礫撤去の効果と遮へい体及び燃料取り出し用カバーを新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 3. 2-4 に示す。

表 3. 2-4 原子炉建屋の全体重量 (kN)

原子炉建屋全体重量*	1092200
瓦礫撤去による軽減重量	-24640
遮へい体設置による付加重量	+18000
燃料取り出し用カバー等の付加重量	+44750
燃料取り出し用カバー設計用原子炉建屋全体重量	1130310

* : 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書 (その 2)」(東京電力株式会社, 平成 23 年 7 月 13 日) において用いた各階重量の総計

Z : 地震地域係数 ($Z=1.0$)

R_t : 振動特性係数 ($R_t=0.8$)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法 (二乗和平方根法) により求める。

C_0 : 標準せん断力係数 ($C_0=0.2$)

i 層の水平震度 k_i は、下式によって算定する。

$$P_i = Q_i - Q_{i-1}$$

$$k_i = P_i / w_i$$

ここで、

P_i : 当該階とその直下階の水平地震力の差 (kN)

w_i : 各階重量 (kN)

表 3.2-5 原子炉建屋の水平震度の算定結果 (NS 方向)

階	標 高 O. P. (m)	各階重量 wi (kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	43010	0.492
4	39.92～32.30	119490	87590	2.046	0.491	43010	42720	0.358
3	32.30～26.90	111340	207080	1.728	0.414	85730	31770	0.286
2	26.90～18.70	130160	318420	1.537	0.369	117500	26050	0.201
1	18.70～10.20	253710	448580	1.331	0.320	143550	25000	0.099
BI	10.20～-2.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

表 3.2-6 原子炉建屋の水平震度の算定結果 (EW 方向)

階	標 高 O. P. (m)	各階重量 wi (kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	48610	0.555
4	39.92～32.30	119490	87590	2.311	0.555	48610	39610	0.332
3	32.30～26.90	111340	207080	1.775	0.426	88220	30230	0.272
2	26.90～18.70	130160	318420	1.552	0.372	118450	24200	0.186
1	18.70～10.20	253710	448580	1.323	0.318	142650	25900	0.103
BI	10.20～-2.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋 1 階、3 階及び 5 階の水平震度を用いるものとし、水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は、建設省告示第 1389 号に基づく 1.0 に 1.5 を乗じて用いる。表 3.2-7 に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 3.2-7 水平地震力の算定結果

標高 O. P. (m)	各階重量 wi (kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)
63.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
46.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
26.90	200	0.286	57	0.272	54
10.20	1200	0.099	119	0.103	124

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機及びクレーンの位置を図 3. 2-1 に、荷重組合せを表 3. 2-8 に示す。

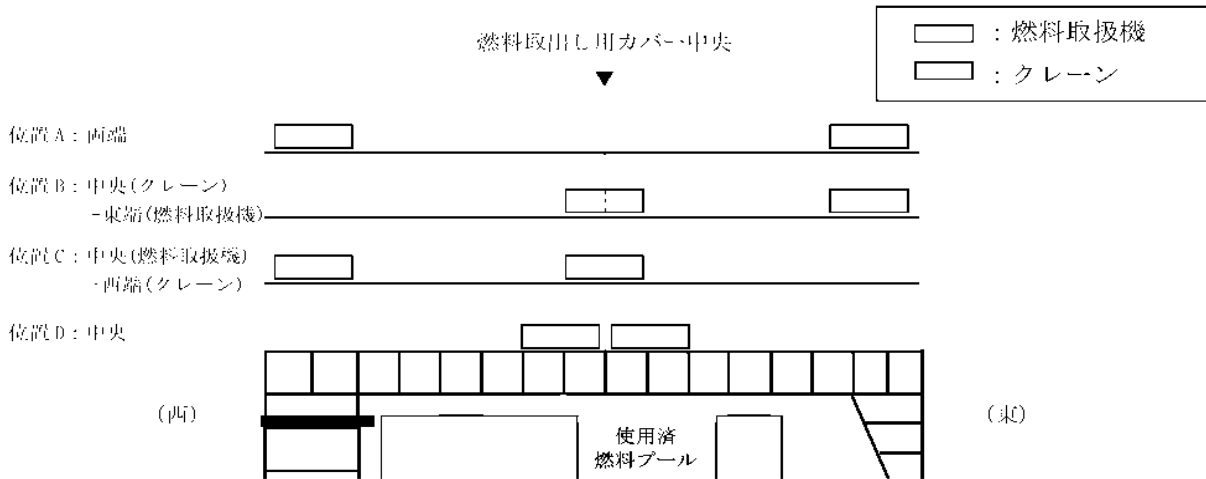


図 3. 2-1 燃料取扱設備の位置

表 3. 2-8 燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL-CL ^{*1}	長期
積雪時 ^{*3}	S	VL-CL ^{*1} +SL	短期
暴風時 ^{*3}	W	VL・CL ^{*1} +WL	
地震時	E1	VL・CL ^{*1} +K(-NS) ^{*2}	
	E2	VL-CL ^{*1} +K(-NS) ^{*2}	
	E3	VL-CL ^{*1} +K(-EW) ^{*2}	短期
	E4	VL-CL ^{*1} +K(-EW) ^{*2}	

*1：吊荷荷重は、常時、積雪時及び暴風時は図 3. 2-1 に示すクレーンの位置、地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。

*2：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

*3：短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお、地震時と暴風時の架構の層せん断力について、風荷重の受圧面積が最大になる NS 方向で比較した結果を図 3.2-2 に示す。図 3.2-2 より、地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており、支配的な荷重である。

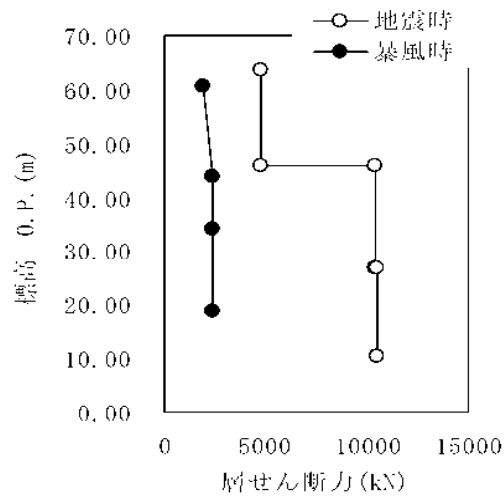


図 3.2-2 地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2) 架構の構造強度に対する検討

1) 解析モデル

架構の解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。図 3. 2-3 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持、ストッパ取り付き部は水平方向のみピン支持とする。

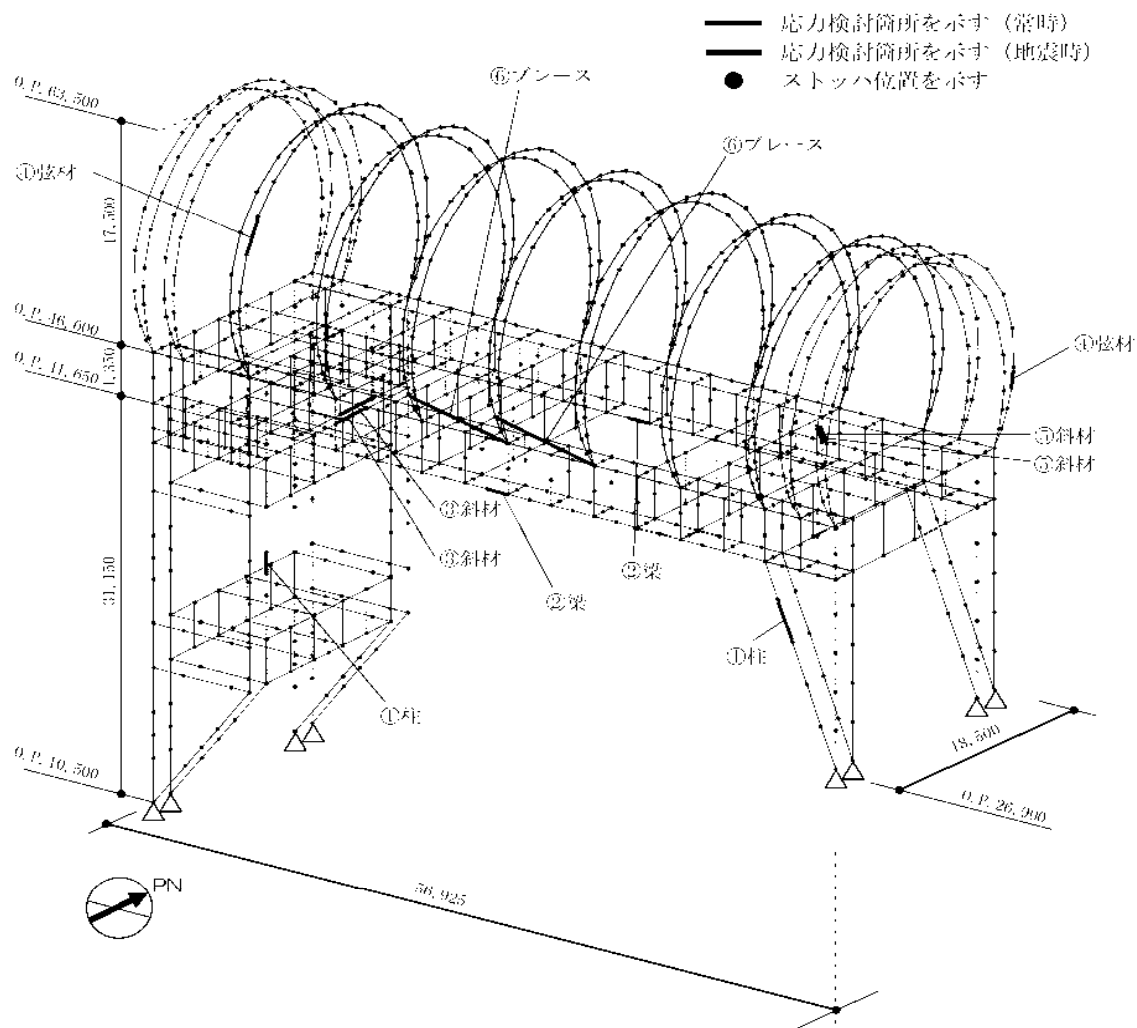


図 3. 2-3 解析モデル図 (単位：mm)

2) 断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い、軸力に対して下式にて検討を行う。

$$\text{・ 軸圧縮の場合} \quad \frac{\sigma_c}{f_c} \leq 1$$

$$\text{・ 軸引張の場合} \quad \frac{\sigma_t}{f_t} \leq 1$$

ここで、 σ_c 、 σ_t ：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）（N/mm²）

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm²)

f_c ：許容圧縮応力度(N/mm²)

f_t ：許容引張応力度(N/mm²)

表 3.2-9 及び表 3.2-10 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果、全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-9 断面検討結果（常時）

部 位 ^{*1}			部材形状 (mm) <使用材料>	荷重ケース (位置) ^{*2}	作用 応力度 (N/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 <SM490>	C (D)	圧縮	77.4	164	0.48	O. K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 <SM490>	C (D)	引張	91.4	216	0.43	O. K.
	③	斜材	2Ls-150×75 ×6.5×10 <SM490>	C (D)	圧縮	103.0	120	0.86	O. K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ-318.5×6.9 <STK590>	C (B)	引張	33.5	293	0.12	O. K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 <STK490>	C (B)	圧縮	43.4	203	0.22	O. K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 <STK490>	C (D)	圧縮	19.4	92	0.22	O. K.

*1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

*2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

表 3.2-10 断面検討結果（地震時）

部 位 ^{*1}			部材形状 (mm) 、使用材料 ^{>}	荷重ケース (位置) ^{*2}	作用 応力度 (N/mm ²)		許容 応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
門型 架構	①	柱	H 350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	138.9	289	0.49	O. K.
	②	梁	H 350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	引張	108.3	324	0.34	O. K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	164.5	180	0.92	O. K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ 267.4×6.6 〈STK590〉	E1 (D)	圧縮	155.2	396	0.40	O. K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	E3 (A)	圧縮	165.8	304	0.55	O. K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	E3 (D)	圧縮	80.6	138	0.59	O. K.

*1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

*2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(3) 水平振れ止め装置（ストップ）の構造強度に対する検討

原子炉建屋の5階床上面2か所に鋼製のストップを設置し、架構に発生する水平力を、ストップを介して原子炉建屋に支持させる。原子炉建屋へは、5階床の床開口部に突出させた強固なシアキにより水平力を伝達させる。図3.2-4にストップ概要図を示す。

ストップについては、架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が、床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。

なお、原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストップ）の接触部については、設置前において、本説明書で想定しているように、施工に十分な状況かどうか、雰囲気線量等の作業安全性を鑑みながら、可能な範囲で確認した点検結果を別途報告するとともに、不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。

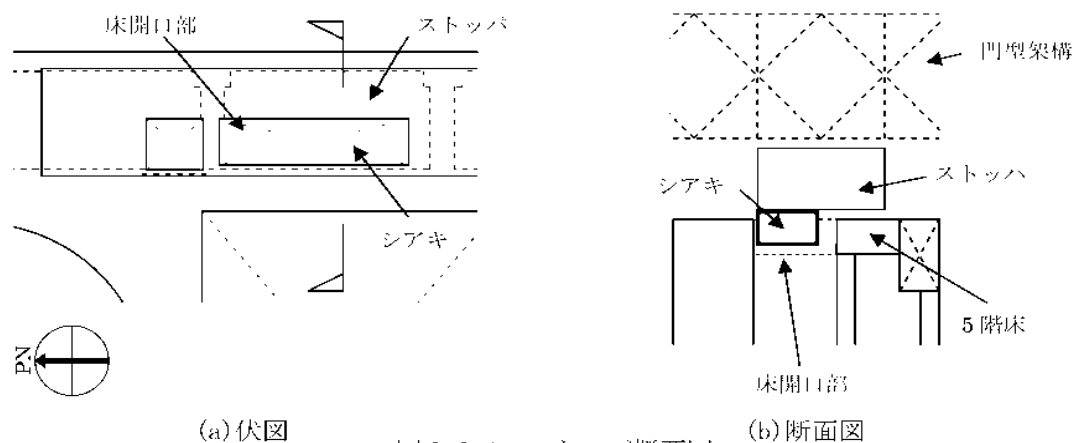


図3.2-4 ストップ概要図

シアキの許容せん断力は下式より算定し、表3.2-11に応力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果、全てのストップに対する応力比が1以下になることを確認した。

$$Q_a = A \cdot f_s$$

ここに、

Q_a : 短期許容せん断力 (kN)

A : シアキの断面積 (mm^2)

f_s : 短期許容せん断応力度 (N/mm^2) (SM190A)

表3.2-11 ストップ（シアキ）の断面検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	ストップ反力 Q (kN)	短期許容せん断力 Q_a (kN)	応力比 Q/Q_a	判定
東側ストップ	E4 (A)	2560	8620	0.30	O.K.

* : 図3.2-1に示す燃料取扱設備の位置を示す

(4) 基礎の構造強度に対する検討

架構の基礎は独立フーチング基礎とし、西側柱脚部は原子炉建屋の地下 1 階壁の直上に設置し、東側柱脚部は原子炉建屋 2 階壁の直上に設置して基礎反力が原子炉建屋を介して地盤に伝わるようにする。ここでは、基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が 0 以上であることを確認し、基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。

なお、基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて、特に先打ちコンクリート表面に処理をしない場合の後打ちコンクリートとの境界面で設定する 0.6(普通コンクリートの場合)とする。

表 3.2-12 に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

基礎浮き上がりの検討の結果、全ての基礎の最小圧縮力が 0 以上であることを確認した。

表 3.2-12 基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 (北側)	E1 (C)	1990	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

許容摩擦力は下式より算定し、表 3.2-13 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

基礎すべりの検討の結果、全ての基礎に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$V_a = \mu(N + R)$$

ここに、

V_a : 許容摩擦力(kN)

μ : 摩擦係数 ($\mu=0.6$)

N : 基礎重量(kN)

R : 基礎上端の架構の鉛直反力(kN)

表 3.2-13 基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 V_a (kN)	応力比 Q/ V_a	判定
東側柱脚	C (D)	2410	5270	0.46	O. K.
	E4 (D)	2430	4580	0.54	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5) 原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

1) ストップ接触部

ストップ接触部の構造強度の検討では、ストップ水平反力が、既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお、許容支圧応力度は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規程・同解説」に基づき算出する。

短期許容支圧力 N_a は下式より算定し、表 3.2-14 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。検討の結果、全てのストップ接触部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_a = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na} \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし,} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0$$

ここに、

- f_n : 短期許容支圧応力度 (N/mm²)
- f_{na} : $F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値 (N/mm²)
- F_{ci} : コンクリート強度、特に定めのない場合には 20N/mm² ($F_{ci}=22.1\text{N/mm}^2$)
- A_c : 支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積 (mm²)
- A_l : 局部圧縮を受ける支圧面積 (mm²)

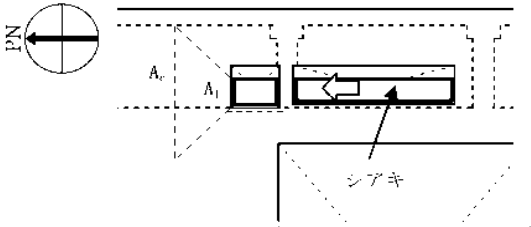


表 3.2-14 ストップ接触部の検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	ストップ水平反力 N (kN)	短期許容支圧力 N_a (kN)	応力比 N/N_a	判定
東側ストップ	E2 (B)	3980	10300	0.39	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2) 基礎設置部

架構の西側脚部は原子炉建屋 1 階レベル (O. P. 10.2m) で支持し、東側脚部は原子炉建屋 3 階レベル (O. P. 26.9m) で支持している。基礎設置部については、柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

許容軸力 N_a は下式より算定し、表 3.2-15 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全ての基礎設置部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$${}_L N_a = {}_L f_c \cdot A_l \quad , \quad {}_S N_a = {}_S f_c \cdot A_l$$

ここに、

- ${}_L f_c$: 長期許容圧縮応力度 (N/mm²) (${}_L f_c = 22.1 \times 1/3 = 7.4$)
- ${}_S f_c$: 短期許容圧縮応力度 (N/mm²) (${}_S f_c = 22.1 \times 2/3 = 14.7$)

A_1 : 柱脚部支配面積 (mm²)

表 3.2-15 壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	軸力 N (kN)	許容軸力 Na (kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚 (南側)	C (B)	4280	12900	0.34	O. K.
	E1 (B)	6540	25900	0.26	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6) 外装材の構造強度に対する検討

1) 検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は、折板を用いる。強度検討は、壁材、屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。なお、短期事象においては、暴風時の影響が支配的であることから、積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 3.2-5 に示す。

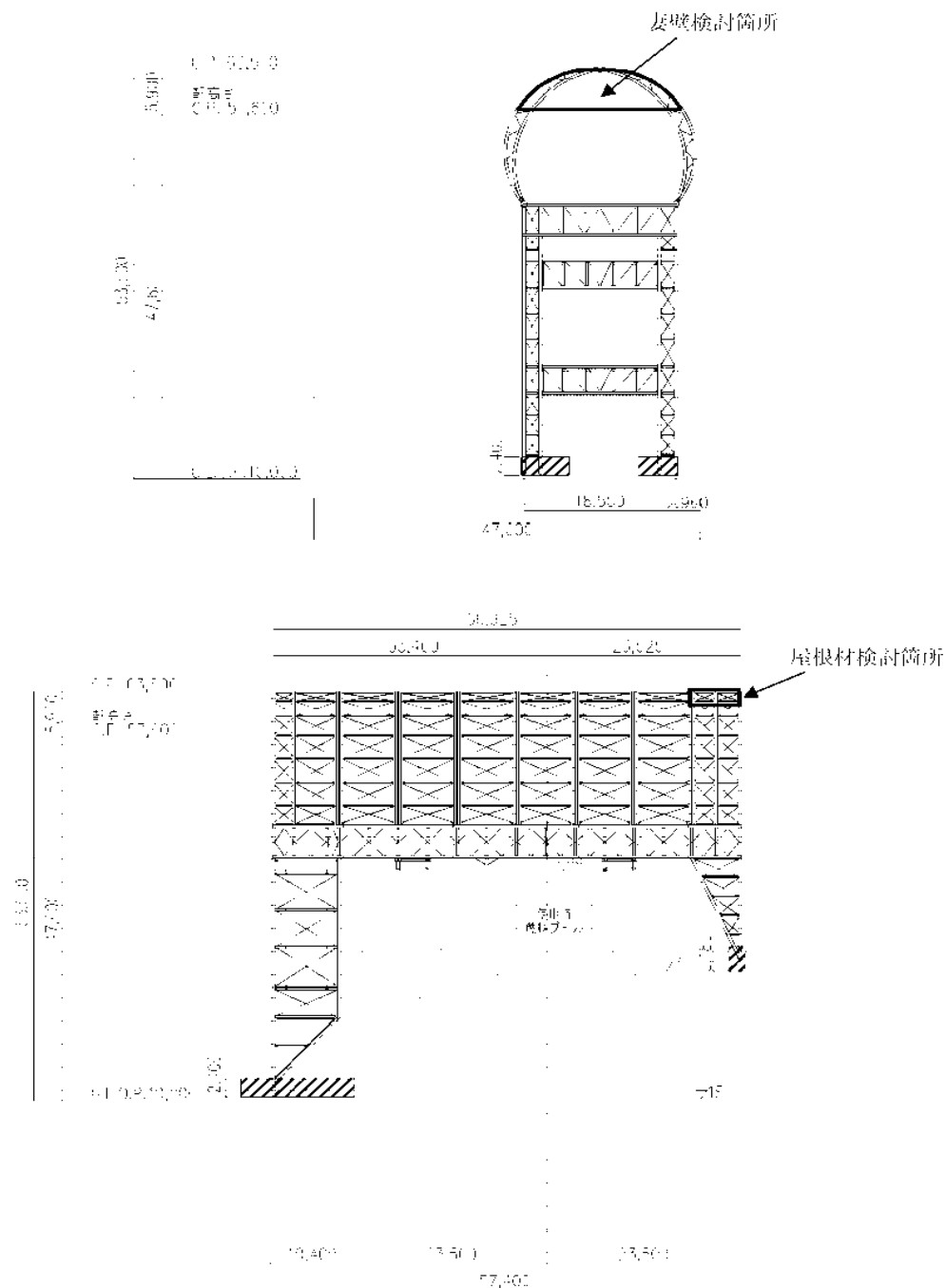


図 3.2-5 外装材検討箇所（単位：mm）

2) 設計用荷重の算定

設計用風圧力は、建築基準法施行令第 82 条の 4 に準拠し、基準風速 30m/s、地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-16 に、ピーク風力係数を表 3.2-17 に、風力係数の算定箇所を図 3.2-6 に示す。

表 3.2-16 速度圧の算定結果

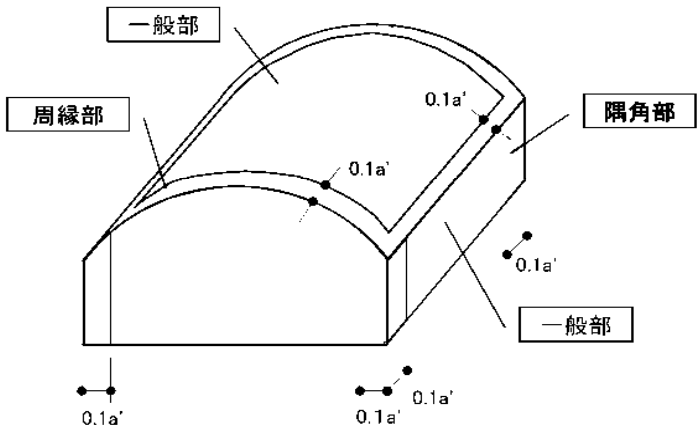
建物高さ*	平均風速の高さ方向の分布を表す係数	基準風速	平均速度圧
Ⅱ (m)	E _s	V _m (m/s)	q (N/m ²)
50.55	1.27	30	871

*：建物高さは、軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

表 3.2-17 ピーク風力係数

建物高さ* Ⅱ (m)	屋根面		壁面	
	一般部	周縁部	一般部	隅角部
50.55	2.5	3.2	2.02	2.5

*：建物高さは、軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした



a'は平面の短辺の長さとしⅡの2倍の数値のうちいずれか小さな数値（30を超えるときは、30とする）（単位：m）

図 3.2-6 風力係数の算定箇所

3) 外装材の強度検討

検討は、応力が厳しくなる部位について行う。ここでは、折板の自重は考慮しないものとする。折板の間隔はドーム屋根が 3.4m で連続支持、妻壁が 4.0m で単純支持されているものと仮定する。

屋根材及び壁材の材料諸元を表 3.2-18 に示す。また、検討結果を表 3.2-19 に示す。

断面検討の結果、全ての外装材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-18 屋根材及び壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次 モーメント	断面係数	断面 2 次 モーメント	断面係数
1 (mm)	G (N/m ²)	I _x (cm ⁴ /m)	Z _x (cm ³ /m)	I _y (cm ⁴ /m)	Z _y (cm ³ /m)
0.8	118	360	43.6 (13.1 [*])	347	40.6 (12.2 [*])

*：括弧内の数値は折曲加工部を示す

表 3.2-19 応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
ドーム屋根	189	205 [*]	0.93	O. K.
妻壁	109	205 [*]	0.54	O. K.

*：「JIS G 3321 2010」による

・応力度に対する検討

①ドーム屋根

$$w = 871 \times (3.20) = 2790 \text{ (N/m}^2\text{)}$$

$$M = (9/128) \times w \times l^2 = (9/128) \times (-2790) \times 3.4^2 \times 10^{-3} = -2.3 \text{ (kNm/m)}$$

$$\sigma_b = M/Z = 2.3 \times 10^5 / (12.2 \times 10^3) = 189 \text{ (N/mm}^2\text{)}$$

$$\sigma_b/f_b = 189/205 = 0.93 \leq 1.0 \quad \text{OK}$$

②妻壁

$$w = 871 \times (2.50) = 2180 \text{ (N/m}^2\text{)}$$

$$M = (1/8) \times w \times l^2 = (1/8) \times (-2180) \times 4.0^2 \times 10^{-3} = -4.4 \text{ (kNm/m)}$$

$$\sigma_b = M/Z = 4.4 \times 10^5 / (40.6 \times 10^3) = 109 \text{ (N/mm}^2\text{)}$$

$$\sigma_b/f_b = 109/205 = 0.54 \leq 1.0 \quad \text{OK}$$

(1) 検討方針

(2) 架構の耐震性に対する検討

検討用地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（東京電力株式会社、平成 20 年 3 月 31 日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を用いる。

The diagram illustrates the experimental setup for measuring the seismic response of a building model. It shows a cross-section of the building model supported by a base. The base is connected to a support system that allows for horizontal movement. A vertical axis indicates the direction of seismic motion (W/E). Key components labeled include the building model, support, and various measurement points. Dimensions are provided for the building height (0.1m), base width (0.1m), and support distance (0.1m). The diagram also shows the relationship between the building's seismic response and the ground motion.

□ 2 11 添 4 2 102

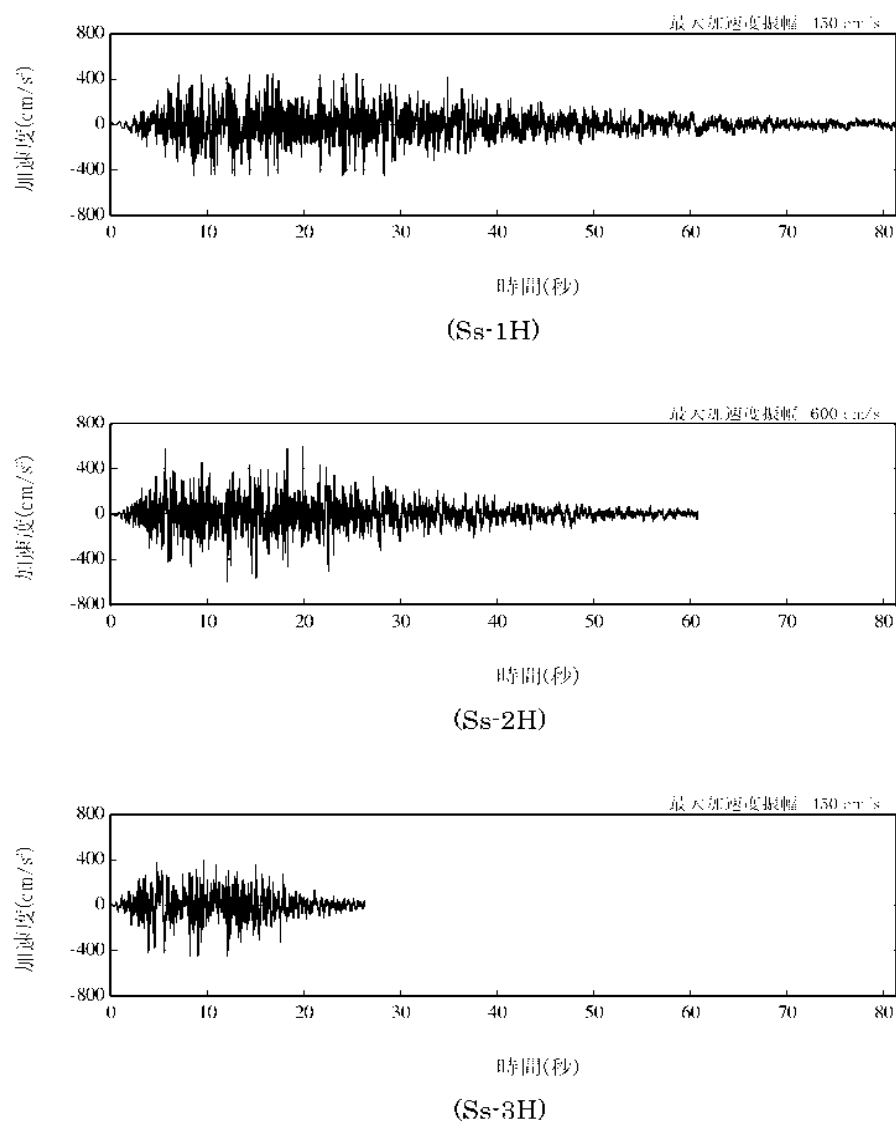


図 3.3-2(1) 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)

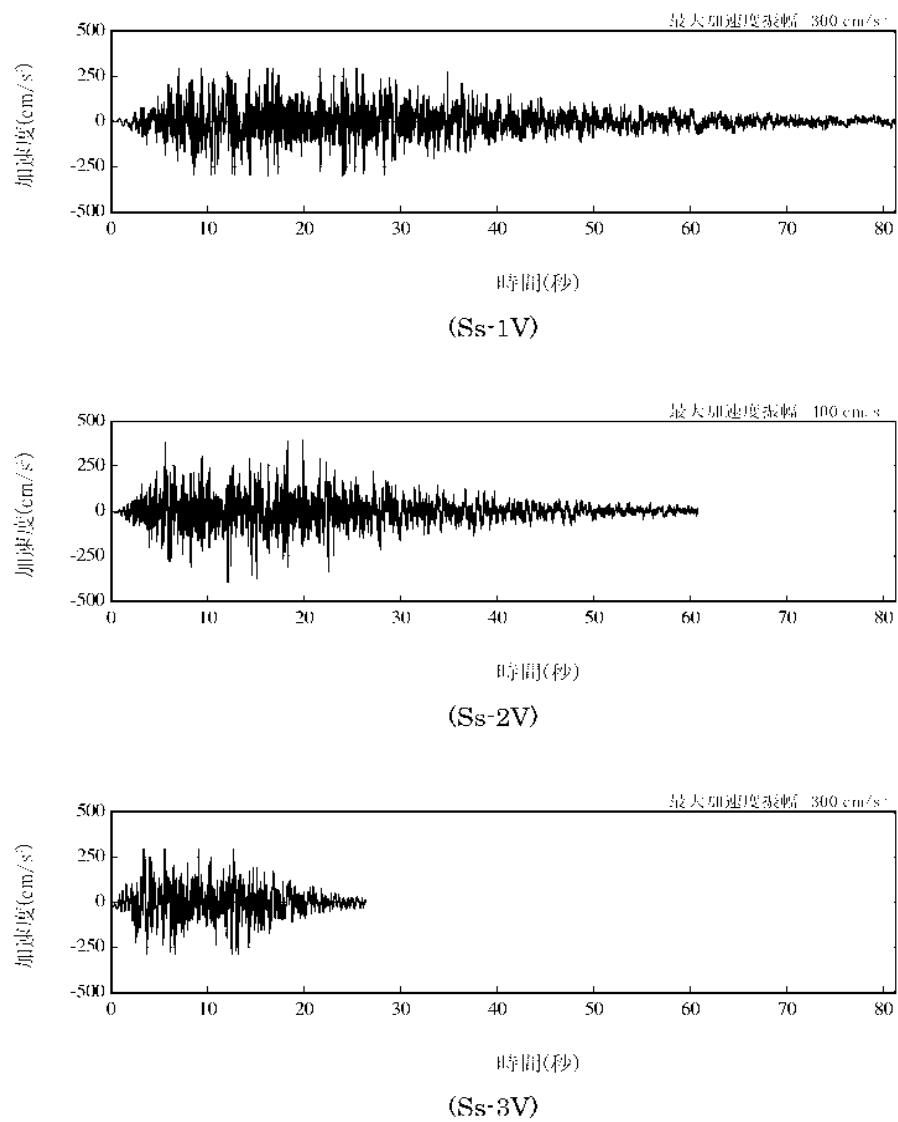


図 3.3-2(2) 解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(鉛直方向)

地震応答解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した図 3.3-3 に示すモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋・地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付け部は原子炉建屋 5 階質点 (O.P. 39.92 m) と水平方向同一変位条件とし、鉛直方向の制震装置 (オイルダンパ) は原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に門型架構と 5 階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。

地震応答解析に用いる物性値を表 3.3-1 に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上材等を考慮した重量とし、原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映した表 3.3-2 に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし、その他ブレース等は「鉄骨 X 型ブレース架構の復元力特性に関する研究」(日本建築学会構造工学論文集 37B 号 1991 年 3 月)に示されている修正若林モデルによる。また、原子炉建屋は、曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地盤定数は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）と同様とし，その結果を表 3.3-3 に示す。原子炉建屋の地盤ばねは，「JFAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねを評価した。

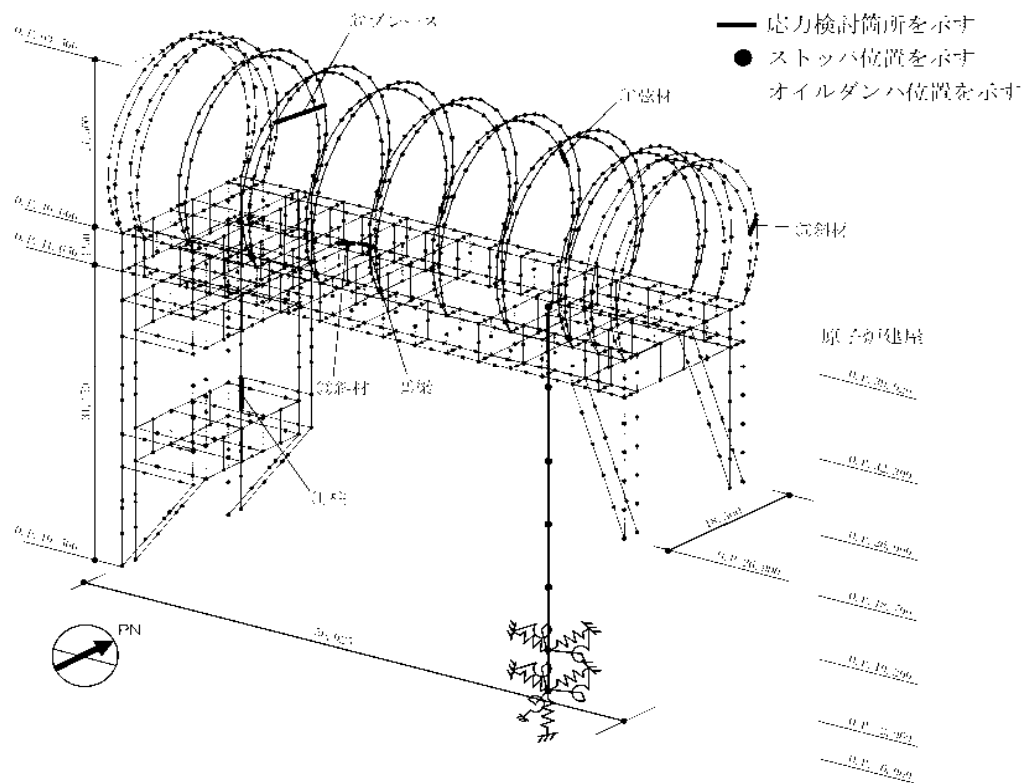


図 3.3-3 地震応答解析モデル (単位: mm)

表 3.3-1 地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)	減衰定数 h (%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400, SM490A STK490, STKT590

表 3.3-2 地震応答解析モデルのうち原子力建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a) 水平 (NS) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 I_p ($\times 10^4$ kN・m ²)	せん断断面積 As (m ²)	断面二次モーメント I (m ⁴)
39.92	72990	76.95		
			145.3	9598
32.3	119490	238.33		
			146.4	29271
26.9	111140	204.58		
			237.3	56230
18.7	130160	239.58		
			208.6	60144
10.2	252510	464.88		
			458.7	112978
-2.06	301020	554.17		
			2697.8	496620
6.06	127000	233.79		
合計	1114310		ヤング係数 Ec 2.57×10^7 (kN/m ²) せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m ²) ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%	

*： 「福島第一原子力発電所の原子力建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-2 地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(b) 水平 (EW) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 I_{Σ} ($\times 10^5$ kN・m ²)	せん断断面積 As (m ²)	断面二次モーメント I (m ⁴)
39.92	72990	56.10		
32.3	119490	124.49	61.9	5665
26.9	111140	204.58	123.4	12460
18.7	130160	239.58	204.1	41352
10.2	252510	693.32	226.6	61084
-2.06	301020	826.50	431.3	135128
6.06	127000	348.72	2697.8	740717
合計	1114310		ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m ²) せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m ²) ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%	

(c) 鉛直方向

標高 O.P. (m)	質点重量* W (kN)	軸断面積 As (m ²)	軸ばね剛性 K_A ($\times 10^6$ kN/m)
39.92	72990		
32.3	119490	192.0	6.48
26.9	111140	266.3	12.67
18.7	130160	431.7	13.53
10.2	252510	423.0	12.79
-2.06	301020	691.2	14.49
6.06	127000	2697.8	173.33
合計	1114310		ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m ²) せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m ²) ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%

* : 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その2)」(東京電力株式会社, 平成 23 年 7 月 13 日)において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値(ただし, 門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない)

表 3.3-3 地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

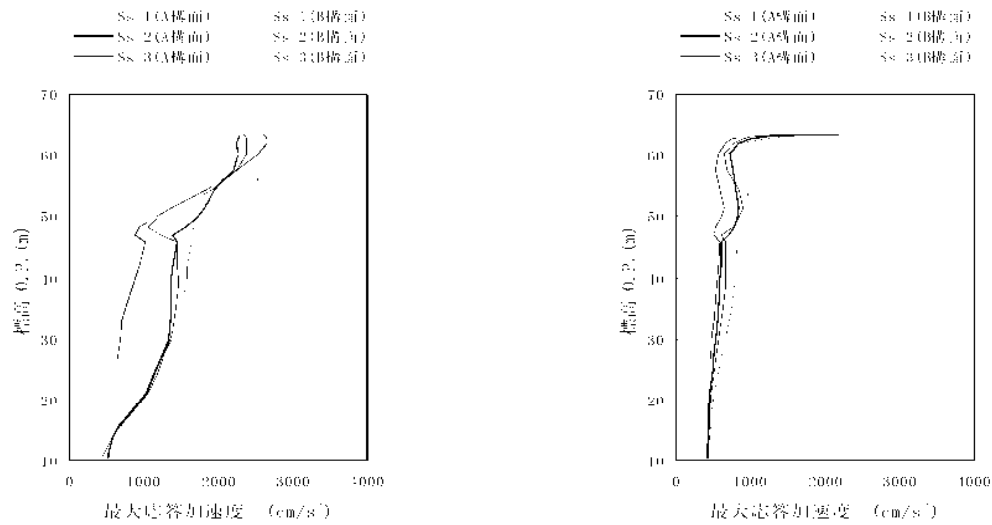
標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-10.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

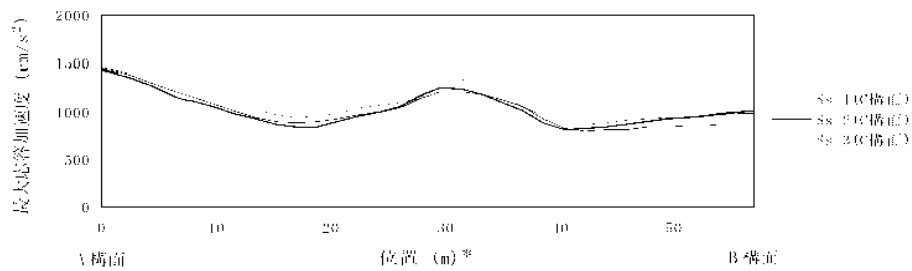
3) 地震応答解析結果

最大応答加速度分布を図 3.3-4(1) 及び図 3.3-4(2) に示す。

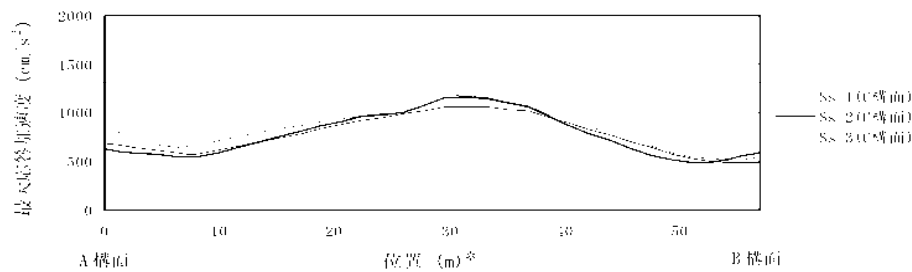


水平(NS)成分 (A 構面, B 構面)

鉛直成分 (A 構面, B 構面)



水平(NS)成分 (C 構面)



鉛直成分 (C 構面)
(NS 方向)

注：燃料取扱設備が明型架橋の中央に位置する場合

(図 3.2-1 の位置 D) を示す

*：位置は A 構面側からの距離を示す

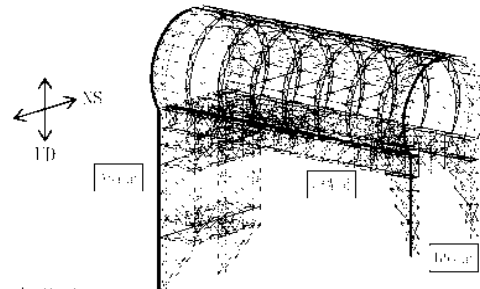
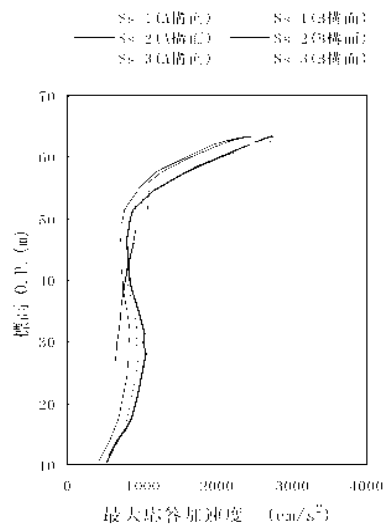
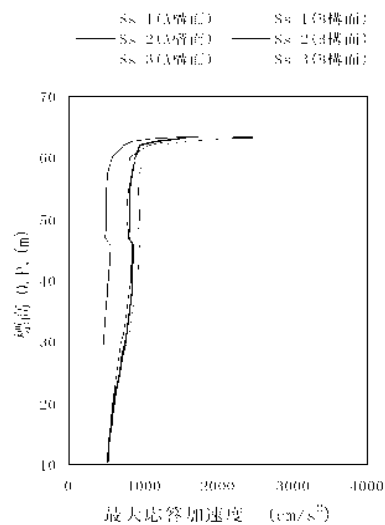


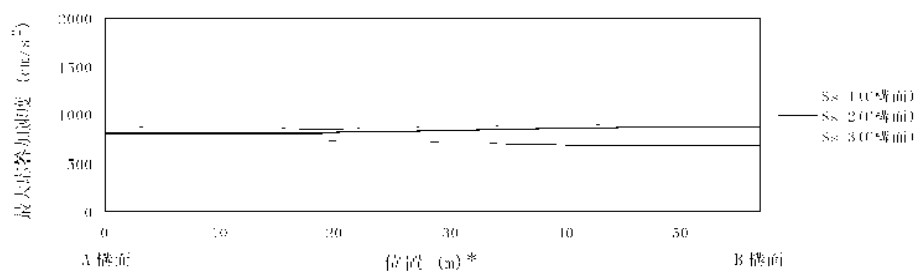
図 3.3-4(1) 最大応答加速度分布



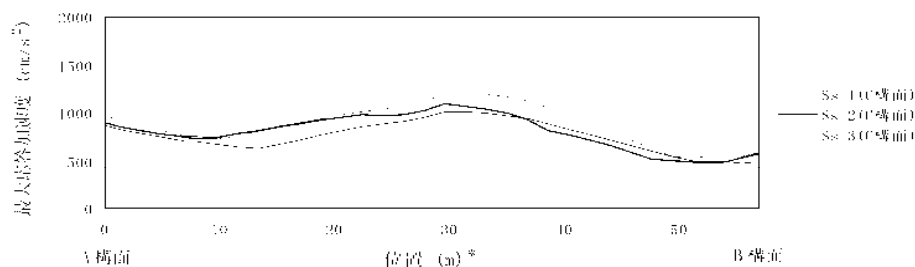
水平(EW)成分 (A 構面, B 構面)



鉛直成分 (A 構面, B 構面)



水平(EW)成分 (C 構面)



鉛直成分 (C 構面)
(EW 方向)

注：燃料取扱設備が型架梁の中央に位置する場合

(図 3.2-1 の位置 D) を示す

*：位置は A 構面側からの距離を示す

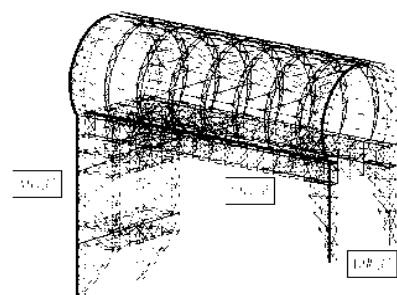


図 3.3-4(2) 最大応答加速度分布

4) 波及的影響の評価

門型架構は、JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA 性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

門型架構の最大応答層間変形角を表 3.3-4 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-4 最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向（位置）*	最大応答値	クライテリア	判定
東側 O. P. 46.00 (m) ～O. P. 26.90 (m)	Ss-1	NS (A)	1/820	1/75	O. K.
		EW (B)	1/990	1/75	O. K.
	Ss-2	NS (B)	1/990	1/75	O. K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O. K.
	Ss-3	NS (B)	1/990	1/75	O. K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O. K.
西側 O. P. 46.00 (m) ～O. P. 10.50 (m)	Ss-1	NS (A)	1/720	1/75	O. K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O. K.
	Ss-2	NS (C)	1/860	1/75	O. K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O. K.
	Ss-3	NS (C)	1/800	1/75	O. K.
		EW (B)	1/1800	1/75	O. K.

*：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

・塑性率の検討

部材の塑性率は、引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。最大軸力時のひずみが引張耐力または座屈耐力時のひずみ未満の場合は弾性であり塑性率は1未満となる。最大応答軸力を引張耐力または座屈耐力で除した値を耐力比と定義し、表 3.3-5 に検討結果を示す。なお、引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度（STKT590 材を除く）は「平成 19 年国土交通省告示第 625 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 3.3-5 より全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 未満となり、クライテリアを満足することを確認した。

表 3.3 5 耐力比の検討結果

部位*1			部材形状 (mm)	地震波	入力方向 (位置)*2	耐力比		判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 <SM490A>	Ss-2	NS (C)	C/Cu	0.50	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 <SM490A>	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.45	OK
	③	斜材	2 ₁ s-150×75 ×6.5×10 <SM490A>	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.75	OK
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 <STKT590>	Ss-1	NS (D)	C/Cu	0.63	OK
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 <STK490>	Ss-1	EW (D)	C/Cu	0.90	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 <STK490>	Ss-2	EW (C)	C/Cu	0.45	OK

*1：①～⑥の符号は図 3.3-3 の応力検討箇所を示す

*2：図 3.2 1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

C：部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu：座屈耐力

T：部材軸方向の引張力の最大値

Tu：引張耐力

(3) 水平振れ止め装置（ストップ）の耐震性に対する検討

ストップ（鋼製）の耐震性に対する検討は、材料強度を基準強度F値の1.1倍としたせん断耐力とし、耐力比が1以下になることを確認する。図 3.3-5 にストップ概要図を示す。

表 3.3-6 に耐力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果、全てのストップに対する耐力比が1以下になることを確認した。

表 3.3-6 ストップ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大応答 ストップ反力 Q(kN)	せん断耐力 Qu(kN)	耐力比 Q/Qu	判定
東側ストップ	Ss-1	EW (D)	3970	9480	0.42	O. K.

*：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

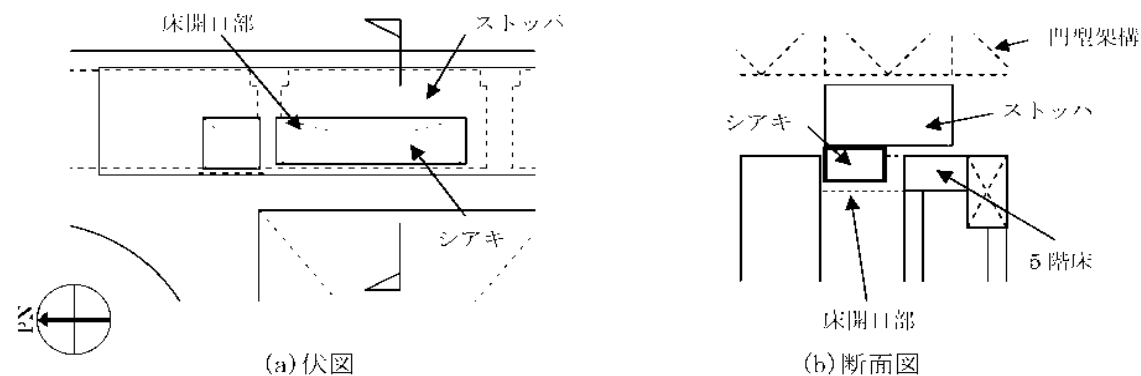


図 3.3-5 ストップ概要図

(4) 制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

原子炉建屋の5階床上面4箇所を設置するオイルダンパ概念図を図 3.3-6 に示す。

オイルダンパの耐震性に対する検討は、架構と原子炉建屋5階床がオイルダンパを介して各々変形する時の相対的な応答値がオイルダンパの許容値以下であることを確認する。

表 3.3-7 に最大応答値と許容値を比較した結果を示す。

検討の結果、全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。

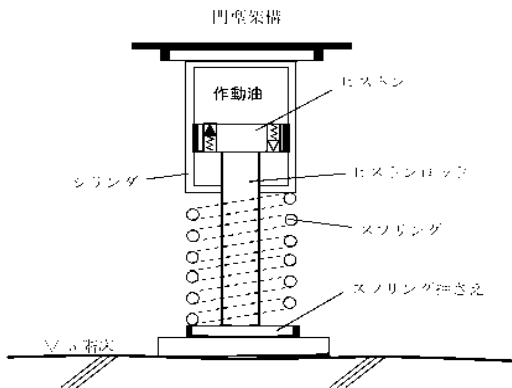


図 3.3-6 オイルダンパ概念図

表 3.3-7 オイルダンパの検討結果

検討	地震波	入力方向 (位置)*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位 (mm)	Ss-3	NS (D)	72	±100	O. K.
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-1	NS (D)	0.48	1.00	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5) 基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が 0 以上であることを確認し、基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認する。

1) 基礎浮き上がりの検討

表 3.3-8 に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

検討の結果、全ての基礎の最小圧縮力が 0 以上になることを確認した。

表 3.3-8 基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 (北側)	Ss-3	NS (C)	227	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2) 基礎すべりの検討

表 3.3-9 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全ての耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-9 基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW (D)	2810	4780	0.59	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6) 原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

1) ストップ接触部

ストップ接触部の耐震性の検討では、最大ストップ水平反力が、既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお、支圧耐力は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-10 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全てのストップ接触部に対する耐力比が1以下になることを確認した。

表 3.3-10 ストップ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大ストップ 水平反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストップ	Ss 1	NS (C)	10400	19600	0.54	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2) オイルダンパ接触部

オイルダンパ接触部の耐震性の検討では、最大オイルダンパ鉛直反力が、既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお、支圧耐力は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-11 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全てのオイルダンパ接触部に対する耐力比が1以下になることを確認した。

$$N_u = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na} \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし,} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0$$

ここに、

f_n : 短期許容支圧応力度(N/mm²)

f_{na} : $F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値(N/mm²)

F_{ci} : コンクリート強度、特に定めのない場合には 20N/mm² (F_{ci} =22.1N/mm²)

A_c : 支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積(mm²)

A_l : 局部圧縮を受ける支圧面積(mm²)

(500×500=2.50×10⁵mm²)

表 3.3-11 オイルダンパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大オイルダンパ 鉛直反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
南側端部	Ss-1	NS (D)	1250	6620	0.19	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

3) 基礎設置部

基礎設置部の耐震性の検討では、柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

表 3.3-12 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全ての基礎設置部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = {}_sf_c \cdot A_1$$

ここに、

${}_sf_c$: 短期許容圧縮応力度 (N/mm²) (${}_sf_c = 22.1 \times 2/3 = 14.7$)

A_1 : 柱脚部支配面積 (mm²)

表 3.3-12 壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大軸力 N(kN)	軸耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
東側柱脚 (南側)	Ss-3	NS (B)	7430	25900	0.29	O. K.

* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

1) 検討方針

架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 (4.0×10^{-3}) 以下になることを確認する。

2) 原子炉建屋の地震応答解析

・解析に用いる入力地震動

検討用地震動は、「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した基準地震動 S_s を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図 3.3-1 と同様であり、モデルに入力する地震動は「(2) 架構の耐震性に対する検討」に示したものと同一である。

・地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは、図 3.3-7 に示すように質点系でモデル化し、地盤を等価なばねで評価した建屋—地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社、平成 23 年 7 月 13 日）に示される内容に、瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。地震応答解析モデルの諸元のうち表 3.3-2 から変更した質点重量及び回転慣性重量を表 3.3-13 に示す。

地盤定数は、「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した地盤定数と同一である。

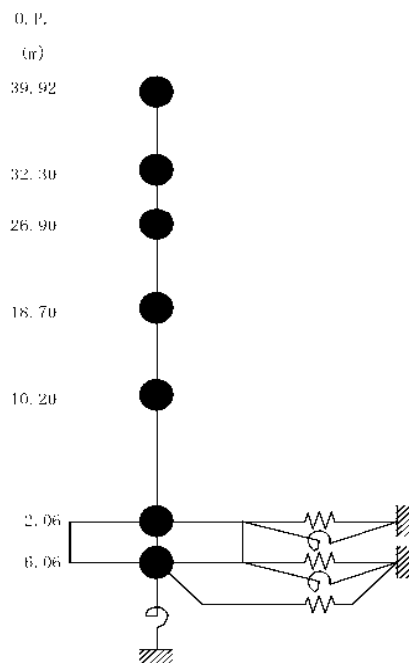


図 3.3-7 原子炉建屋の地震応答解析モデル

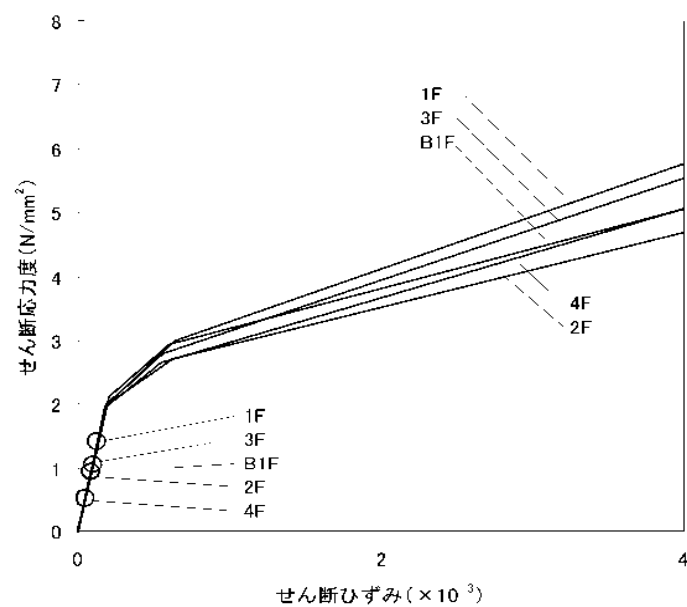
表 3.3 13 原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 O. P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_e (\times 10^5 \text{ kN}\cdot\text{m}^2)$	
		水平(NS)方向	水平(EW)方向
39.92	87590	92.34	67.32
32.3	119490	238.33	124.49
26.9	111340	204.95	204.95
18.7	130160	239.58	239.58
10.2	253710	467.09	696.62
2.06	301020	554.17	826.50
-6.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

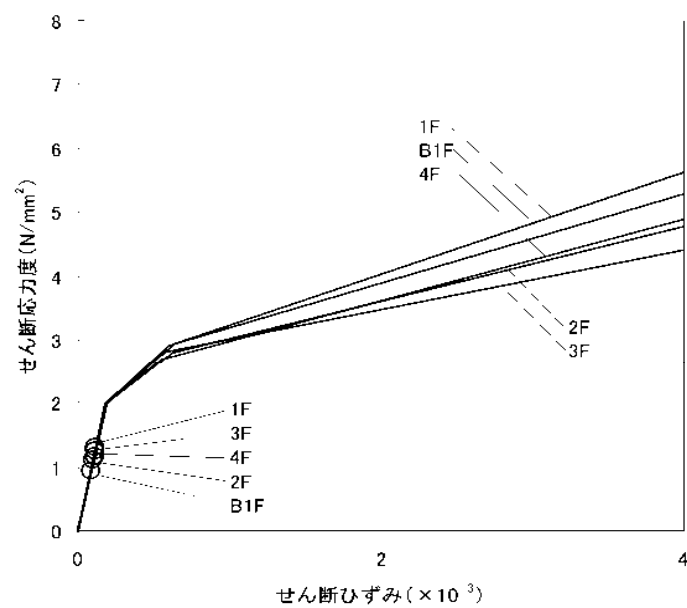
3) 検討結果

基準地震動 S_s に対する最大応答値を、「JFAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を、図 3.3-8 から図 3.3-10 に示す。

検討の結果、地震応答解析により得られる最大応答値は、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分に余裕があることを確認した。

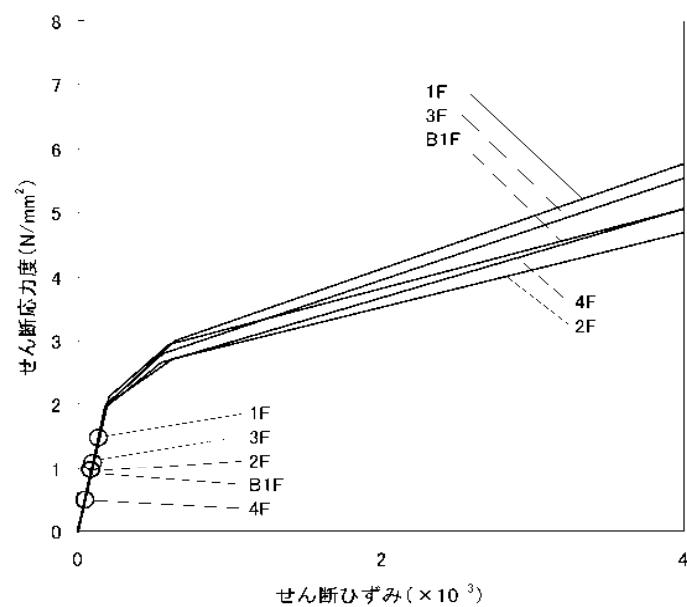


(a) NS 方向

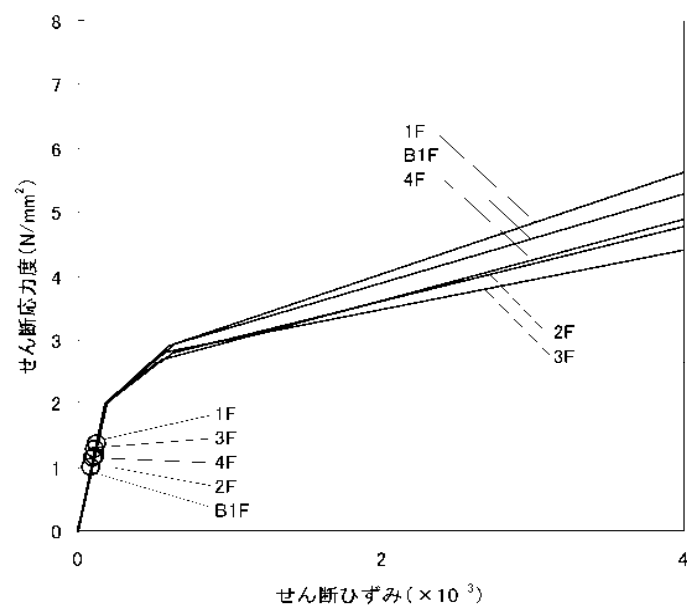


(b) EW 方向

図 3.3-8 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1)

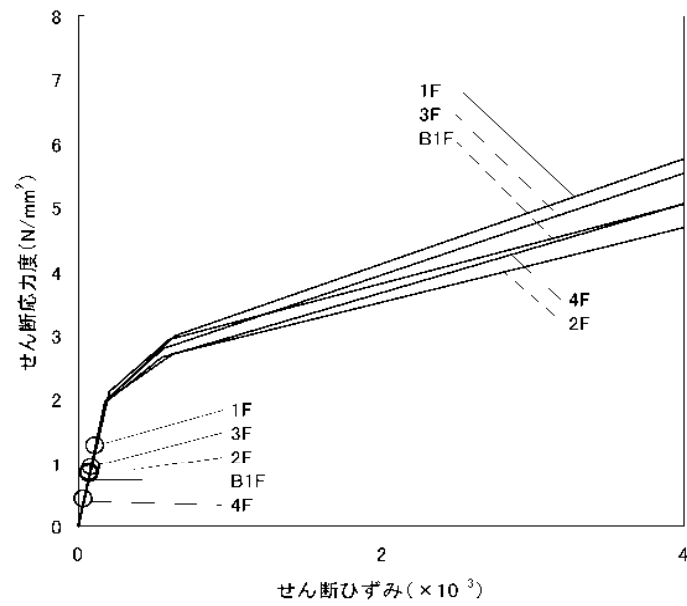


(a) NS 方向

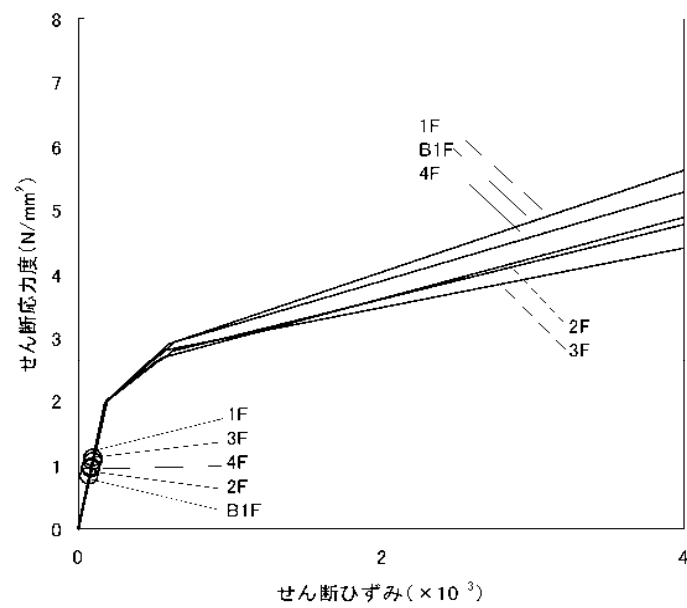


(b) EW 方向

図 3.3-9 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2)



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 3.3-10 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-3)

4. 別添

- 別添 1 福島第一原子力発電所 3号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について
(東京電力株式会社, 平成25年2月21日, 特定原子力施設監視・評価検討会(第4回)資料4)
- 別添ー2 福島第一原子力発電所 3号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について
(コメント回答)(東京電力株式会社, 平成25年3月8日, 特定原子力施設監視・評価検討会(第6回)資料5)
- 別添 3 4号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項
- 別添ー4 3号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

特定原子力施設監視・
評価検討会(第４回)
資料４
(第３回資料４を一部改定)

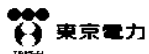
福島第一原子力発電所 ３号機燃料取り出し用カバーの 構造強度及び耐震性について

平成25年2月21日
東京電力株式会社



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

1. 施設概要と要求機能
2. 構造概要
3. 設計概要
4. 解析モデル
5. 耐震性に対する検討結果
6. 建屋損傷の反映状況と今後の対応
 - ・ コメント回答
 - ・ 参考資料

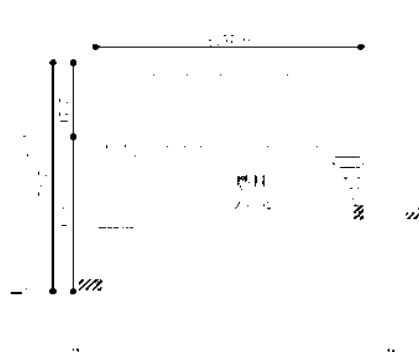


無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

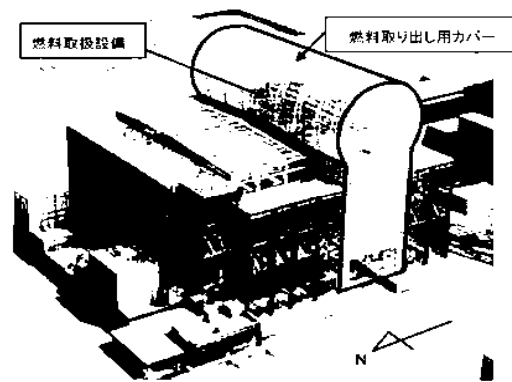
1. 施設概要と要求機能

(1) 施設概要

- 燃料取り出し用カバーは、プール内燃料の取り出しと燃料取り出し中の作業環境保持のために設置する。
- 東西約57.0m、南北約22.8m、高さ53.5m の鉄骨構造物で、周囲を鋼製の折板で覆う。

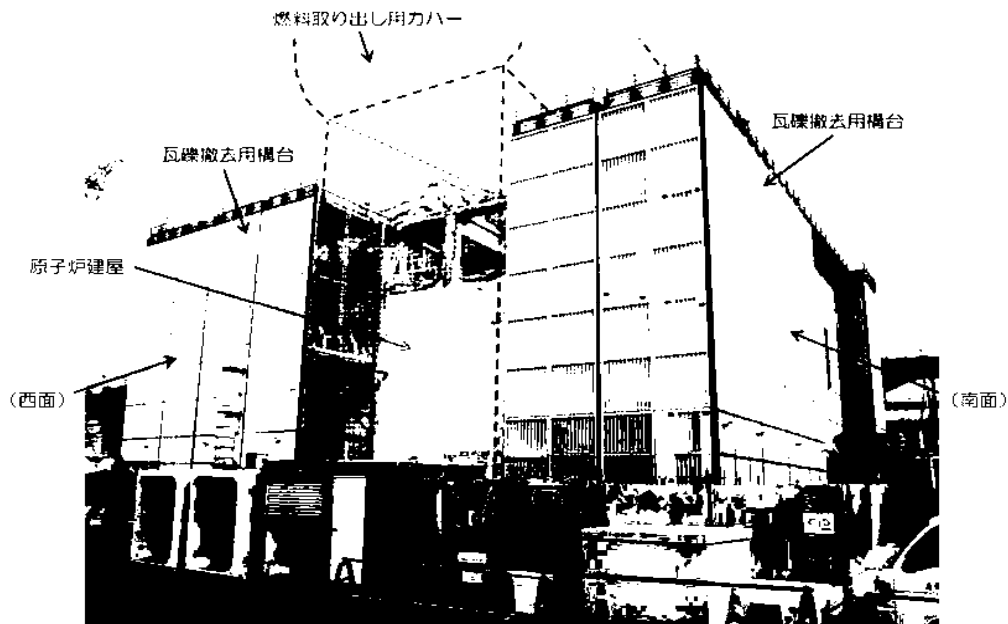


東西断面図



完成イメージ図（北西側外観）

1. 施設概要と要求機能



3号機原子炉建屋の現況写真

(南西面、2013年1月8日撮影)

1. 施設概要と要求機能

(2) 要求機能

1. 作業環境保持

燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る構造とする。

2. 飛散・拡散抑制

外周覆いの隙間を低減し、排気設備によりカバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる構造とする。

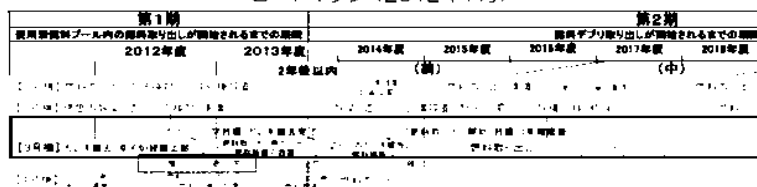
3. 燃料取扱設備の支持

燃料取扱設備を支持できる構造とする。

(3) 使用期間

ロードマップに示した燃料取り出し作業に支障がない期間とする。

ロードマップ（2012年7月）



2. 構造概要

(1) 構造概要

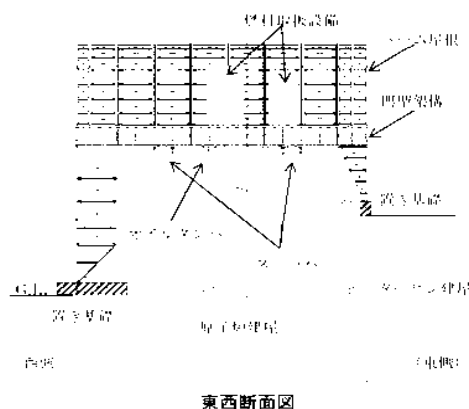
① 高線量下での建設となるため、作業員の被ばくを最小限とする構造とする。

- 軽量の鉄骨トラス構造を採用し、建屋上部に予め大組みした鉄骨ブロックをクレーンで吊り込むことで、現地作業の低減をはかる。
- 建屋との取り合い部は、アンカー等による固縛が不要な構造とし、現地作業の低減をはかる。

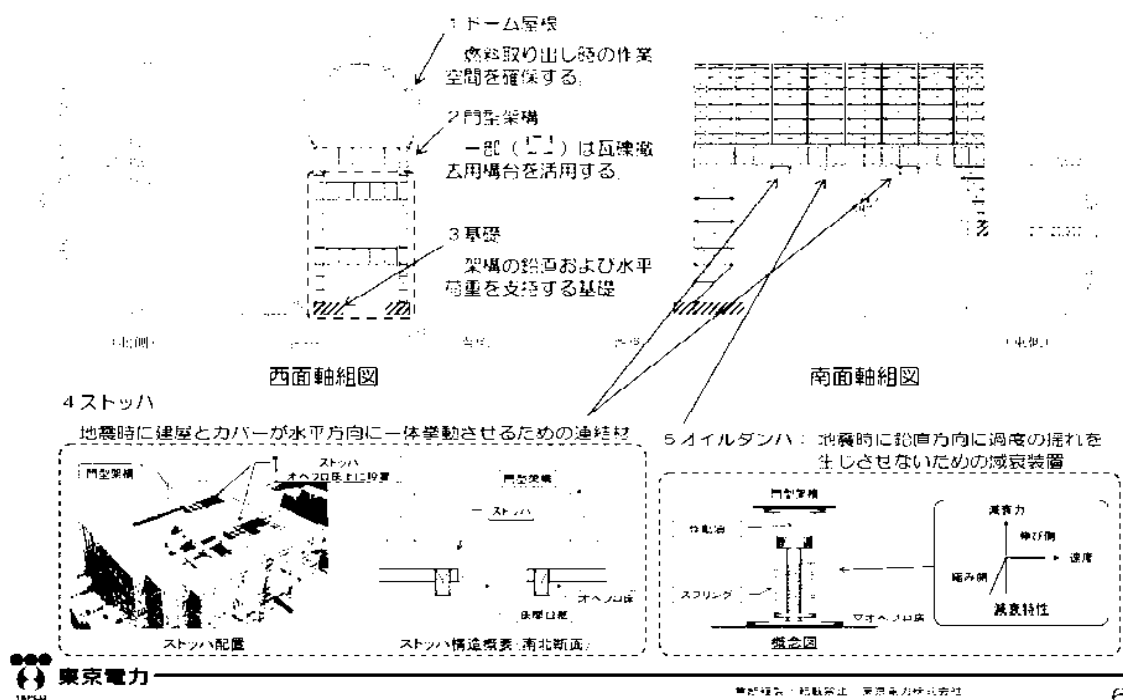
② 建屋1、3階部にコンクリート造の置き基礎を設け、燃料取扱設備を支持する門型架構を構築する。

③ 門型架構の中央部にはストッパおよびオイルダンパを配置し、地震時の建屋との一体挙動を確保する。

④ 門型架構の上部に、軽量のドーム屋根を取り付けて、燃料取り出し時の作業空間を確保する。

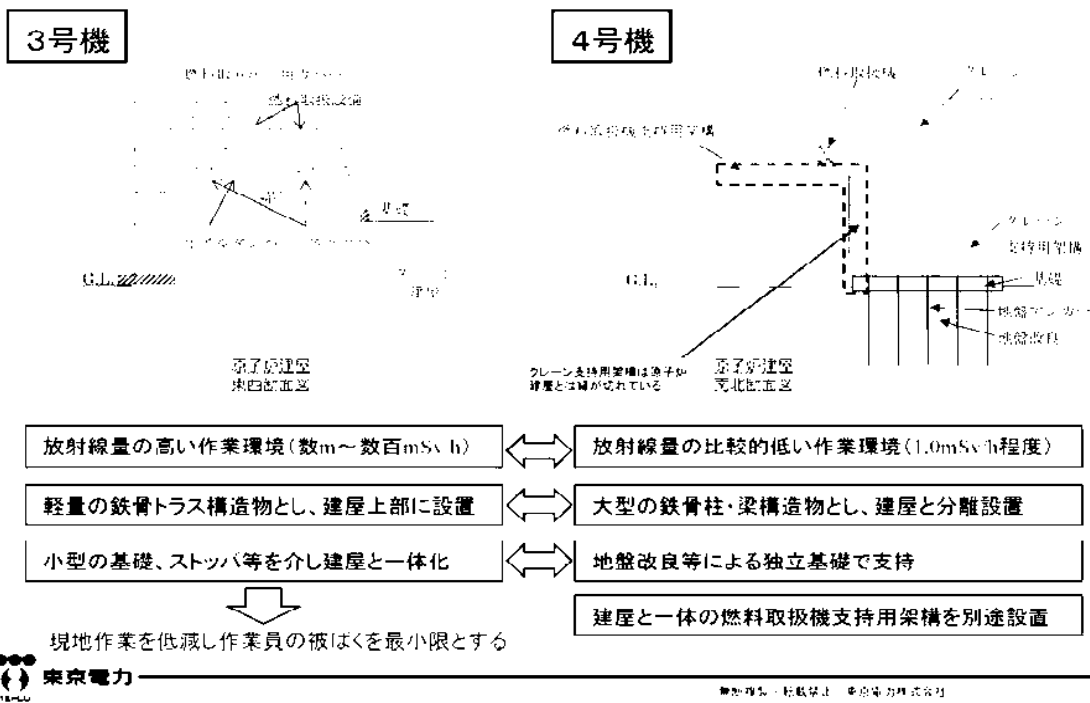


2. 構造概要



6

2. 構造概要 (2) 4号機との比較

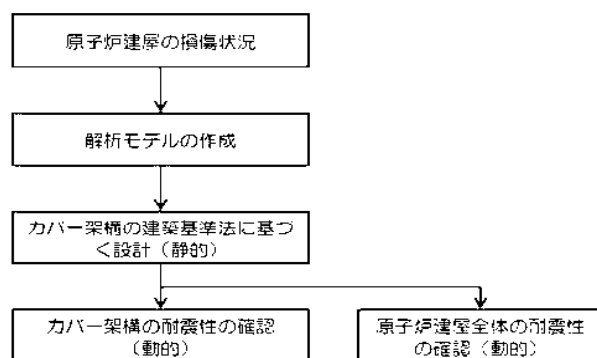


7

3. 設計概要

設計方針

- 耐震クラスは、燃料取り出し用カバーは安全機能を有しないため定めない。
- 設計は、建築基準法（地震^{*1}、風圧力^{*2}、積雪）に基づく。
- 基準地震動Ssに対して耐震性^{*3}を確認する。



*1：建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

*2：基準風速30m/s（10分間平均風速、最大瞬間風速50m/s相当）

*3：原子炉建屋、使用済み燃料プールおよび使用済み燃料貯蔵ラックに波及的影響を与えないこと。

（注記）その他の荷重に対する考え方

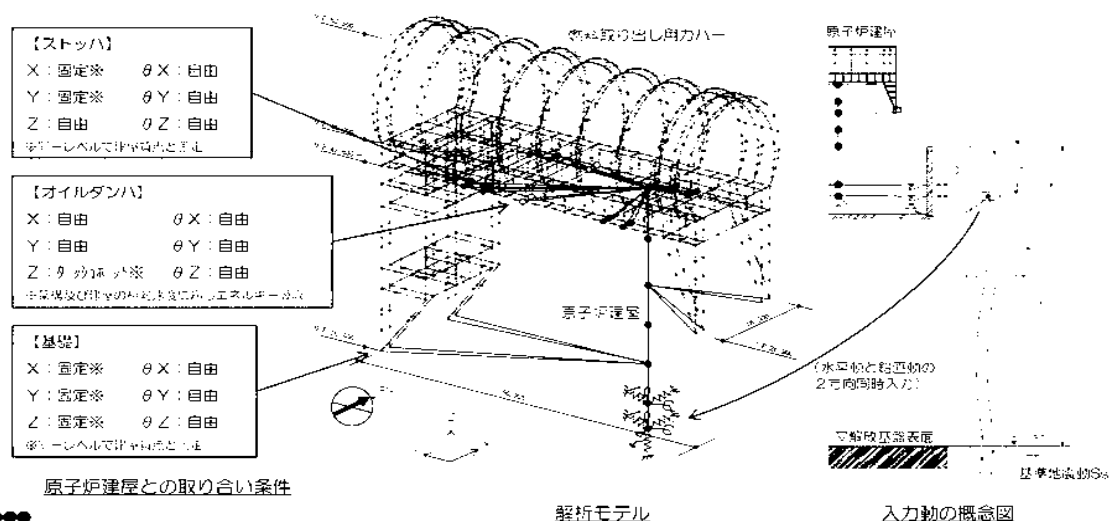
津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

暴風：外装材は、設計風圧力の約4倍の耐力を有することを確認している。

4. 解析モデル

基準地震動Ssに対する耐震性評価モデル

- 立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続したモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。



5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

(1) 架構の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下	OK
門型架構	塑性率	0.75	5以下	OK
トーム屋根	塑性率	0.90	5以下	OK
オイルダンハ	相対変位	72 mm	100 mm以下	OK
	相対速度	0.48 m/s	1.0 m/s以下	OK
ストッパ	せん断耐力比	0.42	1.0以下	OK
基礎	浮き上がりの有無	生じない	生じないこと	OK
	すべり摩擦抵抗比	0.59	1.0以下	OK

(2) 原子炉建屋の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
ストッパ接触部	支圧耐力比	0.54	1.0以下	OK
オイルダンハ接触部	支圧耐力比	0.19	1.0以下	OK
基礎設置部	圧縮耐力比	0.29	1.0以下	OK
原子炉建屋	せん断ひずみ	0.14×10^{-3}	4.0×10^{-3} 以下	OK



東京電力

原子力安全・保安院 東京電力株式会社

10

6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

(1) 建屋損傷の反映状況

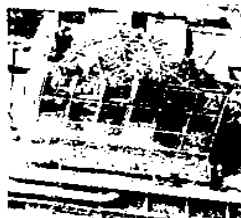
- ・外壁：損傷状況を解析モデルに反映
- ・基礎設置部：目視調査により損傷が無いことを確認



2 外壁



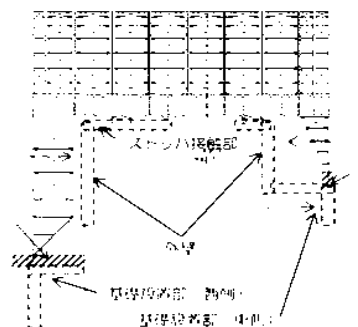
4 基礎設置部（東側、外部）



2 外壁



4 基礎設置部（東側、外部）



6 基礎設置部（東側、内部）



東京電力

原子力安全・保安院 東京電力株式会社

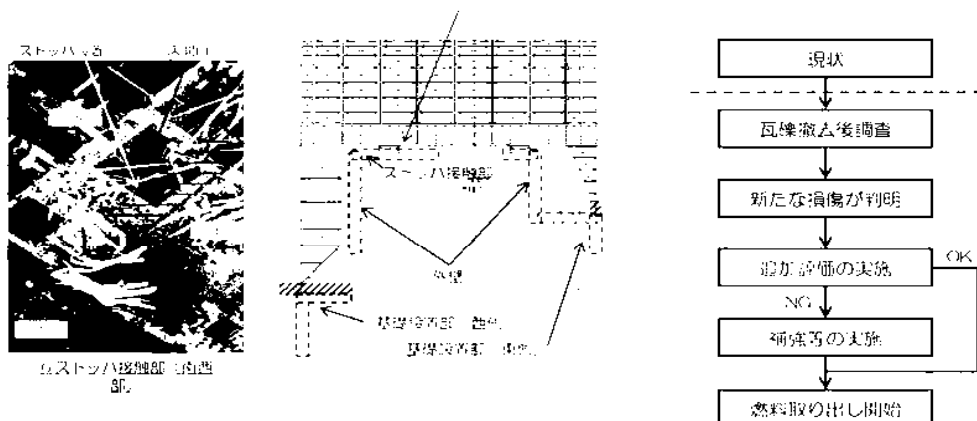
11

6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

(2) 今後の予定

- ・ストッパ接触部：瓦礫撤去後にカメラ等による無人調査を予定

今後、燃料取り出し開始前に、瓦礫撤去後予定する建屋オペフロ床の調査結果を基に、安全性の再確認を実施する。



東京電力

事故調査・検証委員会 東京電力株式会社

12

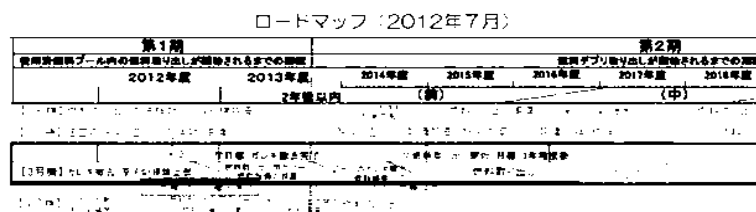
コメント回答①

1 使用期間と設計のクライテリアは密接に関係することから、3号機燃料取り出し用カバーの使用期間を明確に記載すること。仮に、燃料取り出し後も継続使用するのであれば、竜巻、あるいは地震・津波に関わる新安全設計基準にどのように対応するつもりなのかを明確にすること。

使用期間

3号機燃料取り出し用カバーの使用期間は、ロードマップに示した「使用済み燃料」取り出し作業に支障がない期間（2017年度頃まで）としている。

その後に計画している「デブリ燃料」取り出し作業に関しては、別の構造体を構築することを想定している。当該構造体については、別途申請する予定である。



東京電力

事故調査・検証委員会 東京電力株式会社

13

コメント回答②

②JSCAのクライテリア（層間変形角1/75、層の塑性率4以下、部材の塑性率5以下を満足すること）については、一般の建築物に採用するクライテリアであるため、使用期間及び耐震安全性の観点から、リスク評価の観点から検討し、燃料取り出し用カバーの設計に適用して支障ないことを説明すること。特に、①とも関係し、ドーム屋根の塑性率に対する検定比が0.90となっていることは、仮に損傷を受けた場合に、補修方法も含めて問題がないか説明すること。

1. 評価には、JSCA及び日本建築センター両者のクライテリアを用いている。

日本建築センターのクライテリアは、層間変形角1/100以下、層の塑性率2以下、部材の塑性率4以下とされており、これを越える場合には、水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し、安全性を確認するものとされている。



東京電力

明瞭複製・転載禁止 東京電力株式会社

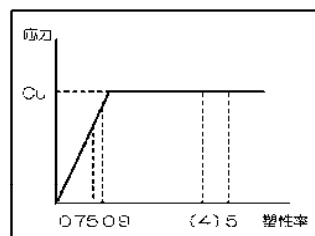
14

コメント回答②

2. 評価結果は、JSCA及び日本建築センター両者のクライテリアに対し十分余裕がある結果となっており、十分な耐震安全性を確保している。

部位	評価項目	最大応答値	評価クライテリア	耐震余裕
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下 (1/100以下)	9.6倍 (7.2倍)
門型架構	塑性率	0.75	5以下 (4以下)	6.6倍 (5.3倍)
ドーム屋根	塑性率	0.90	5以下 (4以下)	5.5倍 (4.4倍)

(注) () は、日本建築センター「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」の判定基準に基づく値を示す。



門型架構、ドーム屋根の最大塑性率

(注) σ_yは、建築学会鋼構造設計規準、建築基準法告示を基に算定した屈服荷重

3. 本構造物の使用期間は、前述の通り一般の建築物に比べ短い。

⇒ 2つのクライテリアを用いること、両者のクライテリアに対し十分余裕があること、使用期間が一般の建築物に比べ短いことから、3号機燃料取り出し用カバーの耐震性評価に適用して支障がないと考えている。



東京電力

明瞭複製・転載禁止 東京電力株式会社

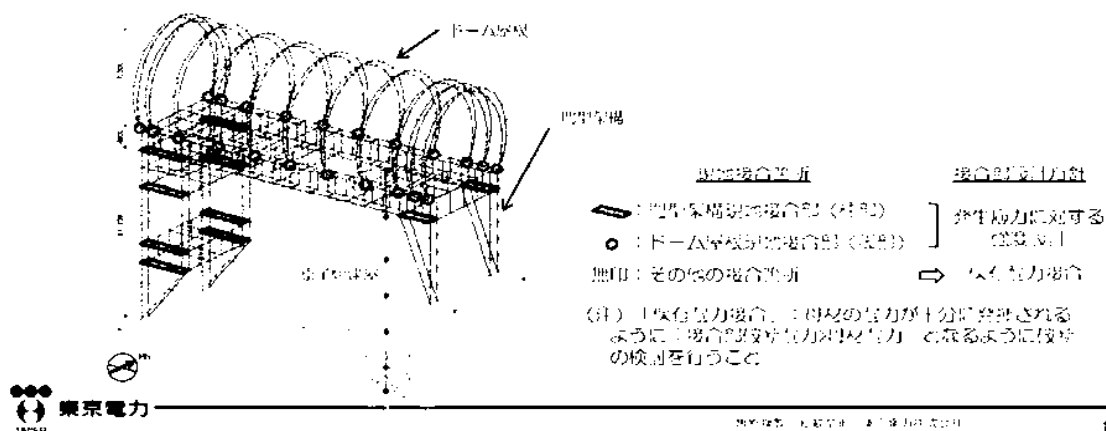
15

コメント回答③

③鋼構造において接合部等の詳細設計は耐震安全性を判断する上で重要な審査項目であるので、接合部等の詳細設計結果を追加報告すること。

1. 接合部の設計方針

- ・原則として、保有力接合（接合部で破断させない設計）とする。
- ・高線量下での作業となる一部の現地接合部については、発生応力に対する強度設計を行う。（強度余裕確保）



コメント回答③

2. 基準地震動Ssに対する接合部の検討結果

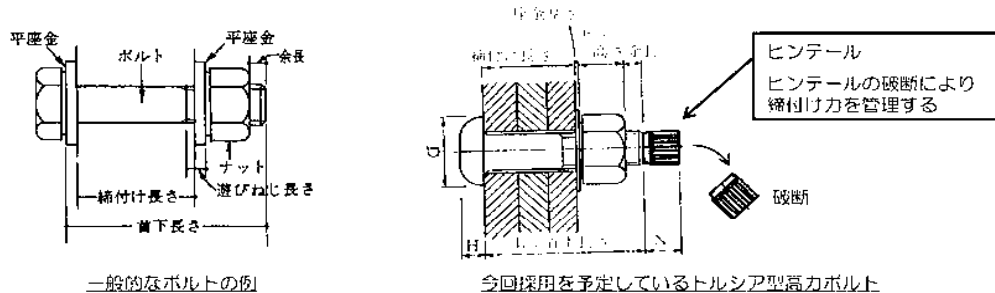
架構	検討箇所	設計	検定比 (最大値/所)	余裕率
門型架構	架橋接合部 (圧型)	発生応力に対する強度設計	0.60≦1.0 (フランシプレート)	1.6倍
ドーム屋根	架橋接合部 (圧型)	発生応力に対する強度設計	0.36≦1.0 (スプライスプレート)	2.7倍
門型架構 ドーム屋根	その他の接合部	保有力接合	接合部では検定しない	

(注) 検定比＝発生応力／接合部設計耐力

コメント回答④

④立ち入りが難しい場所で施工管理（特に接合部）の計画について説明すること。

1. 有人にて現地作業が行えるよう、除染、遮へいにより作業環境を確保する。
2. ボルト接合部については、短時間の現地作業によって安定した品質確保及び品質管理が可能なトルシア型の高力ボルト接合工法を採用する。



3. 施工品質の管理は、作業完了後に、施工会社（協力会社）が現場環境を考慮し、全数確認（遠隔操作室からのカメラまたはその他のカメラ、あるいは目視）を実施し、東京電力は抜き取りで確認を実施する。



東京電力

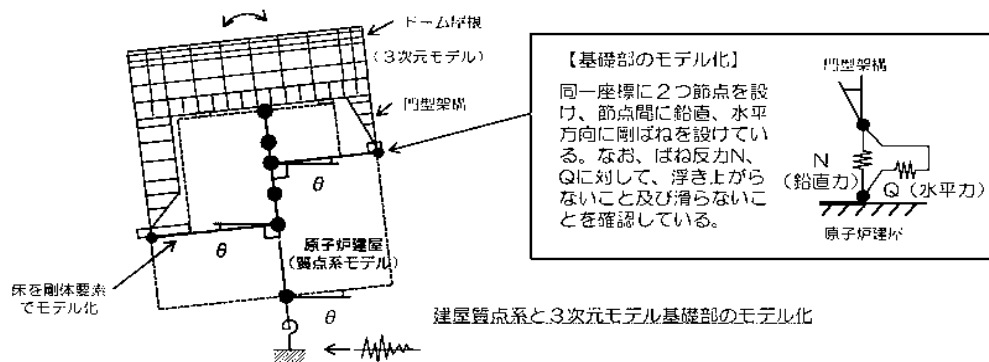
※防犯カメラ・監視カメラ 東京電力株式会社

18

コメント回答⑤

⑤燃料取り出し用カバーの3次元モデルと原子炉建屋の質点系モデルを連成した地震応答解析モデルにおいて、原子炉建屋の剛体的なロッキング運動による燃料取り出し用カバーへの影響（架構基礎部からの鉛直動入力及び柱脚基礎部の相対変位）を反映されていることについて説明すること。

- ・ 建屋のロッキング運動による影響を模擬するため、距離効果を表現できる剛体要素で建屋質点系モデルと3次元モデルの基礎部を連結する。
- ・ さらに、基礎との連結部には鉛直と水平方向に剛ばねを設け、建屋から架構基礎への入力伝達が表現できる境界条件となっている。



東京電力

※防犯カメラ・監視カメラ 東京電力株式会社

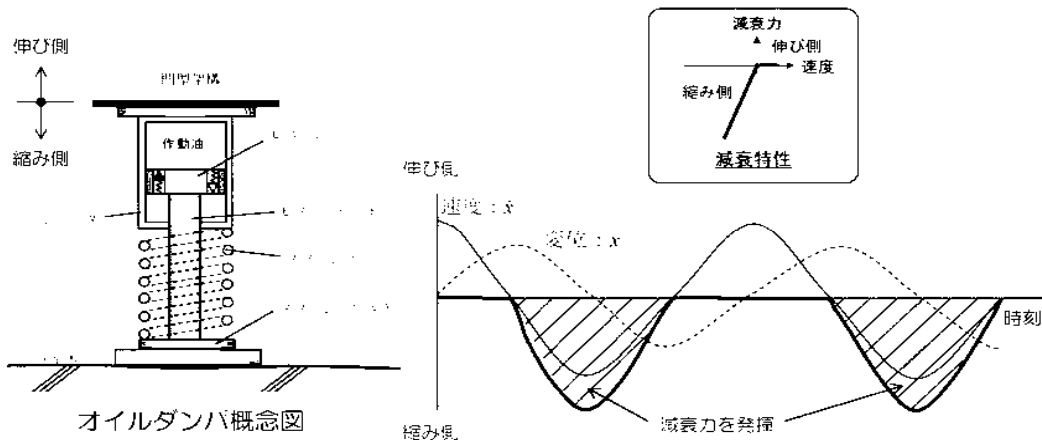
19

コメント回答⑥

⑥オイルダンパーの機構が分かりにくいので確認したい。資料に示された復元力特性は、横軸が速度で良いかについて確認したい。

オイルダンパーの減衰特性の横軸は速度を示している。

オイルダンパーは、地震時に上下方向の縮み側に变形する場合に減衰力が発生し、伸び側に变形する場合にフリーとなる機構を有している。



東京電力

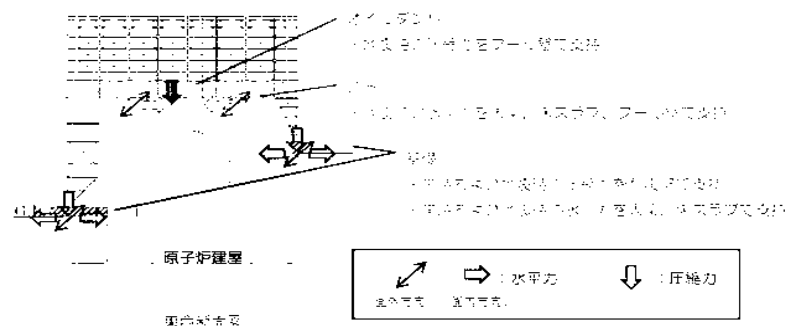
資料提供・記載禁止 東京電力株式会社

20

コメント回答⑦

⑦今回設置する構造物の荷重が原子炉建屋にどのようにかかるのか。建屋カバー（燃料取り出し用カバー）を考慮した場合と考慮しない場合の建屋の耐震上の余裕の変化を主要な部分についてまとめて示して欲しい。

- ・燃料取り出し用カバーからの荷重は、ストッパ接触部、オイルダンパー接触部、基礎設置部から原子炉建屋に作用する。
- ・接触部の原子炉建屋躯体については、耐震安全性を確認している。（構造強度 p.43、耐震性 p.67）



東京電力

資料提供・記載禁止 東京電力株式会社

21

コメント回答⑦

- ・カバー設置前後の、原子炉建屋重量および、建屋の主要な耐震安全指標として、基準地震動Ssによる耐震壁の評価結果を以下に示す。
- ・原子炉建屋に対して、カバー設置による影響はほとんど見られない。

原子炉建屋等点重量の比較

階層 (m)	質点重量 W (kN)	設置後	
		カバー設置前	カバー設置後
4F	78,130	87,690	1.12
3F	119,490	119,490	1.00
2F	109,840	111,340	1.02
1F	130,100	130,100	1.00
B11	226,760	253,710	1.12
-1F	301,020	301,020	1.00
S	127,000	127,000	1.00
合計	1,092,200	1,130,310	1.03

耐震壁の耐震安全性評価結果 (単位: $\times 10^{-3}$)

部位	最大応答せん断ひずみ		評価クォリティー
	カバー設置前	カバー設置後	
4F	0.10 (40.0)	0.11 (36.3)	4.0
2F	0.10 (40.0)	0.11 (36.3)	4.0
B11	0.09 (44.4)	0.10 (40.0)	4.0

注) () 内は裕度 (評価クォリティー/最大応答値) を示す。

〈出典〉カバー設置前の数値は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その2)」(東京電力株式会社、平成23年7月13日)による。



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

22

コメント回答⑧

⑧燃料取り出し用カバー東側の2つの支点を支える置き基礎の直下、あるいはダンパの直下の既存コンクリート接触部の鉛直耐力は局所的な損傷等を考慮し十分な余裕を見ているか。あるいは補強などは行わないのか。

- ・燃料取り出し用カバーの基礎およびオイルダンパの支点は、直下に強固な耐震壁(オイルダンパ部はブール壁)のある部分に設定している。
- ・Ss地震時の評価結果は、以下に示す通り3倍以上の余裕のある結果となっている。

原子炉建屋接触部の耐震安全性評価結果

部位	検討用耐力 (kN)	耐力 (kN)	耐力比	裕度
東側基礎	7430	25900	0.29	3.4
オイルダンパ	1250	6620	0.19	5.2



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

23

コメント回答⑨

⑨東側置き基礎の滑り摩擦抵抗は直下に接する既存コンクリート部の損傷、凹凸など考慮したものになっているか。

- ・基礎は現地で既存コンクリート上部にコンクリートを流し込む方法で構築している。従って、凹凸などに対し密着性を確保している。
- ・日本建築学会「現場打ち同等型プレキャストコンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に様々な条件下での摩擦係数が規定されている。今回の基礎底面の摩擦抵抗は凹凸などは考慮せず、コンクリートーコンクリート間に相当すると考え、摩擦係数として0.6を採用している。

境界面の状態	摩擦係数
コンクリートーコンクリート間	0.6
目荒ししたコンクリートーコンクリート間	1.0
一体で打設したコンクリートーコンクリート間	1.4

- ・なお、米国規準（ACI 318）でも、日本建築学会と同様、0.6の摩擦係数が規定されている。



東京電力

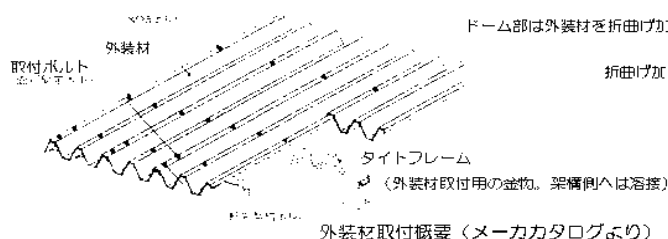
脱炭素社会の実現に向けて 脱炭素社会の実現に向けて

24

コメント回答⑩

⑩燃料取り出し用カバーの外装材の耐震性は大丈夫か（地震時の層間変形に対して安全な構法か、特に東西面の円形部分）。

- ・外装材は下図に示す通り、ボルトを用いてタイトフレームを介して直接架構に取付ける納まりとなっている。



ドーム部は外装材を折曲げ加工する。

折曲げ加工



ドーム部外装材 加工試作



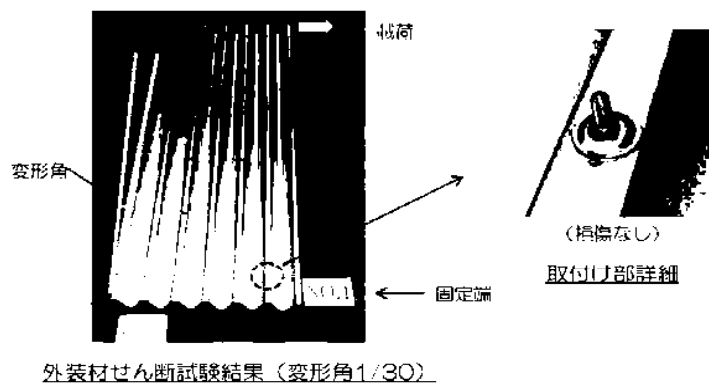
東京電力

脱炭素社会の実現に向けて 脱炭素社会の実現に向けて

25

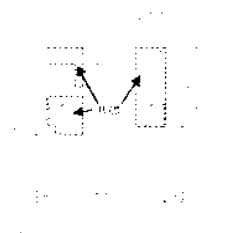
コメント回答⑩

- ・変形に対する外装材の追従性の確認試験を行い、外装材の変形角1/30でも外装材は外れず、地震時の変形に対して追従性があることを確認している。



【参考資料】

参考 1 構造概要



(a) 基礎伏図 (O.P.10,500 原子炉建屋1階レベル+300mm)

燃料取り出し用力バーの概要 (単位: mm)

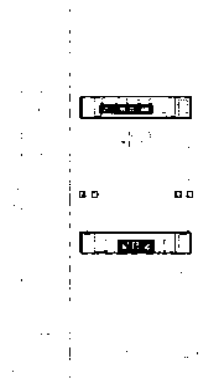
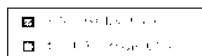


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

28

参考 1 構造概要



(a) 基礎伏図 (O.P.26,900 原子炉建屋3階)

(b) 梁伏図 (O.P.26,900 原子炉建屋5階)

燃料取り出し用力バーの概要 (単位: mm)

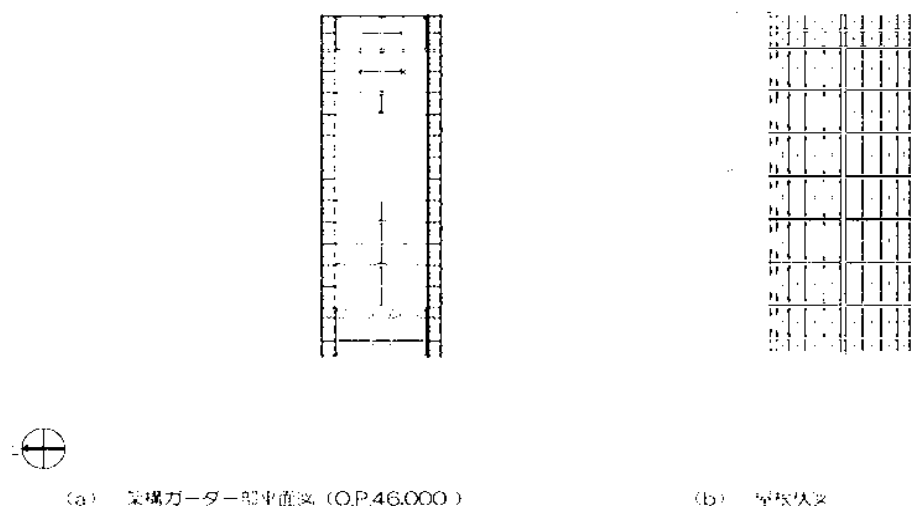


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

29

参考1 構造概要



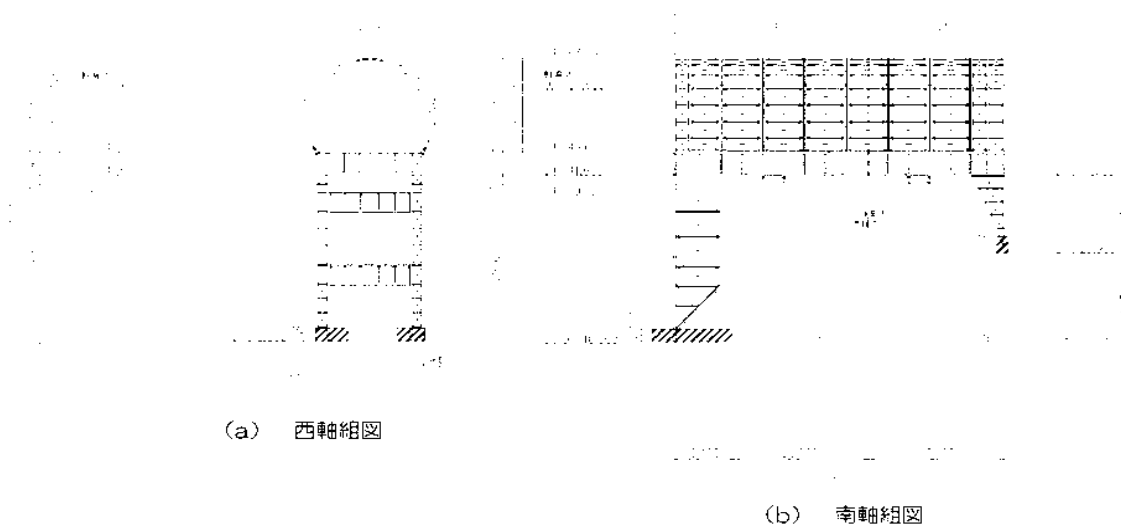
東京電力

燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)

資料提供: 転載禁止 © 東京電力株式会社

30

参考1 構造概要



燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)

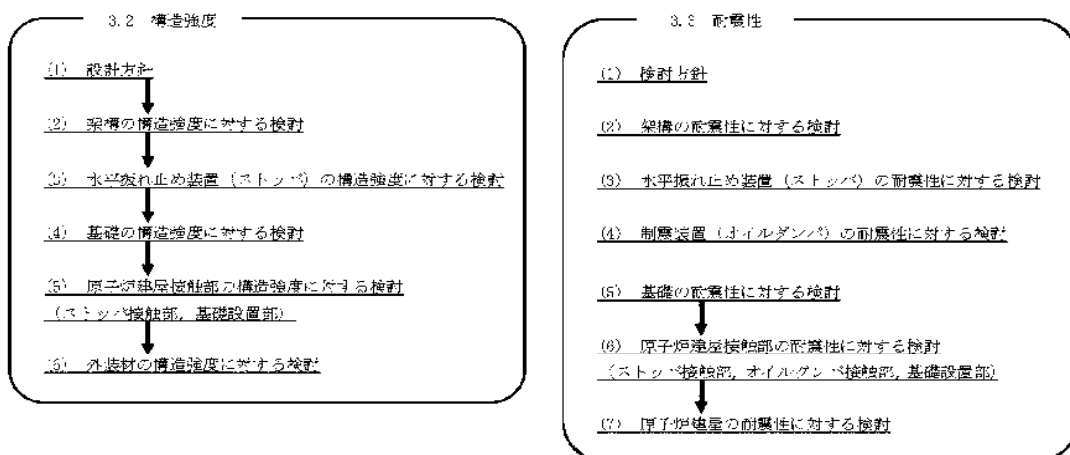


東京電力

資料提供: 転載禁止 © 東京電力株式会社

31

参考2 検討フロー



東京電力

原子力政策・規制部 II 東京電力株式会社

32

参考3 構造強度

(1) 設計方針

1) 使用材料及び許容応力度

材料定数					
部位	材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)	
梁 構	鉄骨	2.05×10 ⁵	0.3	77.0	
基 礎	コンクリート	2.27×10 ⁴	0.2	24.0	

コンクリートの許容応力度 (単位: N/mm ²)					
設計基準強度 f _c	長期			短期	
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張
	8.0	—	0.73	16.0	—

鉄筋の許容応力度 (単位: N/mm ²)					
記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
	D29未満 D29以上	215 195	195	345	345

構造用鋼材の許容応力度 (単位: N/mm ²)			
板厚	材料	基準強度 f _t	許容応力度
T ≤ 40mm	SS400, SN400B	235	「鋼構造設計規程」に従い、左記Fの値より求める
T > 40mm	SN400B	215	
T ≤ 40mm	SM490A, SN490B, STK490	325	
—	STK1590	440*	

* 「JIS G 3474 2008」による



東京電力

原子力政策・規制部 II 東京電力株式会社

33

参考3 構造強度

(1) 設計方針

2) 荷重及び荷重組合せ

・鉛直荷重 (VL)

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で、同定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重 (CL)

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

・積雪荷重 (SL)

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

積雪量：30cm、単位荷重：20N/m²/cm

・風圧力 (WL)

建築基準法施行令第87条に基づき、基準風速を30m/s、地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

建物高さ [*] H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 F _r	ガスト 影響係数 G _f	建物高さ と粗度区分 による係数 F	基準風速 V ₀ (m/s)	速度圧 q (N/m ²)
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750



東京電力

^{*} 建物高さは、軒高さ(47.60m)と最高高さ(53.50m)の平均値とした。

単位換算：記載禁止 東京電力株式会社

34

参考3 構造強度

(1) 設計方針

2) 荷重及び荷重組合せ

・地震荷重 (K)

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は、O.P.-2.06m(原子炉建屋基礎スラブ上祝レベル)を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定する。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

Q_i : 水平地震力 (kN)

n : 施設の重要度に応じた係数 (n=1.5)
建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

C_i : 地震層せん断力係数

Z : 地震地域係数 (Z=1.0)

R_t : 振動特性係数 (R_t=1.0)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、
原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法(二乗和平方根法)より求める。

C₀ : 標準せん断力係数 (C₀=0.2)



東京電力

単位換算：記載禁止 東京電力株式会社

35

参考3 構造強度

(1) 設計方針

2) 荷重及び荷重組合せ

・地震荷重 (K)

i階の水平地震力は下式より算定する。

$$P_i = Q_i - Q_{i-1}$$

$$k_i = P_i / w_i$$

P_i : 当該階とその直下の水平地震力の差 (kN)

w_i : 各階重量 (kN)

架構に作用させる水平地震度は、原子炉建屋1階、3階及び5階の水平地震度を用いるものとし、水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平地震度は、建設省告示第1389号に基づく1.0に1.5を乗じて用いる。表3.2-7に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

水平地震力の算定結果

標高 O.P.(m)	各階重量 wi(kN)	NS方向		EW方向	
		水平地震度 ki	水平地震力 Pi (kN)	水平地震度 ki	水平地震力 Pi (kN)
63.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
46.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
26.90	200	0.286	57	0.272	54
10.20	1200	0.099	119	0.103	124



東京電力

燃料取扱・転載禁止 東京電力株式会社

36

参考3 構造強度

(1) 設計方針

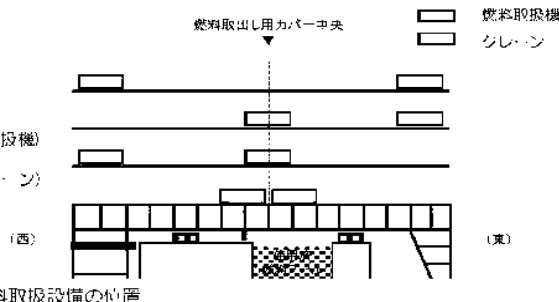
2) 荷重及び荷重組合せ

位置A：両端

位置B：中央(クレーン)+東端(燃料取扱機)

位置C：中央(燃料取扱機)+西端(クレーン)

位置D：中央



燃料取扱設備の位置

燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	$V_1 + C_1$ *1	長期
積雪時*3	S	$V_L + C_L$ *1+SL	短期
暴風時*3	W	$V_L + C_L$ *1+WL	
地震時	E1	$V_L + C_L$ *1+K(+NS) *2	
	E2	$V_1 + C_1$ *1+K(+NS) *2	
	E3	$V_L + C_L$ *1+K(+EW) *2	短期
	E4	$V_L + C_L$ *1+K(-EW) *2	

*1：吊荷荷重は、常時、積雪時及び暴風時は上図に示すクレーンの位置、地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。

*2：地震荷重はNS方向及びEW方向を考慮する。

*3：短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。

ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。



東京電力

燃料取扱・転載禁止 東京電力株式会社

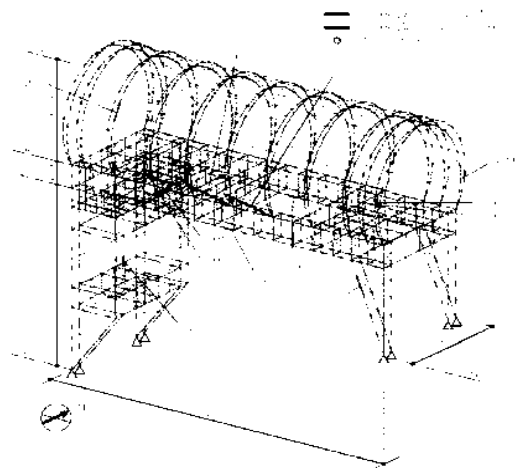
37

参考3 構造強度

(2) 架構の強度設計構造強度に対する検討

1) 解析モデル

架構の解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。下図に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持、ストッパ取り付け部は水平方向のみピン支持とする。



解析モデル図（単位：mm）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

38

参考3 構造強度

(2) 架構の強度設計構造強度に対する検討

2) 断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い、検討を行う。

全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（部材）

部 位 材			部材形状 (mm) (使用材料)	荷重ケース (位置) ×2	作用 応力度 (N/mm ²)	許容 応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 (SM490)	C (D)	圧縮 77.4	164	0.48	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 (SM490)	C (D)	引張 91.4	216	0.43	OK
	③	鉄材	2IS-150×75 ×6.5×10 (SM490)	C (D)	圧縮 103.0	120	0.86	OK
ドーム 屋根	④	鉄材	φ-313.5×6.9 (STKT590)	C (F)	引張 33.5	293	0.12	OK
	⑤	鉄材	φ-139.6×4.5 (STK490)	C (B)	圧縮 43.4	203	0.22	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 (STK490)	C (D)	圧縮 19.4	92	0.22	OK

※1：①～⑤の符号はP24の応力検討箇所を示す

※2：⑥は図2-3に示す燃料冷却設備の位置を示す



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

39

参考3 構造強度

(2) 架構の強度設計構造強度に対する検討

2) 断面検討

断面検討結果（地震時）

部 位	部 材	部材形状 (mm) (使用材料)	電置アース 位置 (mm)	作用 応力 (N/mm ²)	許容 応力 (N/mm ²)	応力比	判定
門型 架構	1	H-350×350 ×12×19 (SM490)	E1 D	圧縮 138.9	289	0.49	OK
	2	H-350×350 ×12×19 (SM490)	E1 D	引張 108.3	324	0.34	OK
	3	2s 150×75 ×6.3×10 (SM490)	E1 D	圧縮 164.5	180	0.92	OK
ドーム 屋根	4	φ267.4×6.6 (STK7590)	E1 D	圧縮 155.2	396	0.40	OK
	5	φ139.8×4.5 (STK490)	E3 A	圧縮 166.8	304	0.55	OK
	6	φ114.3×4.5 (STK490)	E3 D	圧縮 80.6	138	0.59	OK

・1 ～ 6 の付番はP24の応力検定箇所を示す

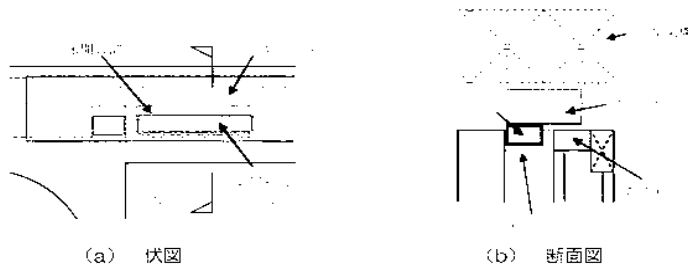
・2 P23に示す電置アース設備の位置を示す

参考3 構造強度

(3) 水平振れ止め装置（ストッパ）の構造強度に対する検討

架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が、床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。全ての部材に対する応力度が1以下になることを確認した。

なお、原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストッパ）の接触部については、設置前において、本説明書で想定しているように、施工に十分な状況かどうか、雰囲気線量等の作業安全性を鑑みながら、可能な範囲で確認した点検結果を別途報告するとともに、不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。



ストッパ概要図

全てのストッパに対する応力度が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

部 位	電置アース 位置 (mm)	ストッパ反力 Q (kN)	短期許容せん断力 Qa (kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストッパ	E4 A	2560	8620	0.30	OK

・ P23に示す電置アース設備の位置を示す

参考3 構造強度

(4) 基礎の構造強度に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が0以上であることを確認し、基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。

なお、基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて、0.6とする。

基礎浮き上がりの検討の結果、全ての基礎の最小圧縮力が0以上であることを確認した。

基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 (北側)	E1 (C)	1990	OK

* : P23に示す燃料貯蔵設備の位置を示す

基礎すべりの検討の結果、全ての基礎に対する応力比が1以下になることを確認した。

基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 V _a (kN)	応力比 Q/V _a	判定
東側柱脚	C (D)	2410	5270	0.46	OK
	E4 (D)	2430	4580	0.54	OK

* : P23に示す燃料貯蔵設備の位置を示す



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

42

参考3 構造強度

(5) 原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

1) ストッパ接触部

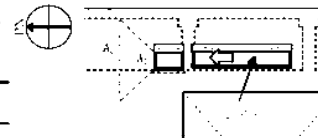
ストッパ接触部の構造強度の検討では、ストッパ水平反力が、既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお、許容支圧応力度は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規程・同解説」に基づき算出する。

全てのストッパ接触部に対する応力比が1以下になることを確認した。

ストッパ接触部の検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	ストッパ水平反力 N(kN)	短期許容支圧力 N _a (kN)	応力比 N/N _a	判定
東側ストッパ	E2 (B)	3980	10300	0.39	OK

* : P23に示す燃料貯蔵設備の位置を示す



2) 基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

全ての基礎設置部に対する応力比が1以下になることを確認した。

壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	軸力 N(kN)	許容軸力 N _a (kN)	応力比 N/N _a	判定
東側柱脚 (南側)	C (F)	4280	12900	0.34	OK
	E1 (B)	6540	25900	0.26	OK

* : P23に示す燃料貯蔵設備の位置を示す



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

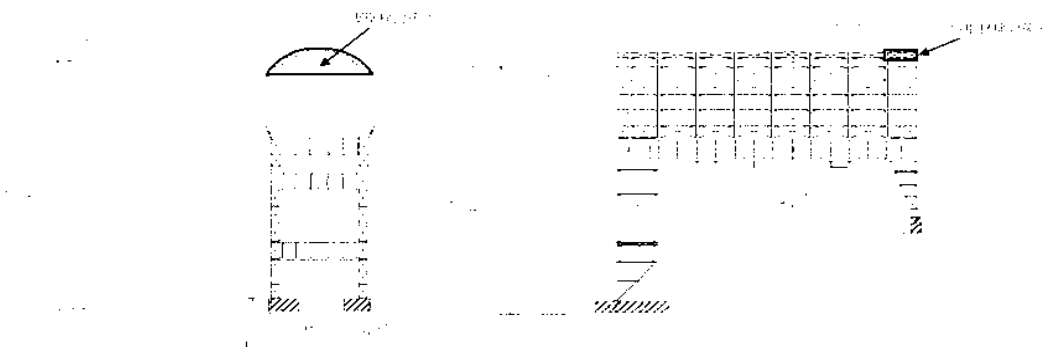
43

参考3 構造強度

(6) 外装材の構造強度に対する検討

1) 検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は、折板を用いる。強度検討は、壁材、屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。



外装材検討箇所（単位：mm）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

44

参考3 構造強度

(6) 外装材の構造強度に対する検討

3) 外装材の強度検討

全ての外装材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

屋根材及び壁材の材料諸元

板厚	白亜	止りげ方向		作張り方向	
		断面2次 モーメント	断面係数	断面2次 モーメント	断面係数
t (mm)	G (N・mm ²)	I_x (cm ⁴ /m)	Z_x (cm ³ /m)	I_y (cm ⁴ /m)	Z_y (cm ³ /m)
0.8	118	360	43.6 (13.1)	347	40.6 (12.2)

※：括弧内の数値は併用加工型を示す

応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
ドーム屋根	189	205	0.93	OK
壁等	109	205	0.54	OK

※：「JIS G 3321:2010」による

（注：ドーム屋根外装材については、設計風圧力の約4倍の応力を有することを試験により確認している）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

45

参考4 耐震性

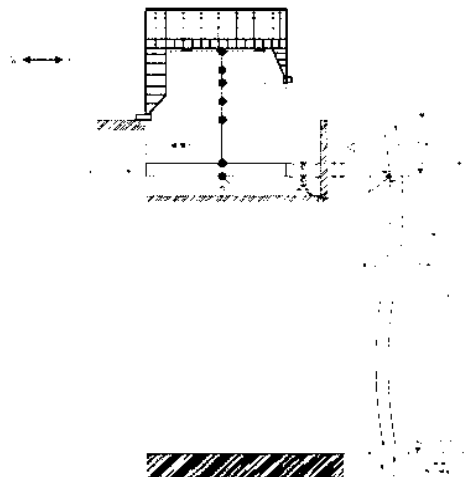
(1) 検討方針

耐震性の検討は、架構、水平振れ止め装置（ストッパ）、制震装置（オイルダンパ）、基礎、原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い、基準地震動 S_s に対して、これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお、地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

(2) 架構の耐震性に対する検討

1) 解析に用いる入力地震動

検討用地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（東京電力株式会社、平成20年3月31日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を用いる。



東京電力

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

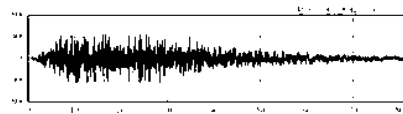
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

46

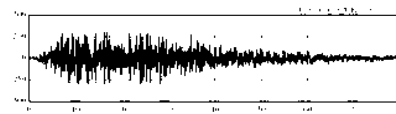
参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

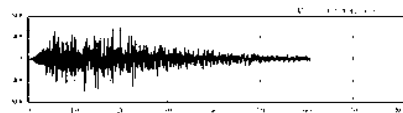
1) 解析に用いる入力地震動



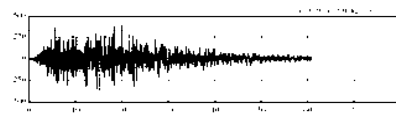
(Ss-1HD)



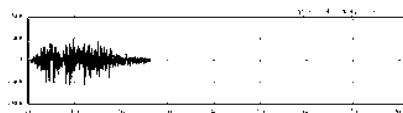
(Ss-1V)



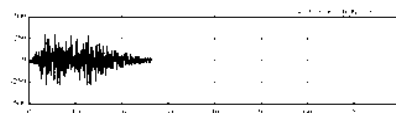
(Ss-2HD)



(Ss-2V)



(Ss-3HD)



(Ss-3V)

解放基盤表面位置における地震動の
加速度時刻歴波形(水平方向)

解放基盤表面位置における地震動の
加速度時刻歴波形(鉛直方向)



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

47

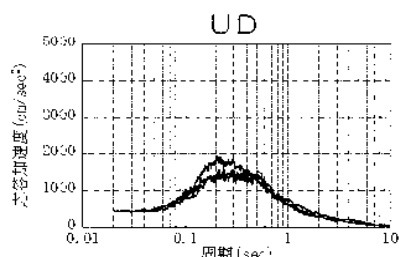
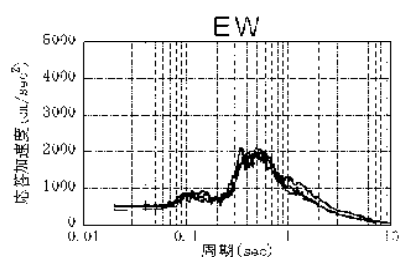
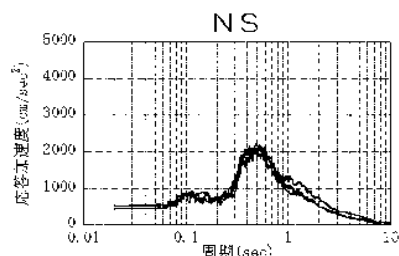
参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

1) 解析に用いる入力地震動

建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

1F



(h=2%)

— Ss-1
— Ss-2
— Ss-3



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

48

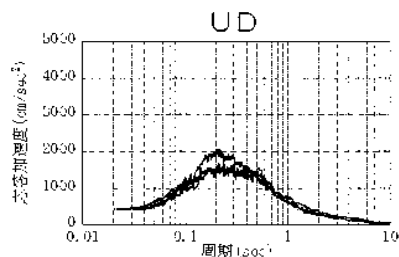
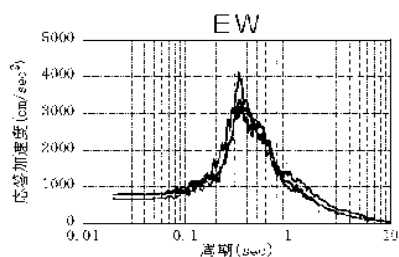
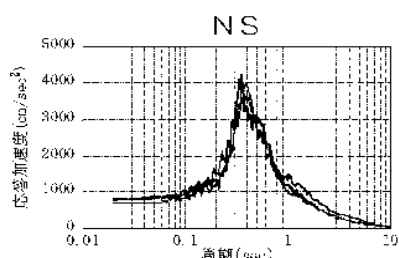
参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

1) 解析に用いる入力地震動

建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

5F



(h=2%)

— Ss-1
— Ss-2
— Ss-3



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

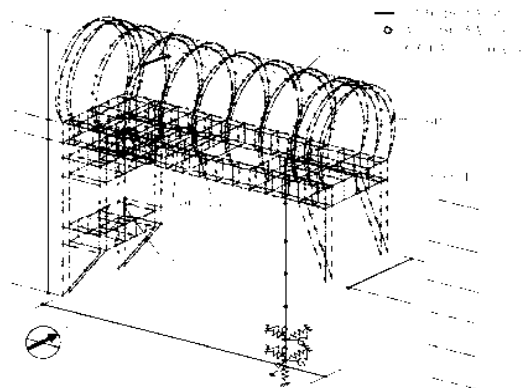
49

参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した下図に示すモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付け部は原子炉建屋5階質点（O.P.39.92 m）と水平方向同一変位条件とし、鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の5階床上面4箇所に門型架構と5階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。



地震応答解析モデル（単位：mm）



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

50

参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

2) 地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる物性値を下表に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし、原子炉建屋の質点は瓦礫除去の重量等を反映したP38に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の鉄材は弾性部材とし、その他ブレース等は「鉄骨X型ブレース架構の復元力特性に関する研究」（日本建築学会構造工学論文集37B号 1991年3月）に示されている修正岩林モデルによる。また、原子炉建屋は、曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm ²)	ポアソン比 ν	重力密度 γ(kN/m ³)	減衰率 h(%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10 ⁵	0.3	77.0	2	S6400SM490A STR490SKT590



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

51

参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a) 水平 (NS) 方向

階高 O.P. (m)	固点重量 [*] W (kN)	同相慣性重量 $I_g (\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面二次モーメント $I (\text{m}^4)$
39.92	72990	76.95		
35.3	119492	238.33	145.3	9596
26.9	111140	204.58	146.1	29271
18.7	130165	239.58	247.9	58230
10.2	252517	464.83	236.6	60144
-2.66	301020	554.17	432.7	128278
-61.6	127000	293.79	2697.8	496620
合計	1114310			

^{*} 「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性に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社、平成29年7月19日）において用いた地震質量と互換表法等による重量増減を考慮した数値（ただし、門型架構の重量123トN及びドーム屋敷重量3200kNは含まない）

地盤定数は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（東京電力株式会社、平成20年3月31日）と同様とする。原子炉建屋の地盤ばねは、「JFAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして、床面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを、側面地盤をNovakの方法により建屋側面ばねを評価した。



東京電力

報告改訂・記載禁止 東京電力株式会社

52

参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

2) 地震応答解析モデル

固有値解析結果

次数	固有振動数 (Hz)	固有周期 (秒)	刺激係数			備考
			NS方向 (X方向)	EW方向 (Y方向)	UD方向 (Z方向)	
17	1.35	0.742	3.634	-0.001	-0.019	ドーム屋敷NS方向1次
25	1.78	0.561	-0.656	2.478	0.422	ドーム屋敷EW方向1次
33	2.53	0.396	2.614	-0.031	-0.045	門型架構・原子炉建屋NS方向1次
34	2.65	0.377	-0.111	-7.751	-0.073	門型架構・原子炉建屋EW方向1次
35	2.94	0.340	2.165	0.950	4.500	門型架構UD方向1次
54	4.30	0.233	6.428	0.038	-40.498	原子炉建屋UD方向1次



東京電力

報告改訂・記載禁止 東京電力株式会社

53

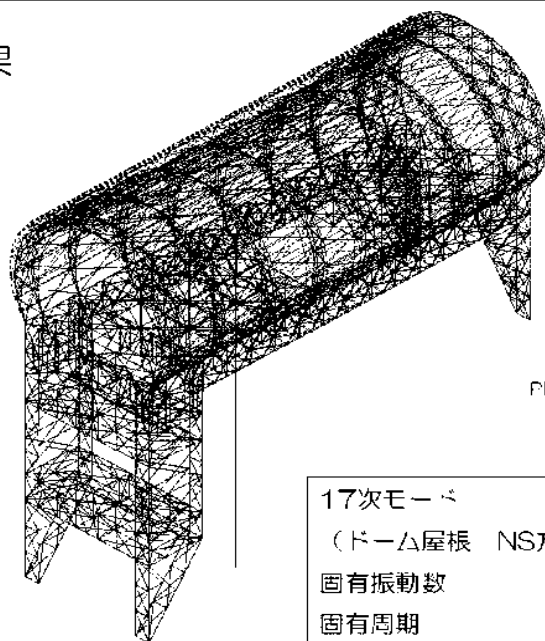
参考4 耐震性

固有値解析結果

1.000
1.000
1.000
PERIOD: 0.742356
B (1) : 3.03395
B (2) : -0.00055
B (3) : -0.01950



東京電力



17次モード
(ドーム屋根 NS方向 1次)
固有振動数 1.35 Hz
固有周期 0.742 秒

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

54

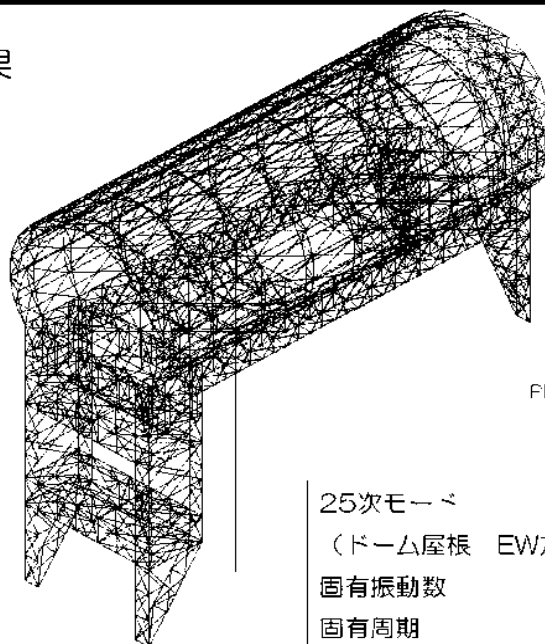
参考4 耐震性

固有値解析結果

1.000
1.000
1.000
PERIOD: 0.561350
B (1) : -0.00027
B (2) : 0.42833
B (3) : 0.42833



東京電力



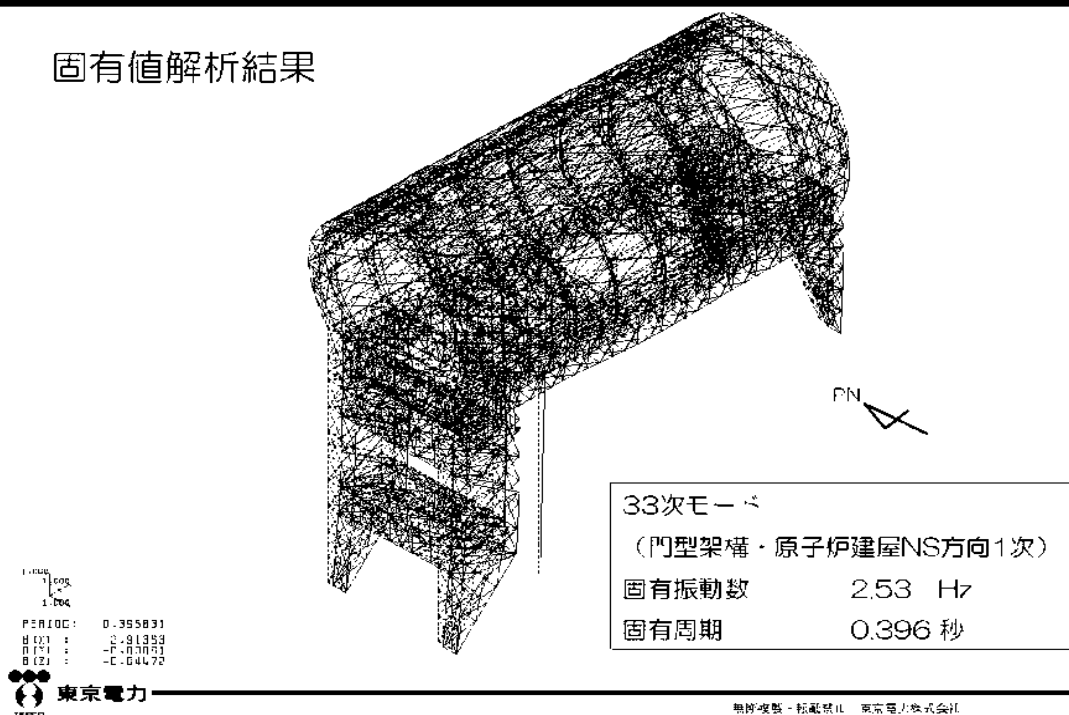
25次モード
(ドーム屋根 EW方向 1次)
固有振動数 1.78 Hz
固有周期 0.561 秒

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

55

参考4 耐震性

固有値解析結果

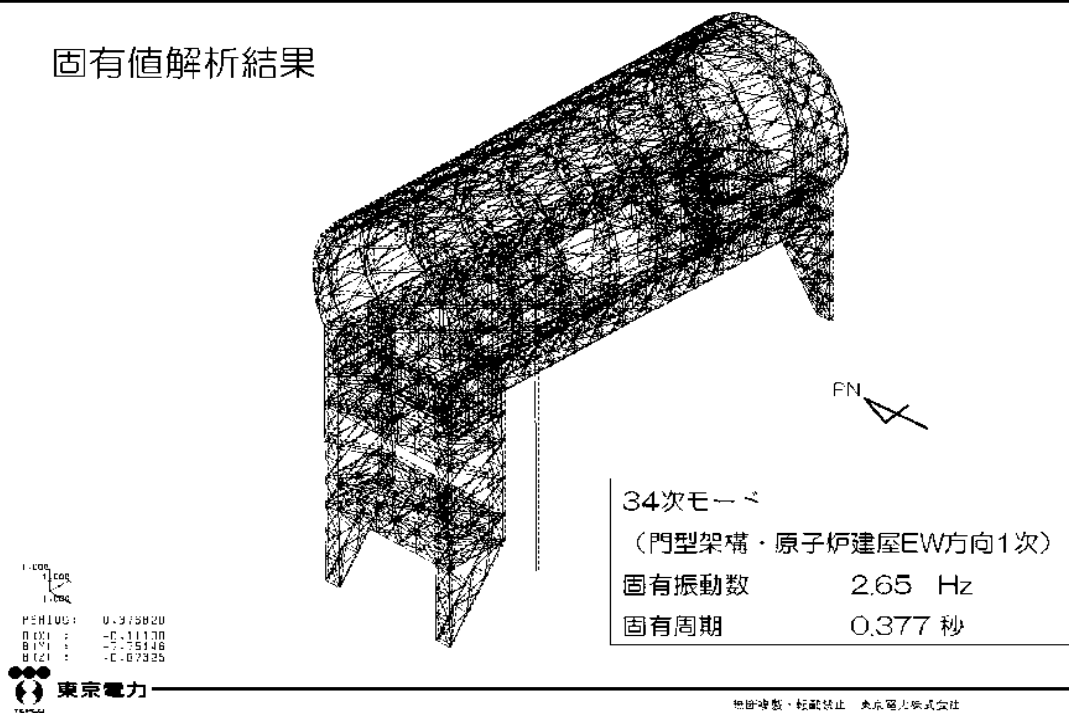


無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

56

参考4 耐震性

固有値解析結果



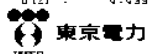
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

57

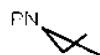
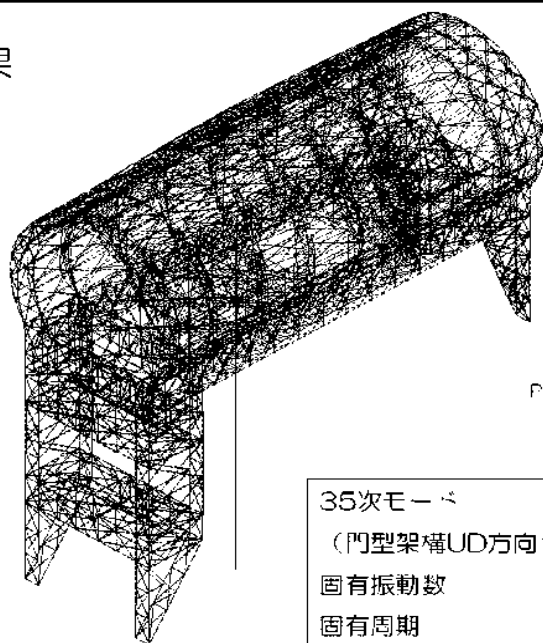
参考4 耐震性

固有値解析結果

1.000
1.000
1.000
PERIOD: 0.340111
0 (X) : 2.16517
0 (Y) : -0.949955
0 (Z) : 0.000000



東京電力



35次モード

(門型架構UD方向1次)

固有振動数 2.94 Hz

固有周期 0.340 秒

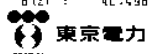
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

58

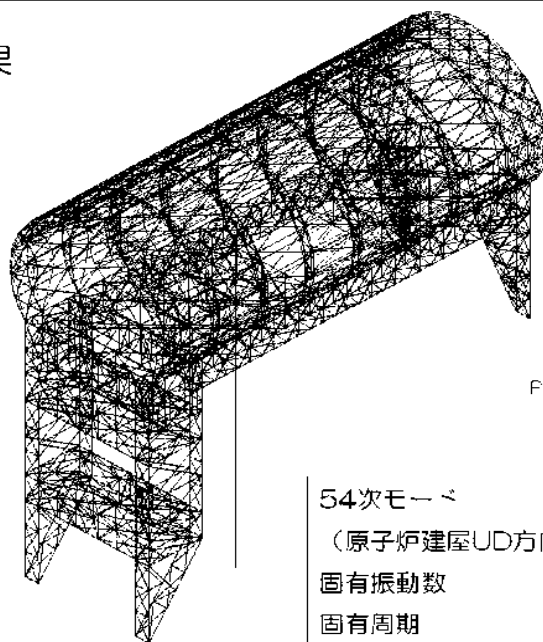
参考4 耐震性

固有値解析結果

1.000
1.000
1.000
PERIOD: 0.232536
0 (X) : -0.637071
0 (Y) : 0.000000
0 (Z) : 0.000000



東京電力



54次モード

(原子炉建屋UD方向1次)

固有振動数 4.30 Hz

固有周期 0.233 秒

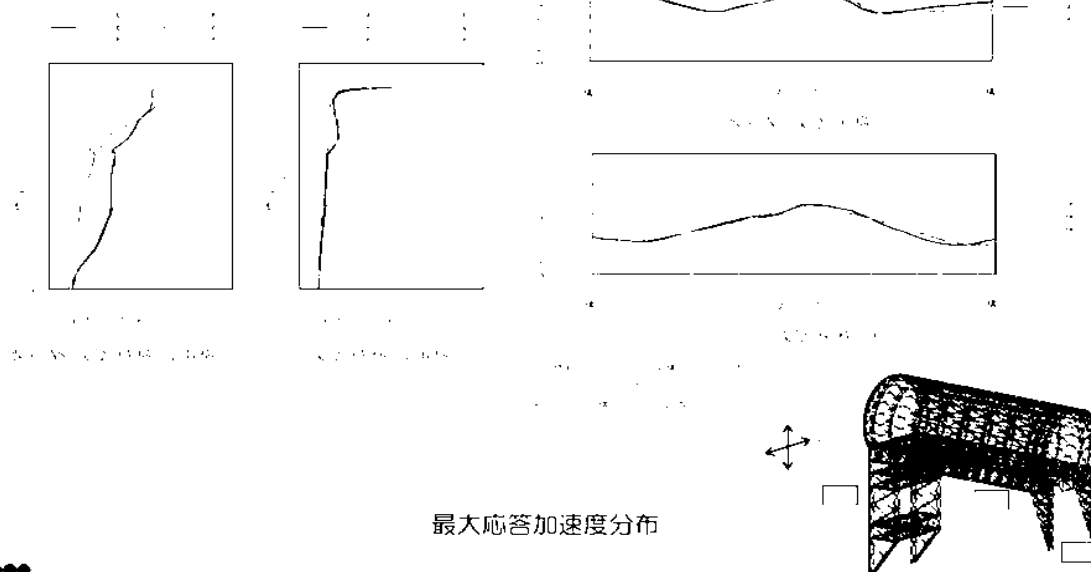
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

59

参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

3) 地震応答解析結果



東京電力

資料提供・転載禁止 東京電力株式会社

60

参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

4) 波及的影響の評価

門型架構は、JSCA性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会、2002年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は1/75以下、層の塑性率は4以下、部材の塑性率は5以下」¹⁾）を満足することを確認する。ドーム屋根は、柱・梁によるフレームを構成しないため、JSCA性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。

なお、解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター、平成19年7月20日）に示されるクライテリア（層間変形角は1/100以下、層の塑性率は2以下、部材の塑性率は4以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し、安全性を確認する。

¹⁾ 上記①②、④⑤⑥、⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟㊱㊲㊳㊴㊵㊶㊷㊸㊹㊺に示される「建築物の耐震性能評価業務方法書」は、日本建築学会編「建築文集」第604号、2006年6月。



東京電力

資料提供・転載禁止 東京電力株式会社

61

参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

4) 波及的影響の評価

・層間変形角の検討

最大応答層間変形角は1/75以下となりクライテリアを満足することを確認した。

最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向(位置)*	最大応答値	75/75?	判定
東側 (P46.1)(m) ~OP269C(m)	Se-1	NS(A)	1/820	1/75	OK
		EW(B)	1/990	1/75	OK
	Se-2	NS(B)	1/990	1/75	OK
		EW(B)	1/1000	1/75	OK
	Se-3	NS(B)	1/990	1/75	OK
		EW(B)	1/1000	1/75	OK
西側 (P46.20)(m) ~OP105C(m)	Se-1	NS(A)	1/720	1/75	OK
		EW(B)	1/1600	1/75	OK
	Se-2	NS(C)	1/860	1/75	OK
		EW(B)	1/1600	1/75	OK
	Se-3	NS(C)	1/800	1/75	OK
		EW(B)	1/1800	1/75	OK

*1・2・3に示す部材取付設備の位置を示す



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

62

参考4 耐震性

(2) 架構の耐震性に対する検討

4) 波及的影響の評価

・塑性率の検討

全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1未満となり、クライテリアを満足することを確認した。

耐力比の検討結果

部材種別	部材形状 (mm)	地震波	入力方向 (位置)*2	耐力比	判定
門型梁柱	① 柱 H-350×350 ×12×19 (SM490A)	Se-2	NS (C)	C/Cu 0.50	OK
	② 梁 H-350×350 ×12×19 (SM490A)	Se-1	NS (C)	C/Cu 0.45	OK
	③ 斜材 2Is-150×75 ×6.5×10 (SM490A)	Se-1	NS (C)	C/Cu 0.75	OK
ボーム屋根	④ 斜材 φ-267.4×6.6 (STK490)	Se-1	NS (D)	C/Cu 0.63	OK
	⑤ 斜材 φ-139.8×4.5 (STK490)	Se-1	EW (D)	C/Cu 0.90	OK
	⑥ フリース φ-114.3×4.5 (STK490)	Se-2	EW (C)	C/Cu 0.45	OK

*1 ①~⑥の符号はP36の耐力検討箇所を示す

*2 P23に示す部材取付設備の位置を示す

C 部材軸方向の圧縮力の最大値
Cu 屈服耐力
T 部材軸方向の引張力の最大値
T_u 引張耐力



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

63

参考4 耐震性

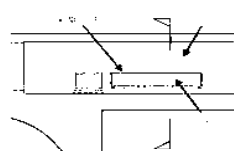
(3) 水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

全てのストッパに対する耐力比が1以下になることを確認した。

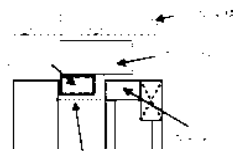
ストッパ（シアキ）の断面検討結果

名称	材質種	入力荷重（位置）	耐力比 耐力/入力	耐力比 Q_1/Q_2	判定
油圧ストッパ	Ss-1	25kN	3270	0.42	OK

・ 223に示す最大耐力比の位置を示す



(a) 状態図



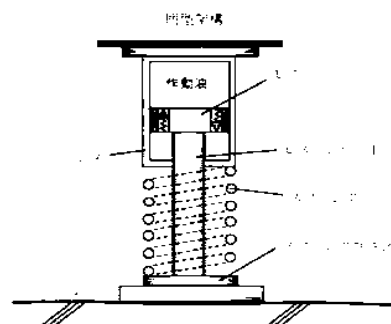
(b) 断面図

ストッパ概要図

参考4 耐震性

(4) 制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。



オイルダンパ概念図

オイルダンパの検討結果

種別	材質種	入力荷重（位置）	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ（油圧）	Ss-3	NS-D	72	100	OK
オイルダンパ（空気）	Ss-4	NS-D	248	100	OK

・ 223に示す最大耐力比の位置を示す

参考4 耐震性

(5) 基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が以上であることを確認し、基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認した。

1) 基礎浮き上がりの検討

基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最小圧縮力 (N/kN)	判定
東側柱脚 (北側)	Ss-3	NS (C)	227	OK

* P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

2) 基礎すべりの検討

基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最大水平力 (kN)	摩擦耐力 (kN)	耐力比 (G/Vu)	判定
東側柱脚	Ss-1	EW (C)	2810	4780	0.59	OK

* P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



東京電力

燃料取扱・転載禁止 東京電力株式会社

66

参考4 耐震性

(6) 原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

1) ストップバ接触部

最大ストップバ水平反力が、既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお、支圧耐力は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

ストップバ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最大ストップバ 水平反力 (kN)	支圧耐力 (kN)	耐力比 (N/Nu)	判定
西側ストップバ	Ss-1	NS (C)	10400	19800	0.54	OK

* P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

2) オイルダンパ接触部

最大オイルダンパ鉛直反力が、既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお、支圧耐力は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

オイルダンパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最大水平力 (kN)	摩擦耐力 (kN)	耐力比 (G/Vu)	判定
東側柱脚	Ss-1	EW (D)	2310	4780	0.59	OK

* P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

3) 基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最大軸力 (kN)	軸耐力 (kN)	耐力比 (N/Nu)	判定
東側柱脚 (南側)	Ss-3	NS (S)	7430	25900	0.29	OK

* P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



東京電力

燃料取扱・転載禁止 東京電力株式会社

67

参考4 耐震性

(7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

1) 検討方針

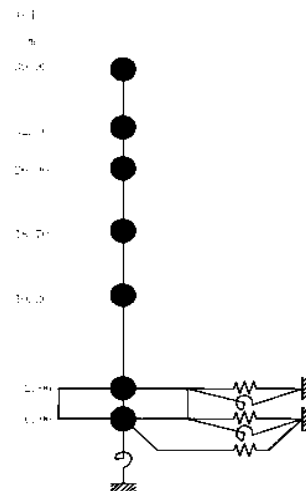
架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 (4.0×10^{-3}) 以下になることを確認する。

2) 原子炉建屋の地震応答解析

・入力地震動 基準地震動Ss

原子炉建屋の地震応答解析モデルは、右図に示すように質点系でモデル化し、地盤を等価ばねで評価した建屋—地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社、平成23年7月13日）に示される内容に、瓦礫除去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。



原子炉建屋の地震応答解析モデル

資料提供・転載禁止 東京電力株式会社

68

参考4 耐震性

(7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

2) 原子炉建屋の地震応答解析

原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

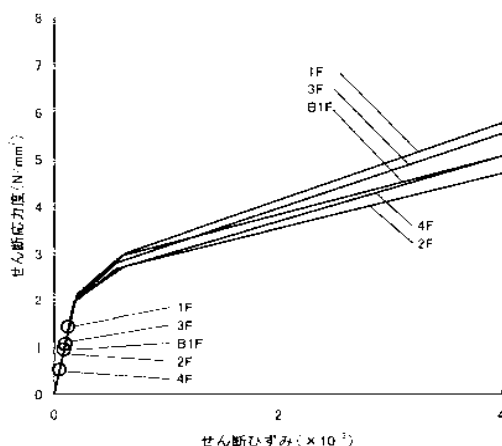
標高 O.P. (m)	質量重量 W (kN)	固定端ばね定数 ($\times 10^4 \text{ kN/m}$)	
		水平 NS 方向	水平 SW 方向
39.92	87590	92.34	67.32
32.3	119490	238.33	124.49
26.9	111340	204.95	204.95
18.7	130160	239.58	239.58
10.2	253710	467.09	696.62
-2.06	301020	554.17	826.50
-6.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

参考4 耐震性

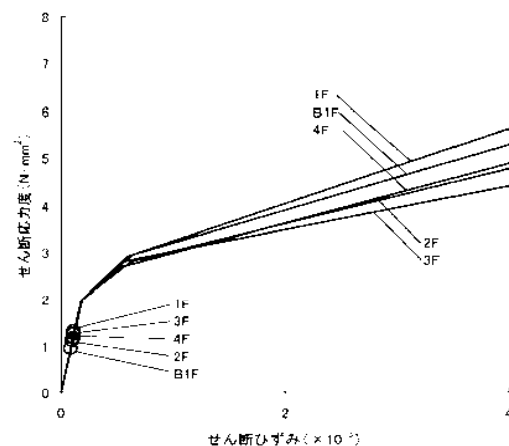
(7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

3) 検討結果

地震応答解析により得られる最大応答値は、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分に余裕があることを確認した。



(a) NS方向



(b) EW方向

せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1)



東京電力

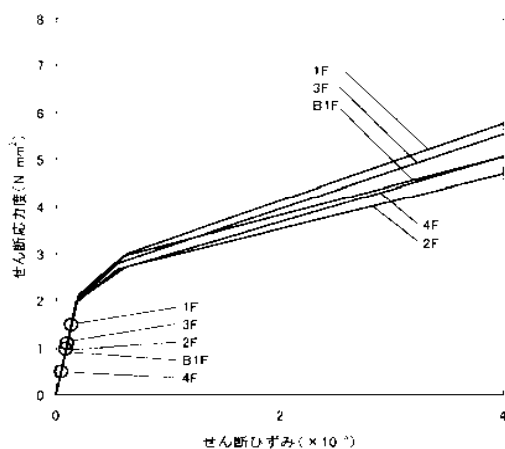
地震対策・耐震設計 東京電力株式会社

70

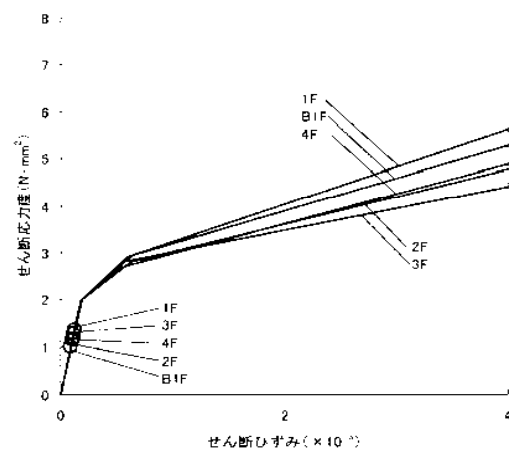
参考4 耐震性

(7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

3) 検討結果



(a) NS方向



(b) EW方向

せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2)



東京電力

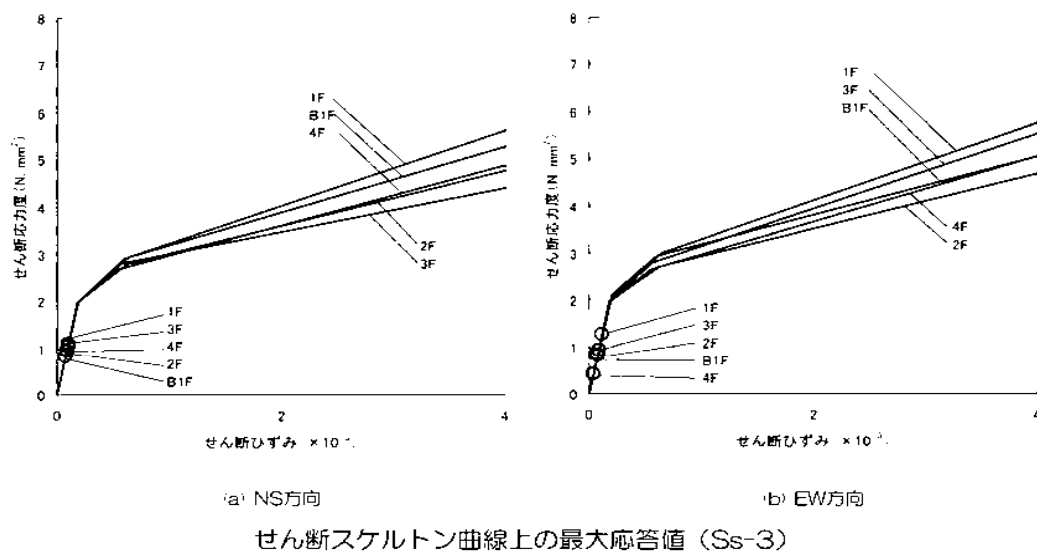
地震対策・耐震設計 東京電力株式会社

71

参考4 耐震性

(7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

3) 検討結果

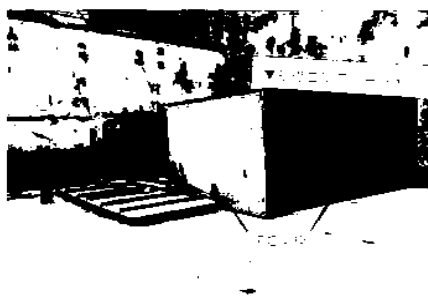


東京電力

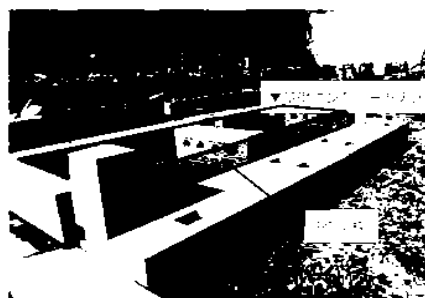
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

72

参考5 瓦礫撤去用構台基礎の施工状況



瓦礫撤去用構台西側基礎部 PC型杭設置



瓦礫撤去用構台東側基礎部 PC型杭設置



瓦礫撤去用構台西側基礎部 コンクリート打設



瓦礫撤去用構台東側基礎部 コンクリート打設



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

73

特定原子力施設監視・
評価検討会(第6回)
資料5

福島第一原子力発電所 3号機燃料取り出し用カバーの 構造強度及び耐震性について (コメント回答)

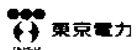
東京電力株式会社

平成25年3月8日



目次

- ・コメント回答① 地震・津波・竜巻等への対応について ……P.2
- ・コメント回答② 耐震性の検討結果（表）の記載について ……P.4
- ・コメント回答③ 作業環境の確保について ……P.6
- ・コメント回答④ オイルダンパの機構および損傷時の対応について ……P.7



コメント回答①

①3号機燃料取り出し用カバーの使用期間が短いとしても、地震・津波に関わる新安全設計基準への対応あるいは竜巻などの想定外事象に対する安全性や修復性は確保しなくてよいのか、既にされているのかを説明すること。（林教授）

- ・現在、国により策定中の新安全設計基準への対応については今後となるが、以下を念頭に計画している。
- ・地震：各部の検討において、可能な限り余裕を確保した計画^{*1}としている。また、脆性的な破壊を生じないよう、原則として保有耐力接合^{*2}としている。
- ・津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

*1 5ページ参照。例えば、ドーム屋根は基準地震動S_{all}に対し、約5倍の裕度がある。

*2 母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部の破断耐力>母材耐力」となるように破断の検討を行うこと。

*3 特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料4-16A'-D 参照

コメント回答①

- ・竜巻：ドーム屋根の外装材は、設計風圧力の約4倍以上の耐力を有することを確認しており、最大瞬間風速100m/s程度の暴風に対しても飛散しない計画となっている。
- ・修復性については、除染・遮へい対策を施す計画（コメント回答③参照）であり、現地へのアクセスは可能であると考えている。また、オペレーティングフロア上のガレキ撤去に用いたクレーン等により、遠隔操作による作業も可能であると考えている。

コメント回答②

②特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料4の10ページの耐震性の検討結果の表は、検定比なのか、最大応答値なのかを区別できるように明確にすること。（林教授）

- ・評価項目欄が、「耐力比」もしくは「抵抗比」となっている項目が「検定比」で評価している項目であり、その他が「最大応答値」で評価している項目である。
- ・「検定比」か「最大応答値」かが分かるように、結果欄に追記した。（次ページ参照）

5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

（1）架構の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値		評価クライテリア	判定
門型架構	層間変形角	最大応答値	1/720	1/75以下	○×
門型架構	塑性率	最大応答値	0.75	5以下	○×
ドーム屋根	塑性率	最大応答値	0.90	5以下	○×
オイルダンパ	相対変位	最大応答値	72 mm	100 mm以下	○×
	相対速度	最大応答値	0.48 m/s	1.0 m/s以下	○×
ストッパ	せん断耐力比	検定比	0.42	1.0以下	○×
基礎	浮き上がりの有無	最大応答値	生じない	生じないこと	○×
	すべり摩擦抵抗比	検定比	0.59	1.0以下	○×

（2）原子炉建屋の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定	
ストッパ接触部	支圧耐力比	検定比	0.54	1.0以下	OK
オイルダンパ接触部	支圧耐力比	検定比	0.19	1.0以下	OK
基礎設置部	圧縮耐力比	検定比	0.29	1.0以下	OK
原子炉建屋	せん断ひずみ	最大応答値	0.14×10^{-3}	4.0×10^{-3} 以下	OK

コメント回答③

③ 立ち入りが難しい場所です。有人にて接合部などの現地作業が行えるように、作業環境をどのように確保するのかについて説明すること。（林教授）

- ・ 線量的に、立入りが最も厳しい箇所はオペレーティングフロア上部と考えている。当該部における有人作業ができるように、有人作業が発生するまでに、線量低減対策として、遠隔操作重機による下記3段階の作業を計画している。

1. 瓦礫撤去作業（現在実施中）

オペレーティングフロア上部に残存する瓦礫（鉄骨、コンクリート、機械設備等）を撤去する。

2. 除染作業

オペレーティングフロア上部の瓦礫撤去後に、床面はつき装置や吸引装置等を使用し、除染作業を実施する。

3. 遮へい体設置作業

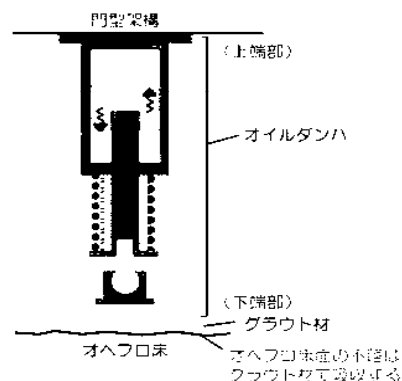
除染作業後にオペレーティングフロア上部に遮へい体（鉄板等）を設置する。

なお、作業中は適宜、雰囲気線量を計測し、慎重に作業を実施する。

コメント回答④

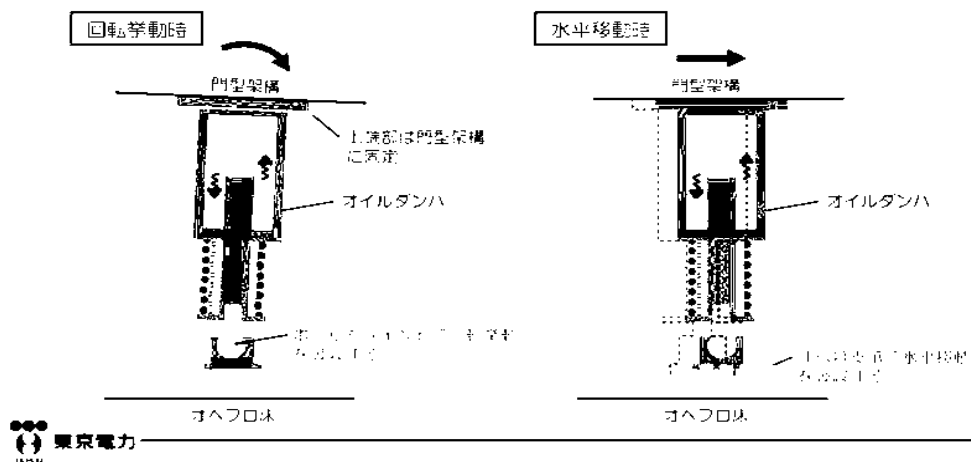
4 オイルダンハについては、5階床面の不陸や門型架構の変形などにより、5階床と門型架構が平行でなくなり、スプリング押さえ等の損傷が生じないかについて説明すること。また、スプリング押さえ等の損傷により、システム上の問題が発生しないのかについて確認したい。（林教授）

- ・ 5階床面は躯体の不陸が想定される。
- ・ オイルダンハは上端部を架構側に接合し、下端部とオヘフロ床とのGAP部にグラウト材を充填し、床面の不陸を吸収する計画としている。
- ・ オイルダンハが故障や損傷した場合は、修理・取替をする計画としている。
- ・ グラウト材は既存躯体コンクリートの強度よりも高強度のものを使用している。



コメント回答④

- ・ 門型架構とオヘフロ床間の挙動が平行ではなくなった場合に備え、オイルダンパ下端部にはボールジョイントとすべり支承を取り付けている。
- ・ ボールジョイントとすべり支承により、オイルダンパの機構損傷が生じないようにしている。



4号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

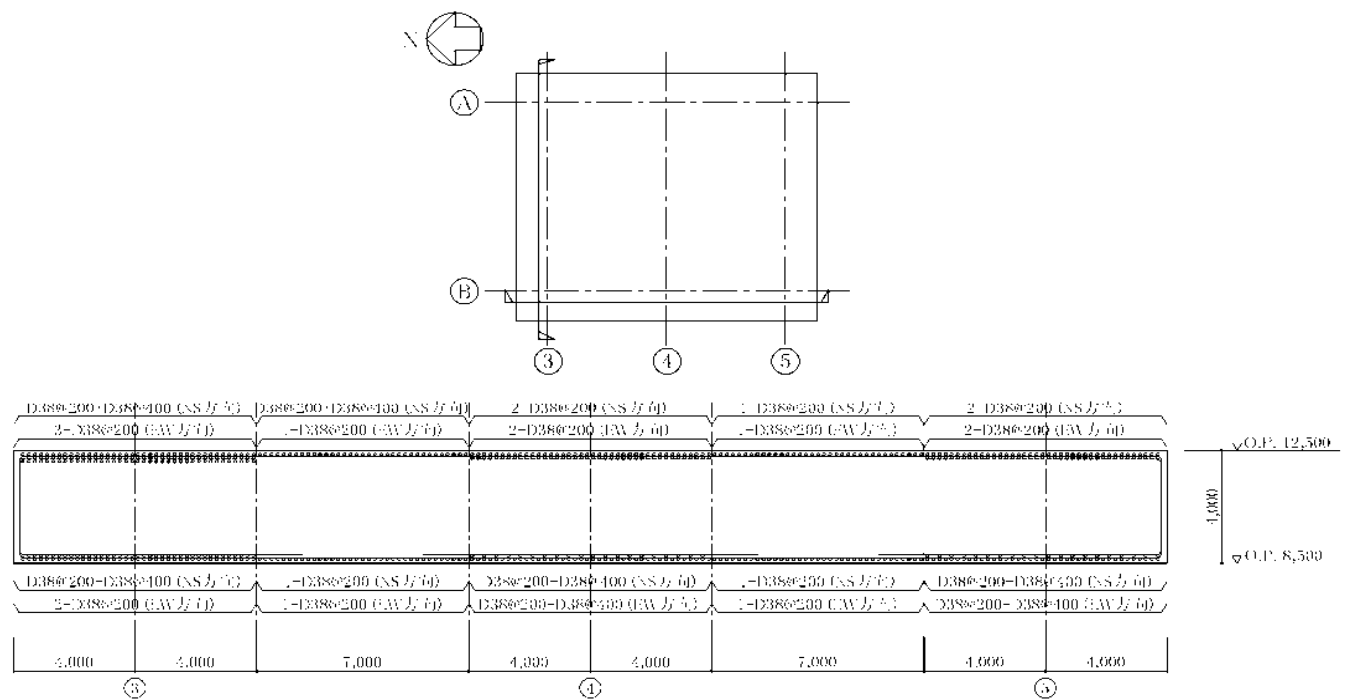
4号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表 1 および表 2 に示す。

表 1 4号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（クレーン支持用架構）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 及び 耐震性	材料確認	地盤改良土の軸圧縮強さを確認する。	地盤改良土の軸圧縮強さが、実施計画に記載されている設計基準強度に対して JEAC4616-2009 の基準を満足すること。
		構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が、実施計画に記載されている設計基準強度に対して、JASS 5N の基準を満足すること。
		鉄筋の材質、強度、化学成分を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
		地盤アンカーの材質、強度、化学成分を確認する。	JIS G 3536 JIS G 3502 に適合すること。
		鋼材の材質、強度、化学成分を確認する。	JIS G 3106 又は建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		高力ボルトの締め付け張力を確認する。	特殊ボルト（ワンサイドボルト）について、導入張力試験を JASS 6 に準じて実施し、所定の張力が得られること。
		外装材の仕様を確認する。	実施計画に記載されている材料諸元に適合することを、検査証明書、出荷証明書及びメーカー技術資料により確認する。
	寸法確認	地盤アンカー長を確認する。	地盤アンカー長が 26.75m 以上であること。
	据付確認	地盤改良範囲（深さ）を確認する。	支持層に着底していること。
		鉄筋の径、間隔（図-1 参照）を確認する。	鉄筋の径が実施計画に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。
		接合部（図-2～4 参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。
		外装材の施工状況を確認する。	外装材の設置範囲が、図-7～9 の通りであること。

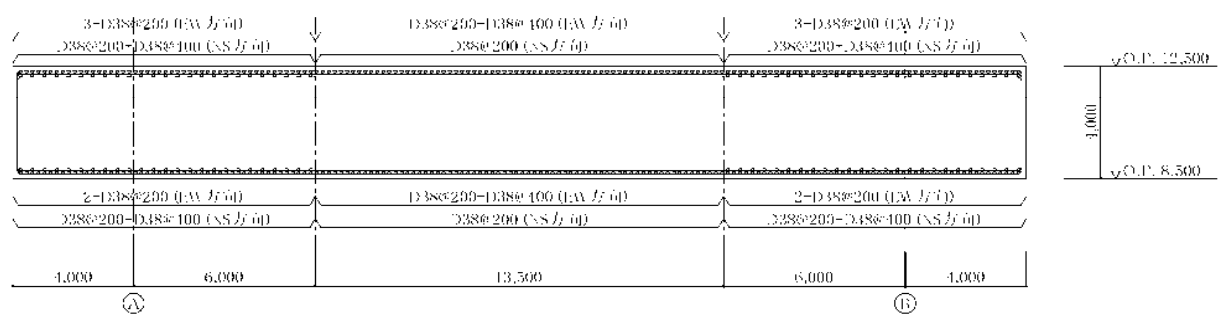
表 2 4号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（燃料取扱機支持用架構）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 及び 耐震性	材料確認	構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が、実施計画に記載されている設計基準強度に対して、JASS 5Nの基準を満足すること。
		鋼材の材質、強度、化学成分を確認する。	JIS G 3106 又は建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		アンカーボルトの材質、強度、化学成分（床面）を確認する。	JIS G 3138 に適合すること。
		アンカーボルトの材質、強度、化学成分（壁面）を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
	寸法確認	アンカーボルト埋め込み長さ（床面）を確認する。	有効埋め込み長さが 700mm 以上かつボルトの余長はナット面から突き出た長さが 3mm 以上であること。
		アンカーボルト埋め込み長さ（壁面）を確認する。	有効埋め込み長さが 450mm 以上であること。
	据付確認	接合部（図-5、6 参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。



かぶり厚さ 7cm 以上

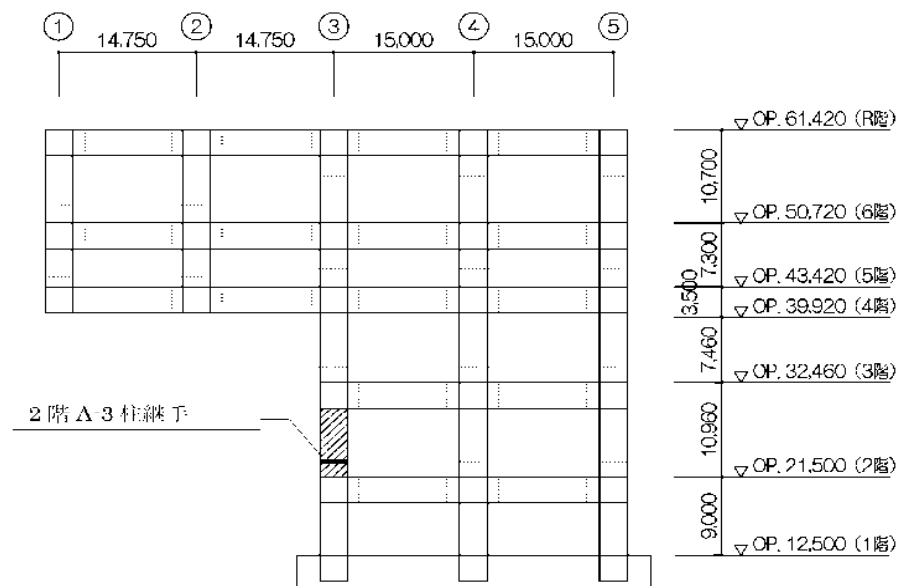
クレーン支持用架構 基礎配筋図(B 通り)



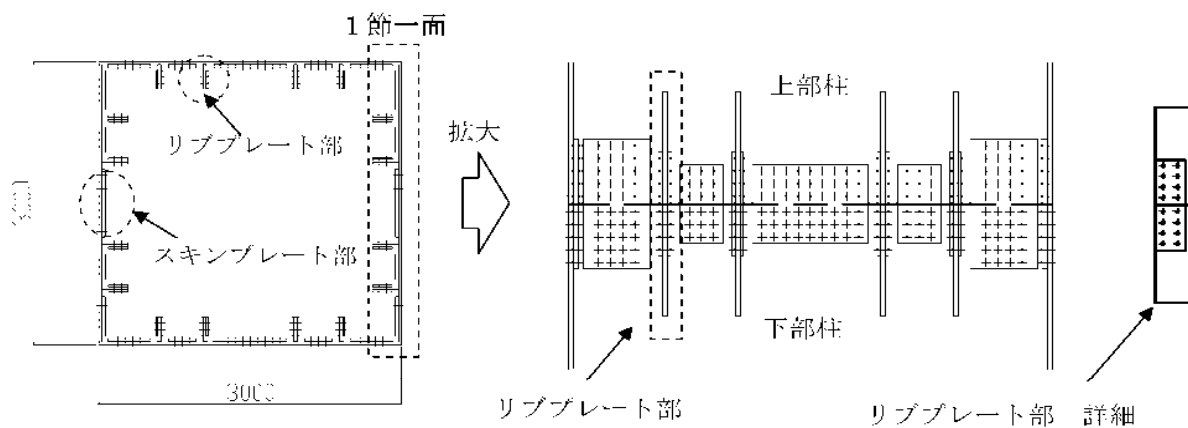
かぶり厚さ 7cm 以上

クレーン支持用架構 基礎配筋図(3 通り)

図-1 クレーン支持用架構 基礎配筋図



(1) 接合部位置 (A通り軸組図)

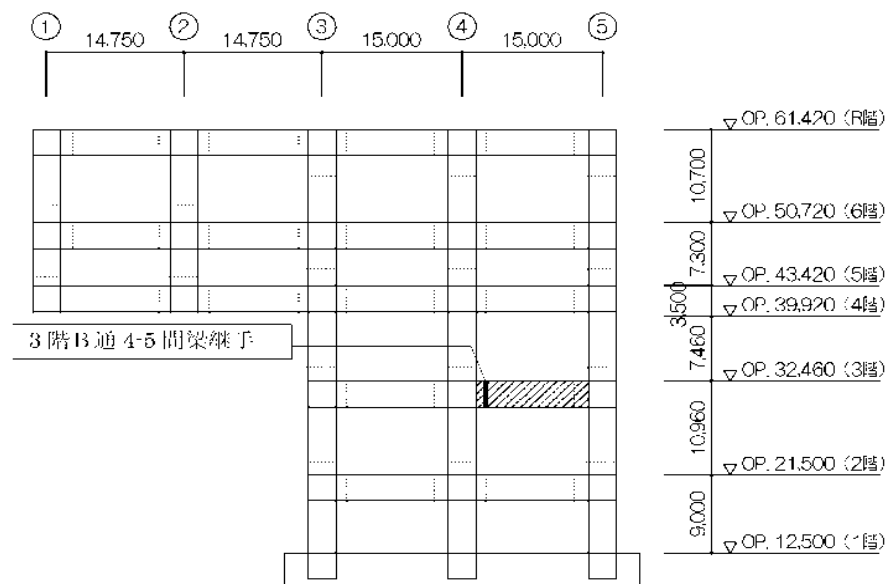


【スキンプレート部】
 ボルト種類：MUTF27
 本数：85 本×2 (1 面あたり)

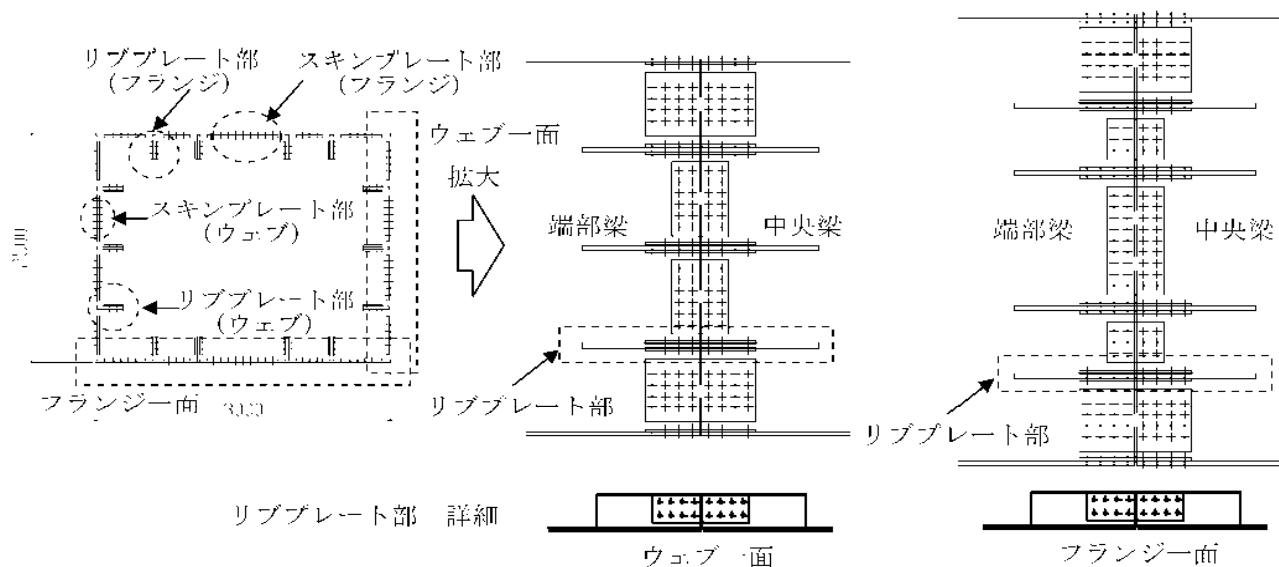
【リブプレート部】
 ボルト種類：SHTB M24
 本数：8 本×2 (1 箇所あたり)

(2) クレーン支持用架構 接合部詳細

図-2 クレーン支持用架構 接合部①



(1) クレーン支持用架構 接合部位置 (B通り軸組図)

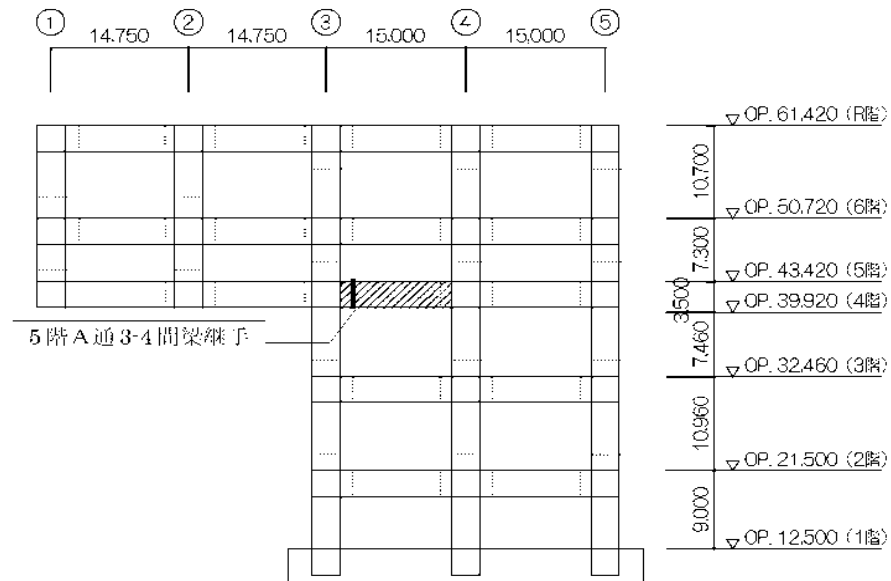


【スキンプレート部】
 ボルト種類：MUT27
 本数：62 本×2 (フランジ 1 面あたり)
 本数：56 本×2 (ウェブ 1 面あたり)

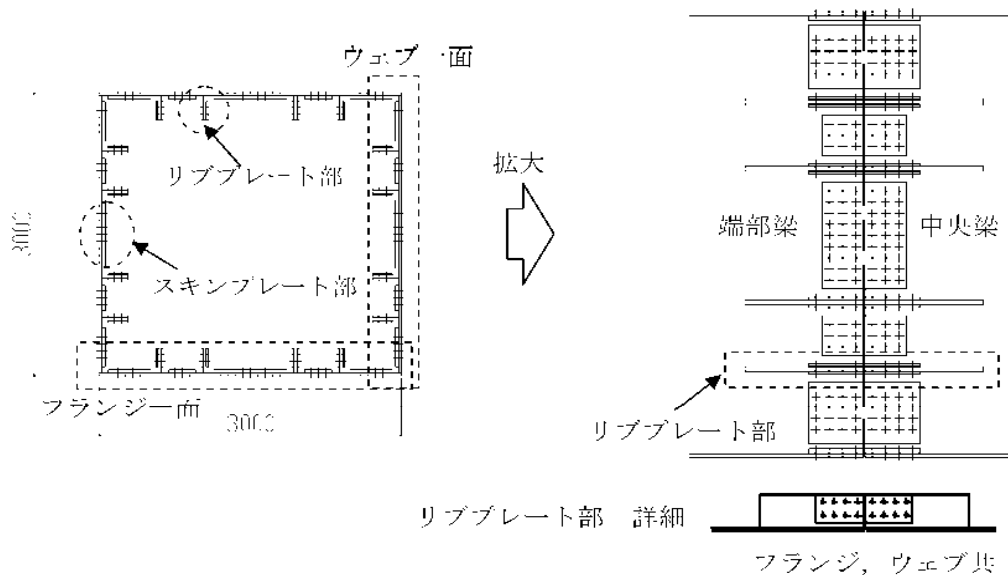
【リブプレート部】
 ボルト種類：SHTB M24
 本数：8 本×2 (1 箇所あたり)

(2) 接合部詳細(3 階 B 通 4-5 間梁)

図-3 クレーン支持用架構 接合部②



(1) 接合部位置 (A通り軸組図)



【スキンプレート部】

ボルト種類：MUTF27

本数：77本×2 (フランジ, ウェブ共1面あたり)

【リブプレート部】

ボルト種類：SHTB M24

本数：8本×2 (1箇所あたり)

(2) 接合部詳細(5階A通3-4間梁)

図-4 クレーン支持用架構 接合部③

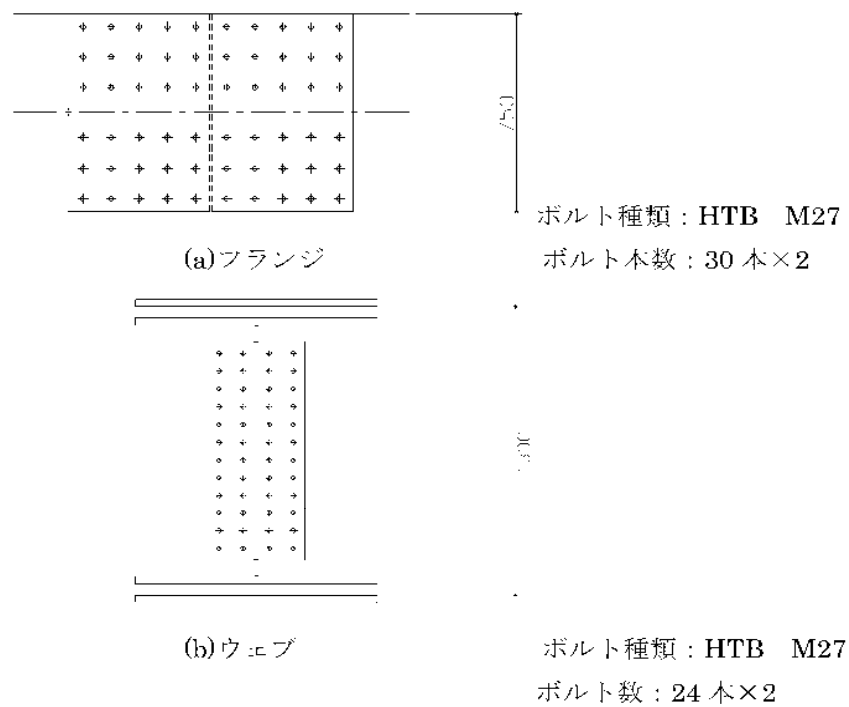
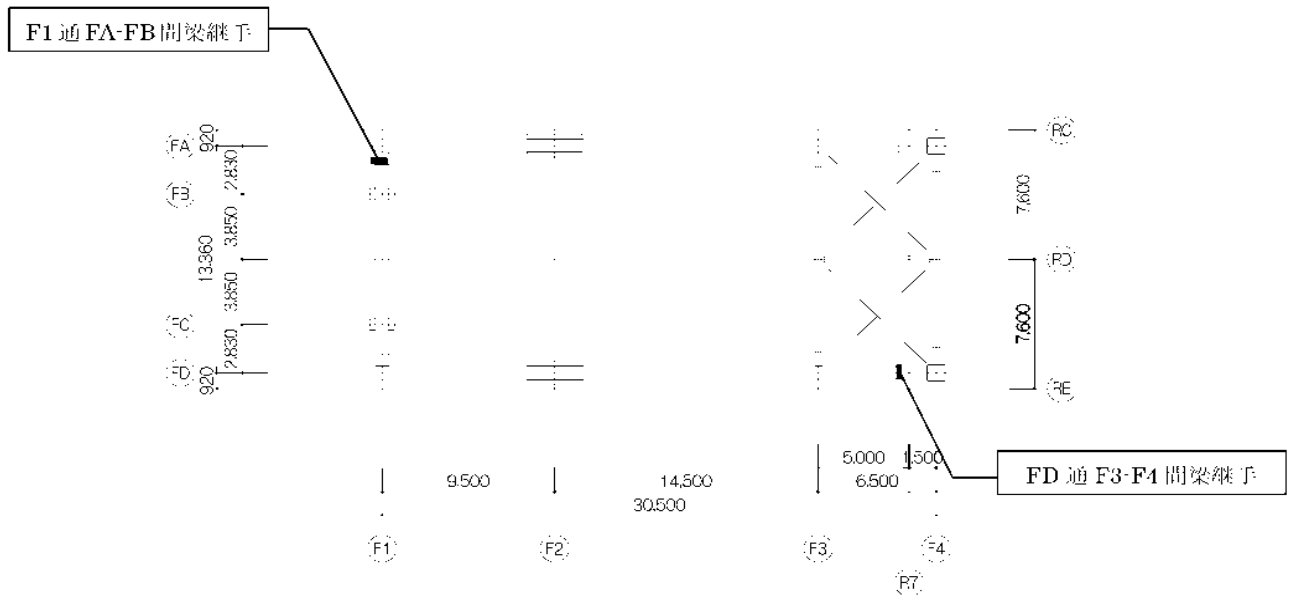
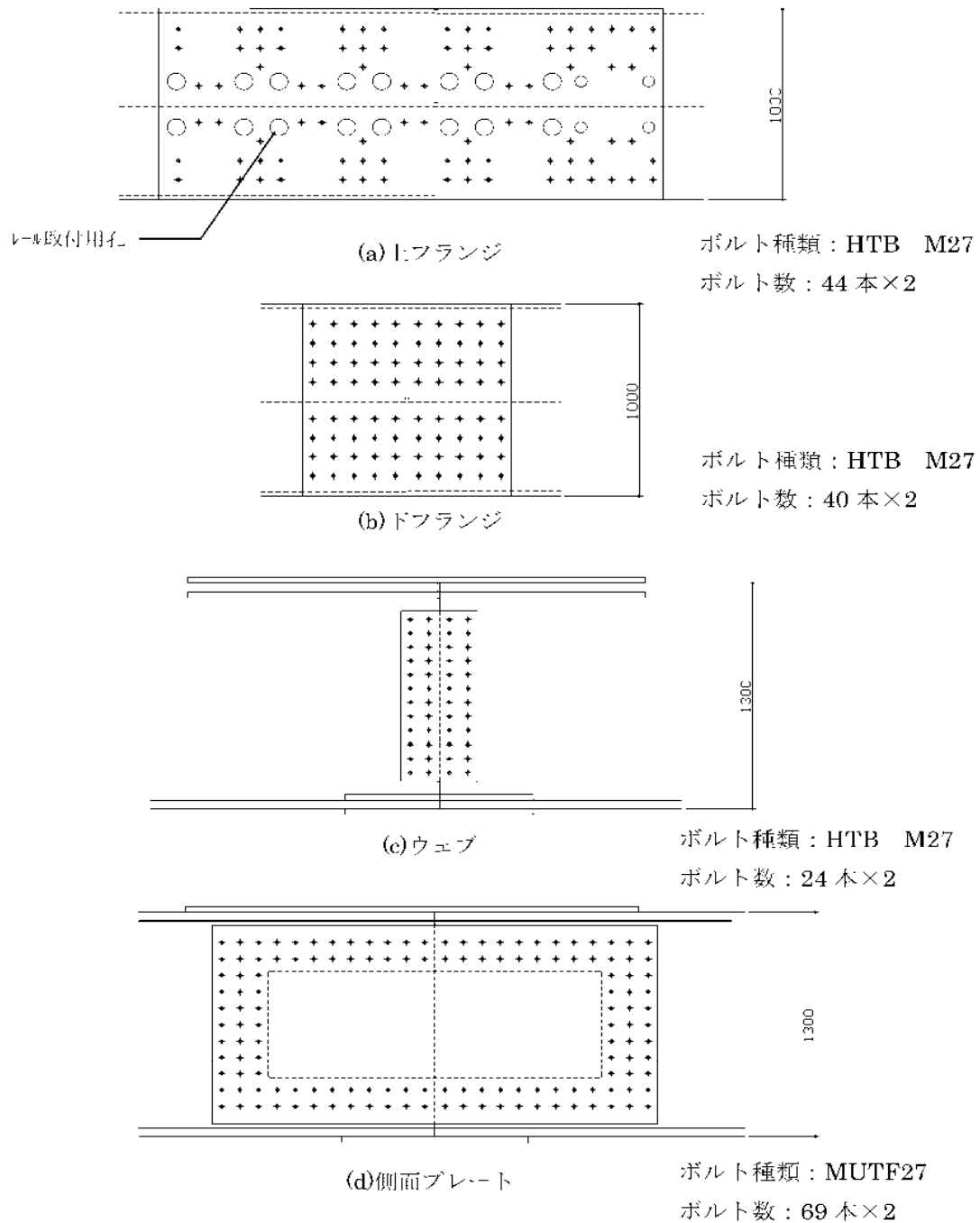
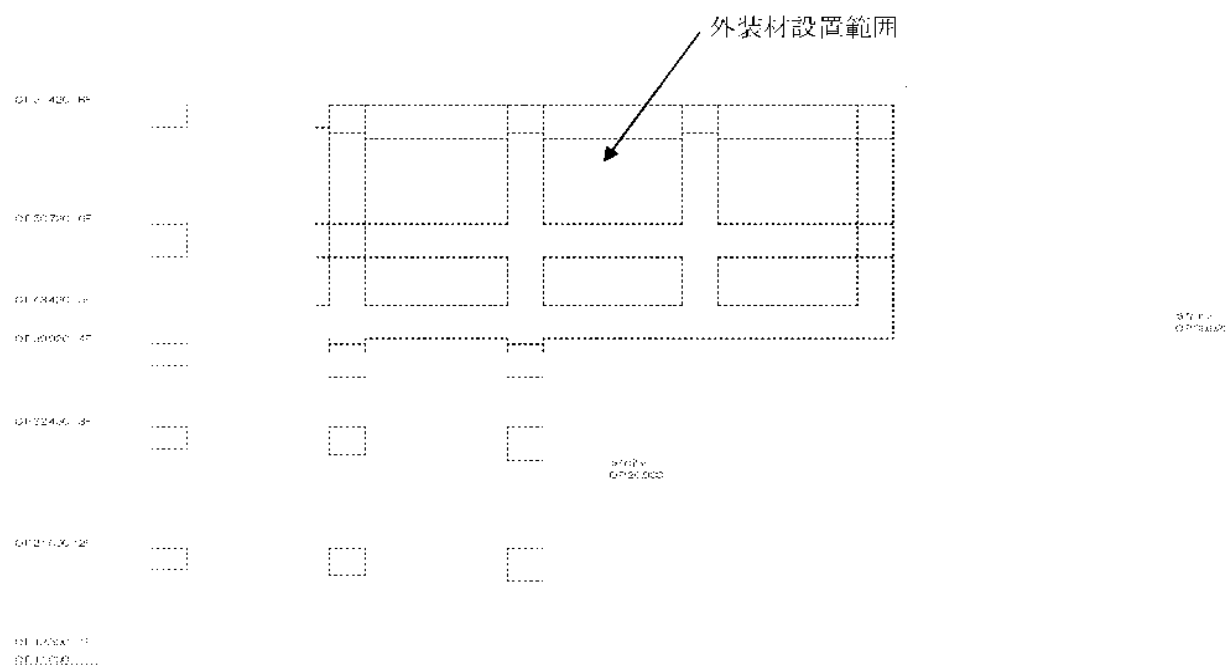


図-5 燃料取扱機支持用架構 接合部図①

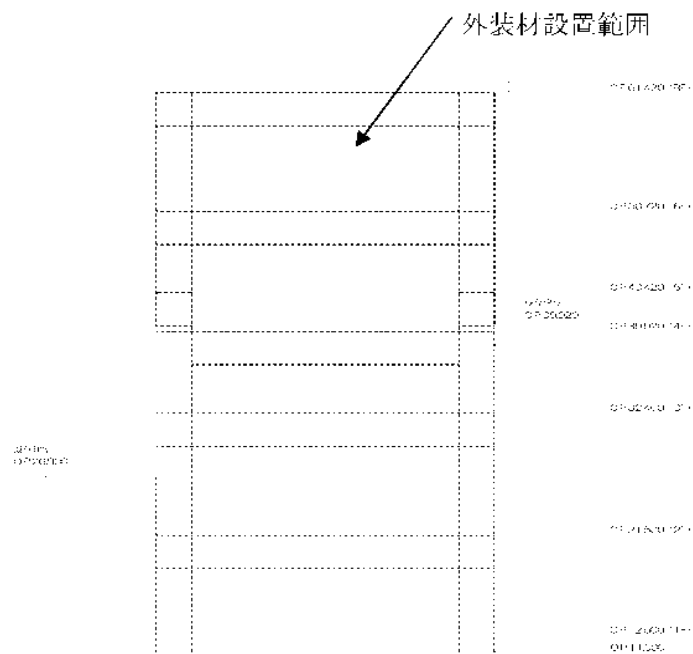


接合部詳細図（FD 通 F3-F4 間梁継手）（接合部位置は図—5 参照）

図 6 燃料取扱機支持用架構 接合部図②

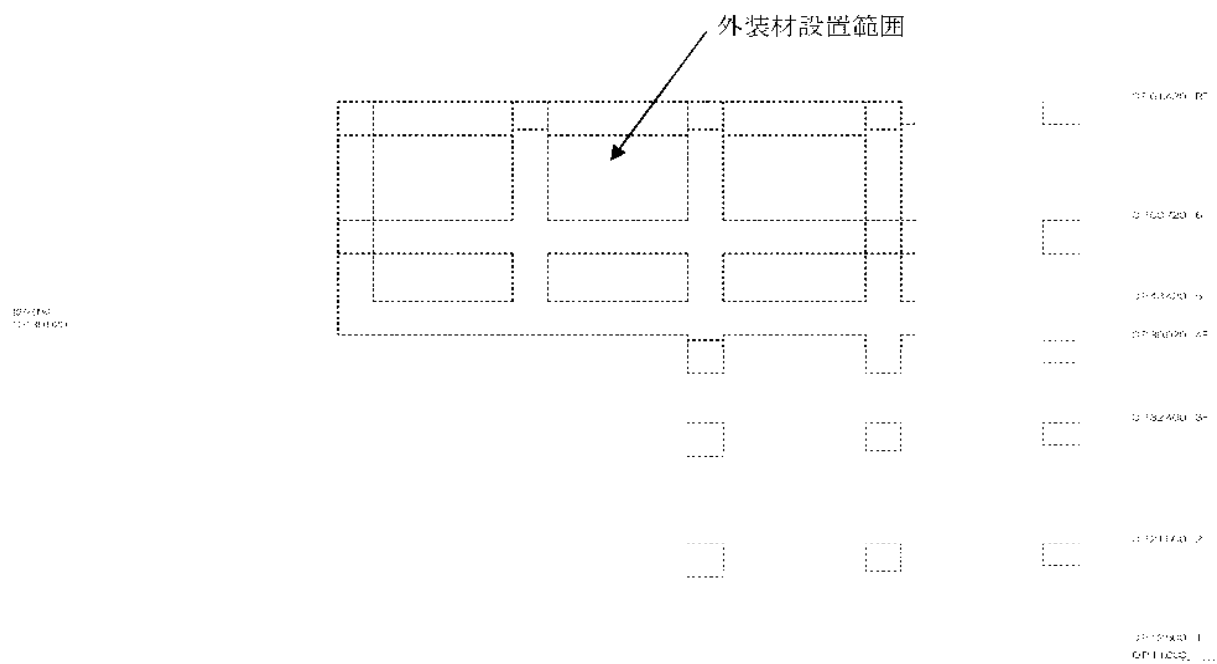


東側立面图

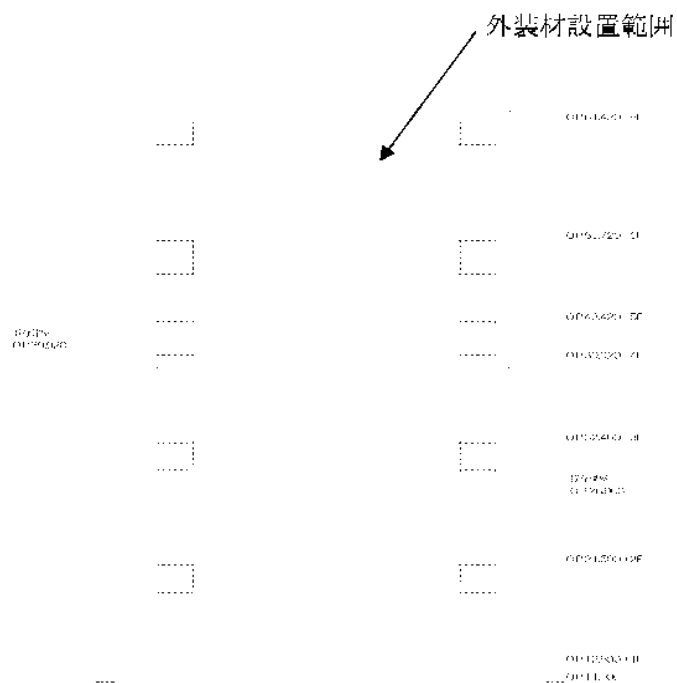


北側立面图

図 7 外装材設置範囲図①

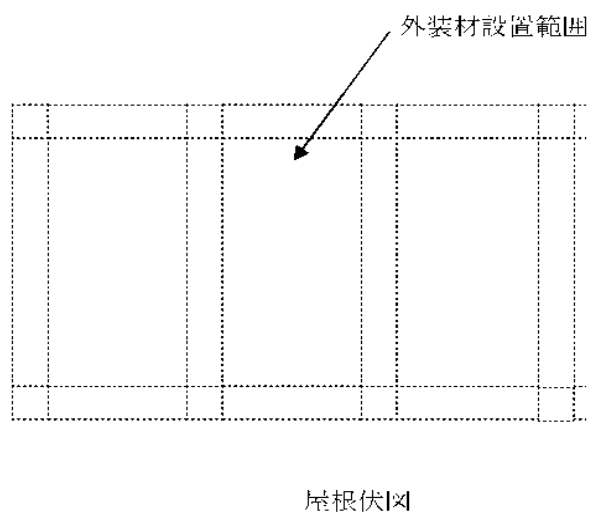


西側立面图



南側立面图

图 8 外装材設置範圍图②



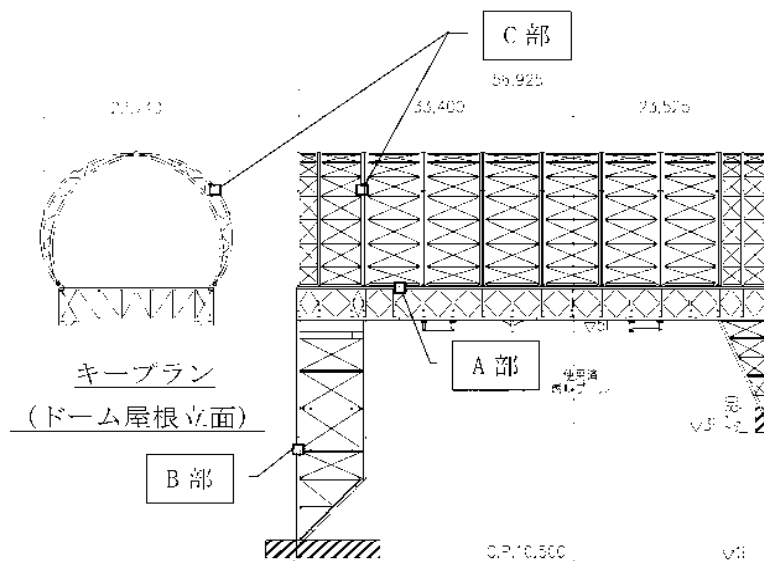
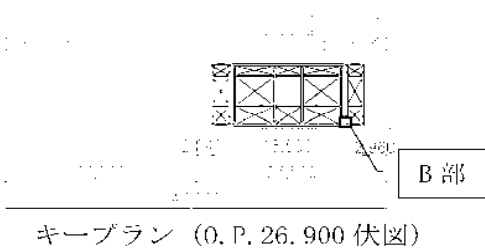
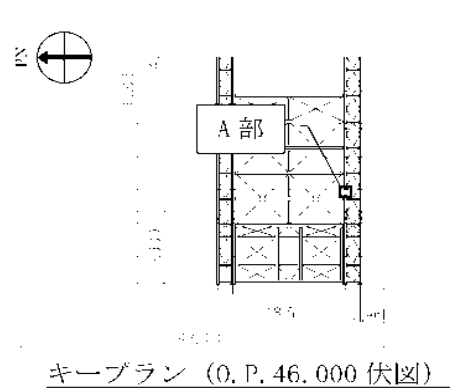
図－9 外装材設置範囲図③

3号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

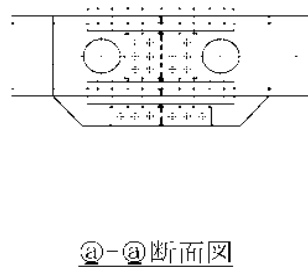
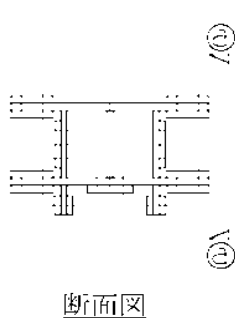
3号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表 1 に示す。

表－ 1 3号機燃料取り出し用カバーの工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3136，JIS G 3101，JIS G 3106，JIS G 3444，JIS G 3474 に適合すること。
		制震装置（オイルダンパ）の減衰係数を確認する。	減衰係数（ $C_1=50\times 10^5\text{ N}\cdot\text{s/m}$ ， $C_2=3.95\times 10^6\text{ N}\cdot\text{s/m}$ ）が $\pm 10\%$ 以内であること。
	据付確認	接合部（図－ 1 参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。
	外観確認	制震装置（オイルダンパ）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。

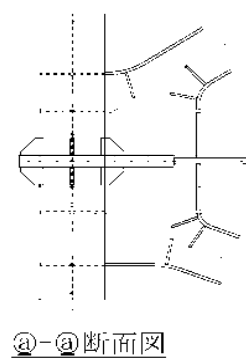
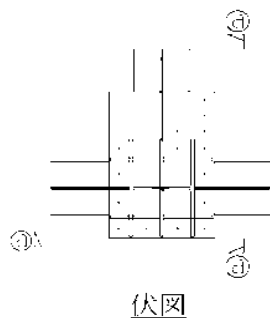


キープラン (東西断面図)



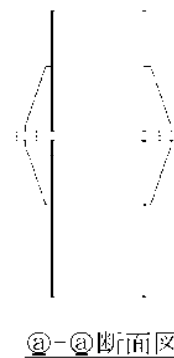
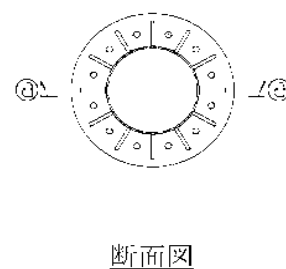
ボルト種類 : SHTB M24
本数 58×2

(a) ガード上弦材 (A 部)



ボルト種類 : SHTB M24
本数 15

(b) 柱材 (B 部)



ボルト種類 : SHTB M22
本数 12

(c) 弦材 (C 部)

図 1 接合部詳細

燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

1. 構造強度

燃料取り出し用カバー換気設備は、その用途から換気空調設備に類似すると考える。当該設備は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が $37\text{mBq}/\text{cm}^3$ 未満であることから適用除外の設備と位置付けられるが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

2. 耐震性

2.1 基本方針

燃料取り出し用カバーの換気設備は、換気空調系であるCクラス相当と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

2.2 主要設備の耐震構造

「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」等を準用し、静的震度（1.20i）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い、Cクラス相当の耐震性を有するものと評価する。

2.3 第4号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

2.3.1 送風機・排風機の耐震性

送風機・排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、送風機・排風機基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた $0.36G$ を採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態Dにおける許容応力を適用し、溶接部の評価温度は 50°C とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-1 参照）。

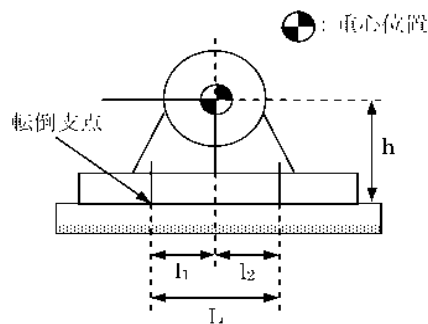


図 2.3-1 送風機・排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎の溶接部
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 送風機・排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向のせん断力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_p) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_p) \cdot l_1}{\frac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向のせん断応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向のせん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_p)$$

$$\text{水平方向のせん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

M_p : 送風機・排風機回転により働くモーメント

※基礎溶接部に M_p は作用しない

l₁ : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

l₂ : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離 (l₁ ≤ l₂)

n_f : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n : 基礎の溶接部の箇所数

A_w : 基礎の溶接部の断面積

C_H : 水平方向設計震度

C_p : 送風機・排風機振動による震度

表 2.3-1 送風機・排風機基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
送風機	基礎の 溶接部	SS400 相当	せん断	13	65
排風機	基礎の 溶接部	SS400 相当	せん断	23	65

2.3.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、¹⁾「JEAG4601 1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態Ⅰにおける許容応力を適用し、溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生

じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-2 参照）。

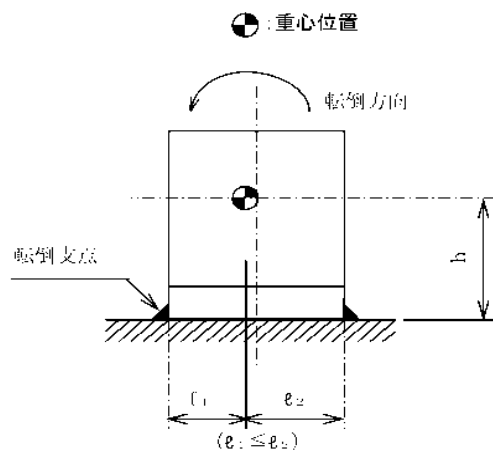


図 2.3-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎の溶接部
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向せん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向せん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向せん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{水平方向せん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

l_1 : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離

l_2 : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離 ($l_1 \leq l_2$)

n_f : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n : 基礎の溶接部の箇所数

A_w : 基礎の溶接部の断面積

C_H : 水平方向設計震度

C_v : 鉛直方向設計震度

表 2.3-2 フィルタユニット基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
給気フィルタユニット (プレフィルタ)	基礎の 溶接部	SS400 相当	せん断	11	65
給気フィルタユニット (高性能粒子フィルタ)	基礎の 溶接部	SS400 相当	せん断	9	65
排気フィルタユニット	基礎の 溶接部	SS400 相当	せん断	11	65

2.3.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.3-3）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、燃料取り出し用カバーのクレーン支持用架構を利用している（添付資料－3－1 図 2.2 参照）。クレーン支持用架構は、添付資料－4－2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」で、基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し崩壊しないことを確認していることから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

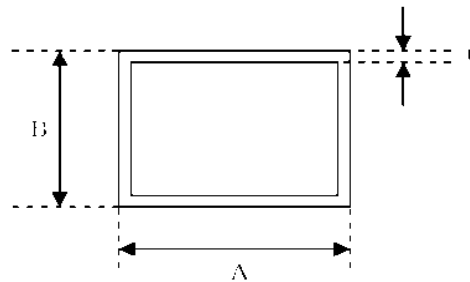


図 2.3-3 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_x \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_x}{M_{x,a}} = \frac{M_y}{M_{y,a}} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{x,a}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{y,a}}}}$$

- L : 基準支持間隔
 M_x : 水平方向座屈曲げモーメント
 $M_{x,a}$: 水平方向許容座屈曲げモーメント
 M_y : 鉛直方向座屈曲げモーメント
 $M_{y,a}$: 鉛直方向許容座屈曲げモーメント
 W : ダクト単位長さ当たり質量
 g : 重力加速度 (=9.80665)
 C_H : 水平方向設計震度

表 2.3-3 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	10998
850×850×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	13703

2.4 第3号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

2.4.1 排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、排風機の基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重・応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表2.4-1、2.4-2 参照）。

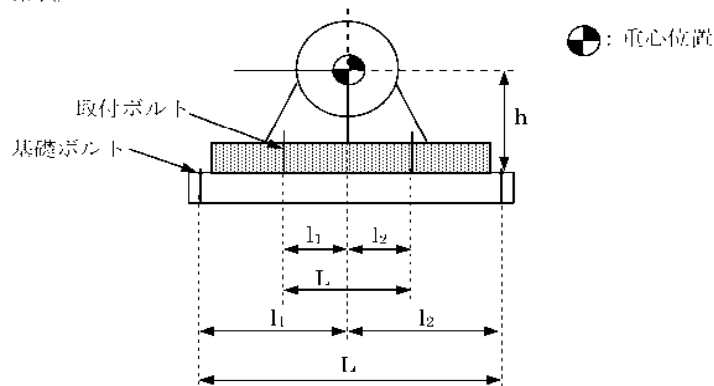


図 2.4-1 排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_{II} = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_{II} = \frac{Q_{II}}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

M_p : 排風機回転により働くモーメント

※基礎ボルト・取付ボルト部に M_p は作用しない

l₁ : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l₂ : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離 (l₁ ≤ l₂)

n_f : 評価上引張を受けるボルト本数

n : 全ボルト本数

A_t : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C_{II} : 水平方向設計震度

C_p : 排風機振動による震度

表 2.4-1 排風機の基礎ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位※	材料	評価 項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎 ボルト	SS400	荷重	2449	作用 しない	3900	4900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-2 排風機を取付ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位	材料	評価 項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	取付 ボルト	SS400	応力	4	作用 しない	159	207

2.4.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、JEA4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針を準用し、2.4.1 項と同様の方法で基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重及び応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した(表2.4-3、2.4-4 参照)。

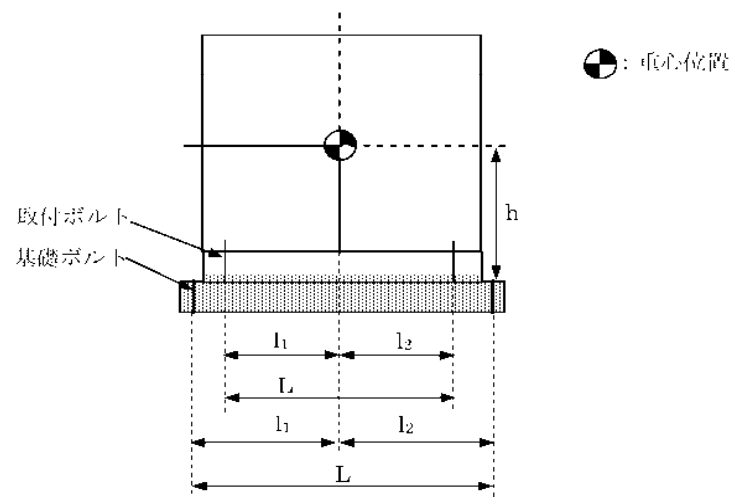


図 2.4 2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

l_1 : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l_2 : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離
($l_1 \leq l_2$)

n_f : 評価上引張を受けるボルト本数

n : 全ボルト本数

A_b : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C_H : 水平方向設計震度

C_v : 鉛直方向設計震度

表 2.4-3 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	2158	作用しない	3900	4900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-4 フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	取付ボルト	SS400	応力	5	3	159	207

2.4.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.4-5, 2.4-6 参照）よ

りも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、使用済燃料プール上に配置しないことから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

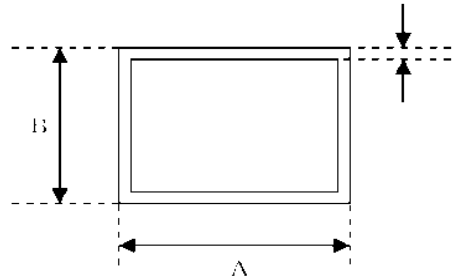


図 2.4-3 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_x \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_x}{M_{x_a}} = \frac{M_y}{M_{y_a}} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{x_a}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{y_a}}}}$$

- L : 基準支持間隔
- M_x : 水平方向座屈曲げモーメント
- M_{x_a} : 水平方向許容座屈曲げモーメント
- M_y : 鉛直方向座屈曲げモーメント
- M_{y_a} : 鉛直方向許容座屈曲げモーメント
- W : ダクト単位長さ当たり質量
- g : 重力加速度 (=9.80665)
- C_H : 水平方向設計震度

表 2.4-5 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×3.2t	ガルバニウム鋼板	37633
900×900×3.2t	ガルバニウム鋼板	40671
650×500×3.2t	ガルバニウム鋼板	43643
1100×1100×2.3t	ガルバニウム鋼板	26033
1300×1300×1.2t	ガルバニウム鋼板	9740
1300×1000×1.2t	ガルバニウム鋼板	10334
1100×1100×1.2t	ガルバニウム鋼板	11589
900×900×1.2t	ガルバニウム鋼板	13882
700×700×1.2t	ガルバニウム鋼板	15364

(2) 丸ダクトの耐震計算

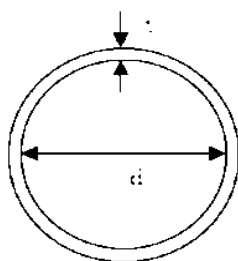


図 2.4-4 丸ダクトの評価モデル

- ・評価部位：丸ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_{11}^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot \frac{L^2}{8}$$

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000} \sqrt{(1 + C_{11}^2)}}}$$

L : 基準支持間隔

M : 座屈曲げモーメント

M_n : 許容座屈曲げモーメント
 W : ダクト単位長さ当たり質量
 g : 重力加速度 (=9.80665)
 C_H : 水平方向設計震度

表 2.4-6 丸ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1200 ϕ \times 3.2t	鋼板	42685
700 ϕ \times 3.2t	鋼板	42674

使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表

第4号機使用済燃料プールからの燃料取り出し 工程表

	平成 24 年度				平成 25 年度			
	4 月	7 月	10 月	1 月	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期
第 4 号機 燃料取り出し 用カバー／燃 料取扱設備設 置	がれき撤去					燃料取り出し (目標) ▽	開始	
	地盤改良工事							
			燃料取り出し用カバー設置工事					
			燃料取り出し用カバー換気設備設置工事					
							〇〇〇	※
					燃料取扱設備設置工事			
							〇〇〇	※
					プール内がれき撤去・燃料調査等			
						〇〇〇	※	

※：燃料取扱設備設置工事/プール内がれき撤去の進捗によって工程に影響を与える可能性有

第3号機使用済燃料プールからの燃料取り出し 工程表

	平成 24 年度		平成 25 年度				平成 26 年度				平成 27 年度	
	10 月	1 月	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期	上半期	下半期
第 3 号機 燃料取り 出し用カ バー/燃料 取扱設備 設置	オペフロがれき撤去		プール内がれき撤去		(大型)						燃料取り出し開始 (目標) ▽	
	■■■ ※1											
	線量低減対策・燃料取り出し用カバー設置工事										■■■ ※2	
	燃料取り出し用カバー換気設備設置工事										■■■ ※2	
							燃料取扱設備設置工事				■■■ ※2	
							プール内がれき撤去・燃料調査等				■■■ ※2	

※1：がれきの状況により終了時期が変動する可能性有

※2：がれき撤去の進捗によっては、燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事工程等に影響を与える可能性有

福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

1. 適用範囲

本書は、第1号機原子炉建屋カバー排気設備停止前までの機能について記載するものである。

なお、原子炉建屋カバー排気設備停止以降については、添付資料-7「福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバー解体について」を参照。

2. 原子炉建屋カバーの位置づけ

福島第一原子力発電所第1号機は、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり、放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵の風雨による飛散が懸念される。一方、放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには、その要求性能を踏まえた建屋構造とし、かつ諸設備を設ける必要があり、短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策（2年程度の供用期間を想定）として、放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置している。

3. 原子炉建屋カバーの設置効果

原子炉建屋カバー（附属設備を含む）を設置することにより以下の効果が期待できる。

- ① 原子炉建屋から大気中へ放出される放射性物質が抑制されること。
- ② 原子炉建屋への雨水等の浸入が防止されること。
- ③ 原子炉建屋からカバー内に放出される放射性物質濃度を把握できること。

4. 原子炉建屋カバーの設計方針

4.1 建物概要

原子炉建屋カバーは放射性物質の飛散抑制のために極力気密性のよい素材を選定するが、応急措置的対策であることから、可能な限り早く設置できる設計・施工方法とする。

平面寸法は約 47m（NS 方向）×約 42m（EW 方向）の長方形で、高さは地上から約 54m である。主体構造は鉄骨造、壁面および屋根面は防水性のある膜材で覆う計画であり、屋根面および壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。また、原子炉建屋カバー下部の膜材端部には、台風時の風の吹き込みや巻き上げを防ぐための重りを取り付ける。

4.2 構造概要

原子炉建屋カバーは原子炉建屋周囲への放射性物質の飛散を抑制する覆いであるが、原子炉施設への影響を考慮し、建築基準法に準じて設計する。

4.2.1 設計荷重について

常時、積雪時、暴風時、地震時における構造強度および構造安全性の評価における外力条件は下記のとおりである。

①積雪荷重；積雪深 30cm，単位荷重 $20\text{N/m}^2/\text{cm}$

②風圧力；基準風速 25m/s

③地震荷重；水平震度 0.2

なお、風圧力の算定には応急措置として供用期間が 2 年程度であることを考慮し、10 年再現期間で低減した風速を採用しているが、当該地点近傍において過去 35 年の間に観測された最大風速 (17m/s) を上回る値となっている。

地震荷重および積雪荷重の設定は建築基準法施行令に準じている。なお、地震荷重の設定に用いる水平震度 0.2 は原子力発電所耐震設計技術指針に定める C クラスの地震力に相当する。また、短期事象において、暴風時、地震時の影響が支配的であることから、積雪荷重の検討は省略している。

4.2.2 架構の強度検討

荷重の組み合わせによる応力解析には 3 次元フレームモデルを使用する。柱、梁、火打材の剛性は、はり要素として集約し、屋根部分および膜材については非構造部材として重量のみ考慮し、剛性は考慮しない。応力解析は、長期の常時荷重、短期の風圧力および地震力について実施し、柱及び梁部材の断面検討の結果、許容値以下の応力度となる。

4.2.3 基礎の検討

原子炉建屋カバーの基礎は地盤面または既設建屋（コントロール建屋、廃棄物処理建屋）の屋根スラブ上面に置かれているため、水平荷重が作用した場合のすべりに対する検討を実施し、柱脚部に作用するせん断力に対し、すべり抵抗は十分に余裕があることを確認した。

また、南面の柱脚部は既設建屋の屋根スラブ上面に架台組した基礎で支持されることから、既設建屋のパンチングシア（押し抜きせん断力）に対する検討を実施し、柱の支持力が十分に確保されていることを確認した。

4.2.4 膜材の検討

屋根面および壁面に使用する膜材の材質は、塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物とする。膜材の強度検討は、風圧力に対して行う。風圧力により膜材に生じる応力度は、許容応力度以下であり、基準風速に対して十分な余裕があることを確認した。

4.3 附属設備

原子炉建屋から放出される放射性物質の大気放出を抑制するため、原子炉建屋カバーとともに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー天井部から内部気体を吸引し、排気ダクトを経由して原子炉建屋カバーの外部に設置したフィルタユニットへ導く。フィルタユニットは、プレフィルタ、加熱コイル、高性能粒子フィルタ、よう素用チャコールフィルタ、排風機等で構成し、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹き上げ用排気ダクトから大気放出する。排気風量約 10,000m³/h のフィルタユニットを 6 系列（うち 2 系列は予備）設置し、合計約 40,000m³/h の排気風量で運転する。

現在、使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており、これが停止した場合の代替手段として、使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は、原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け、配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。

また、原子炉建屋カバー内の温度を測定するための温度計や使用済燃料プールへの注水状況などを確認するためのカメラを設置する。原子炉建屋カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するための装置と原子炉建屋カバー内の水素濃度を測定するための装置を設置する。

4.4 その他

4.4.1 津波への配慮

津波については、原子炉建屋カバー工事完了までに設置予定の防潮堤により対処する。

4.4.2 火災への配慮

オペレーティングフロア上には元来、火災の原因となる火気は無いため、原子炉建屋カバー内で火災が発生する可能性は小さい。仮に火災が生じた場合においても原子炉建屋カバーが延焼し、原子炉建屋へ波及的影響を与えないよう、JIS A 1322-1966「建築用薄物材料の難燃性試験方法」に基づく「防災 2 級」以上の性能を有する塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物を壁パネル・屋根パネルに張って使用する。なお、ガーオペレーティングフロアで火災が発生した場合には、カバー屋根又はシャッターを開放して内部に放水する。

4.4.3 放射性物質の飛散抑制

仮に原子炉建屋カバーの膜が一部破損・崩壊することがあっても放射性物質の飛散範囲が拡大することのないよう、原子炉建屋の外壁および原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）には事前に飛散防止剤を散布する。

4.4.4 水素の影響

原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生するが、排気風量 40,000m³/h に比べて発生量が十分に少ないこと、カバー内気体と混合されることが、排気設備の吸引口を天井部に設けていることからカバー内に水素が滞留する可能性は極めて低い。万一、水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には、カバー屋根又はシャッターを開放し、カバー外へ放出する。

5. 原子炉建屋カバーの設置によるリスク

5.1 設置によるリスク

原子炉建屋カバーを設置することにより下記のリスクが想定される。

- (1) 設計荷重以上の外力（地震力または風圧力）により、原子炉建屋カバーが損傷し、原子炉建屋へ波及的影響を及ぼすこと
- (2) 原子炉建屋カバー内の熱や水蒸気により、原子炉建屋内の環境（温度、湿度）が悪化すること
- (3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により、相互の工程遅延が生じること
- (4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼすこと

これらリスクへの対応策をそれぞれ十分に考慮した上で、原子炉建屋カバーの設置計画を行う。

5.1.1 原子炉建屋カバーの損傷による原子炉建屋への波及的影響について

応急措置としての原子炉建屋カバーは2年程度の供用期間を考慮した上で、設計条件を決定し、建築基準法に準じた構造検討を実施しているが、設計荷重以上の外力が作用した場合の崩壊メカニズムについても検討を行い、原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

漸増载荷解析の結果から、風荷重、地震荷重いずれにおいても、原子炉建屋カバーの架構が崩壊形を形成する前に柱脚がすべり、架構の崩壊には至らない。また、すべり量が増加した場合に備え、原子炉建屋カバーに変形抑制のためのストッパーを O.P.28.9m の位置（原子炉建屋の健全性が確認されている壁面高さ）に設置し、原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。このストッパーにより原子炉建屋カバーの滑動及び架構の倒壊を防ぎ、放射性物質の飛散抑制効果に大きな影響を及ぼさない。この場合、原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが、原子炉建屋重量に比べて原子炉建屋カバー重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%）、振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方、基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で 0.12×10^{-3} であり、評価基準値

(4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。

なお、架構がすべりを生じるまでの滑動抵抗力は、設計風荷重に対し約 1.8 倍、設計地震荷重に対し 3.0 倍の余裕度があり、地震および暴風に対し十分な安全性を有している。

以上より、原子炉建屋カバーに設計荷重以上（地震時、暴風時）の外力が作用した場合に、原子炉建屋が原子炉建屋カバーの荷重を負担することになるが、波及的影響は極めて小さい。

5.1.2 原子炉建屋内の環境への影響について

原子炉からの熱、使用済燃料プールからの熱、外気温及び日射熱を考慮すると、原子炉建屋カバー内の温度は上昇し、原子炉建屋内の温度が最大 10℃程度上昇する場合がある。一方で、原子炉建屋カバーに附属する排気設備では、原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込み、原子炉建屋の外側を外壁に沿って上昇することを想定している。このため、原子炉建屋内においては、スポットクーラー等を設置することで局所的に作業エリアの環境改善を図り、また、状況によっては作業時間を限定するなどの対策をとる。

使用済燃料プール水および原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気により原子炉建屋カバー内が加湿されるが、原子炉建屋内の湿度が著しく高くなることはない。

5.1.3 事故の収束に向けた他工程への干渉について

原子炉建屋カバーの設置工事が原子炉および使用済燃料プールの安定的冷却のための他工程へ干渉が生じることがないように、工程調整・ヤード調整を行い、計画を進める。現在、使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われているため、原子炉建屋カバーと注水作業が干渉することはない。しかし、原子炉建屋の内部配管を経由して行われる注水作業が中断した場合の代替注水手段であるコンクリートポンプ車による注水作業の代わりとして、原子炉建屋カバーに注水ノズルと注水管・ホースを設置するとともに、注水ノズルによる注水状況やオペレーティングフロア上の状況は原子炉建屋カバー内に設置したカメラを通じて、免震重要棟で確認する。

5.1.4 事故の収束に向けた後工程への影響について

使用済燃料の取り出し、放射線の遮へい機能を有するコンテナ設置等の後工程に対しては、原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体することを前提に、柱・梁に鉄骨材、壁・屋根に膜材を使用し、解体撤去が可能な構造を採用する。なお、原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体を実施する場合は、周辺環境への影響を考慮した上で実施する。

6. 運転管理および保守管理

6.1 運転管理

フィルタユニット内の排風機の起動/停止操作は、フィルタユニットの傍に設置した現場制御盤で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、カバー内温度、水素濃度、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合は、警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには、制御盤の情報が送られ、カメラによるカバー内状況とともに確認することができる。また、免震重要棟でも同様に、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

また、放射性物質は、原子炉圧力容器から原子炉格納容器、原子炉建屋内、オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと、使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため、機器ハッチ開口部近傍に 1 箇所及び使用済燃料プール上方部に 1 箇所から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また、カバー内上部空間及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため、オペレーティングフロア面のコーナー部近傍に 3 箇所設置し、各々のサンプリング配管を放射性物質濃度測定器に接続し、原子炉建屋から放出される放射性物質濃度を測定し、1 号機原子炉建屋の周辺環境への影響を評価する。

6.2 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、よう素用チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

7. 別添

- 別添 1 原子炉建屋カバーの設計方針、構内建屋配置図、立面図・アイソメ図
- 別添 2 構造計算書、伏図・軸組図
- 別添 3 供用期間を考慮した風荷重の設定
- 別添 4 設計荷重以上の外力に対する検討
- 別添 5 原子炉建屋カバー附属設備について

1. 原子炉建屋カバーの設計方針

1.1 設計概要

1.1.1 原子炉建屋カバーを設置する位置づけ

福島第一原子力発電所第1号機は、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり、放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵が風雨による飛散が懸念される。一方、放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには、その要求性能を踏まえた建屋構造とし、かつ諸設備を設ける必要があり、短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策として、放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置が必要である。

この原子炉建屋カバーの設置は、平成23年4月17日に示した「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」において「Ⅱ. 抑制（4）大気・土壌での放射性物質の抑制」の課題への対策として位置づけているものである。

1.1.2 原子炉建屋カバーの要求性能

原子炉建屋カバーの設計にあたり、要求する性能は下記のとおりとする。

(1) 遮へい性：考慮しない

(2) 気密性：

以下に示す放射性物質の飛散抑制のため、極力気密性のよい素材を選定する。

① 原子炉から放出される放射性物質

② 使用済燃料プール水からの水蒸気に含まれる放射性物質

③ 放射性物質が付着した瓦礫・粉塵等

(3) 構造安全性：後述

1.1.3 設計条件

原子炉建屋カバーの設計にあたり、留意すべき条件は下記のとおりとする。

(1) 出来るだけ早く設置できる設計・施工工法であること

(2) 原子炉建屋カバーの損傷により原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないこと

(3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により相互の工程に遅延を生じさせないこと

(4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼさないこと

1.2 建物概要

1.2.1 構造概要

1.2.1.1 構造種別：

主体構造は鉄骨造であり，壁面および屋根面は膜材で覆う。

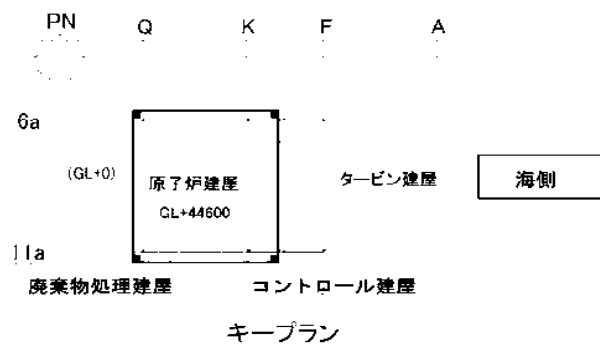
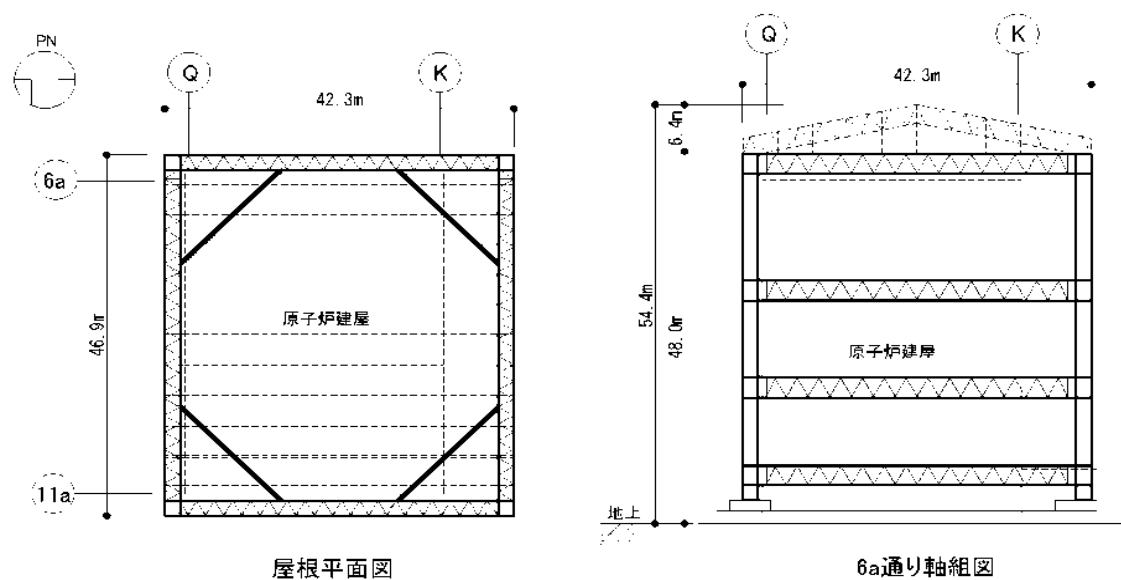


図 1-1 1号機原子炉建屋カバー概要図

1.2.2 構造安全性

1.2.2.1 設計基準

- ・関係諸法規等

建築基準法・施行令および関連告示等

- ・規程規格類

日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」1993年版

日本建築学会「鋼構造設計規程」2005年版

1.2.2.2 使用材料と材料強度

- ・鋼材

表 1-1 鋼材の材料強度

種類	基準強度 F (N/mm ²)
SS400, SN400, STK400, STKR400	235
SN490, SM490	325

- ・膜材：塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物

引張強さ 400 N/cm 以上

1.2.2.3 外力

表 1-2 外力の設定条件

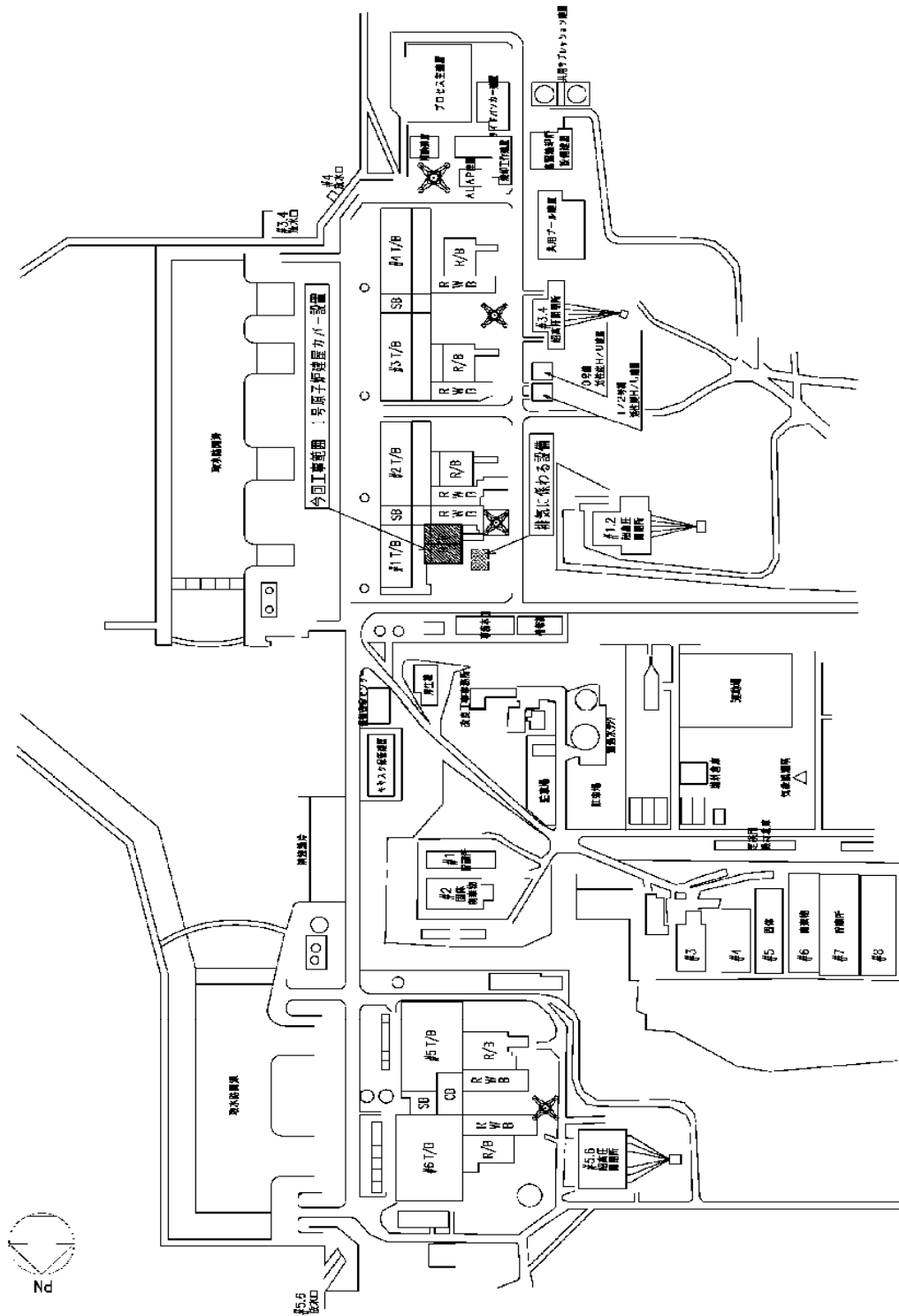
種類	条件	備考
積雪荷重	積雪深 30cm 単位荷重 20N/m ² /cm	建築基準法施行令・福島県施行細則に準拠
風圧力	基準風速 25m/sec	建築基準法施行令の基準風速（30m/sec：50年再現期間）に対し、使用期間を考慮し日本建築学会「建築物荷重指針」（1993年版）に示される評価式に基づき10年再現期間で低減した値とする。なお、サイト近傍（広野町、浪江町）での過去35年の最大風速は17m/sec程度である。
地震荷重	水平震度 0.2	建築基準法施行令に準拠

1.2.2.4 荷重の組合せ

表 1-3 荷重組み合わせ一覧（基準法施行令による）

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P		長期
積雪時	G+P+S		短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

G：固定荷重，P：積載荷重，S：積雪荷重，W：風圧力，K：地震荷重



構内建屋配置図

構造計算書

1 構造計画

原子炉建屋カバーは、福島第一原子力発電所 1 号機原子炉建屋において、原子炉建屋を覆う構造物である。

原子炉建屋カバーの寸法は、図 2-1 に示すように、平面寸法は約 47m（NS 方向）×約 42m（EW 方向）の長方形で、高さは地上から約 54m である。主体構造は鉄骨造であり、壁面及び屋根面は膜材で覆う計画である。

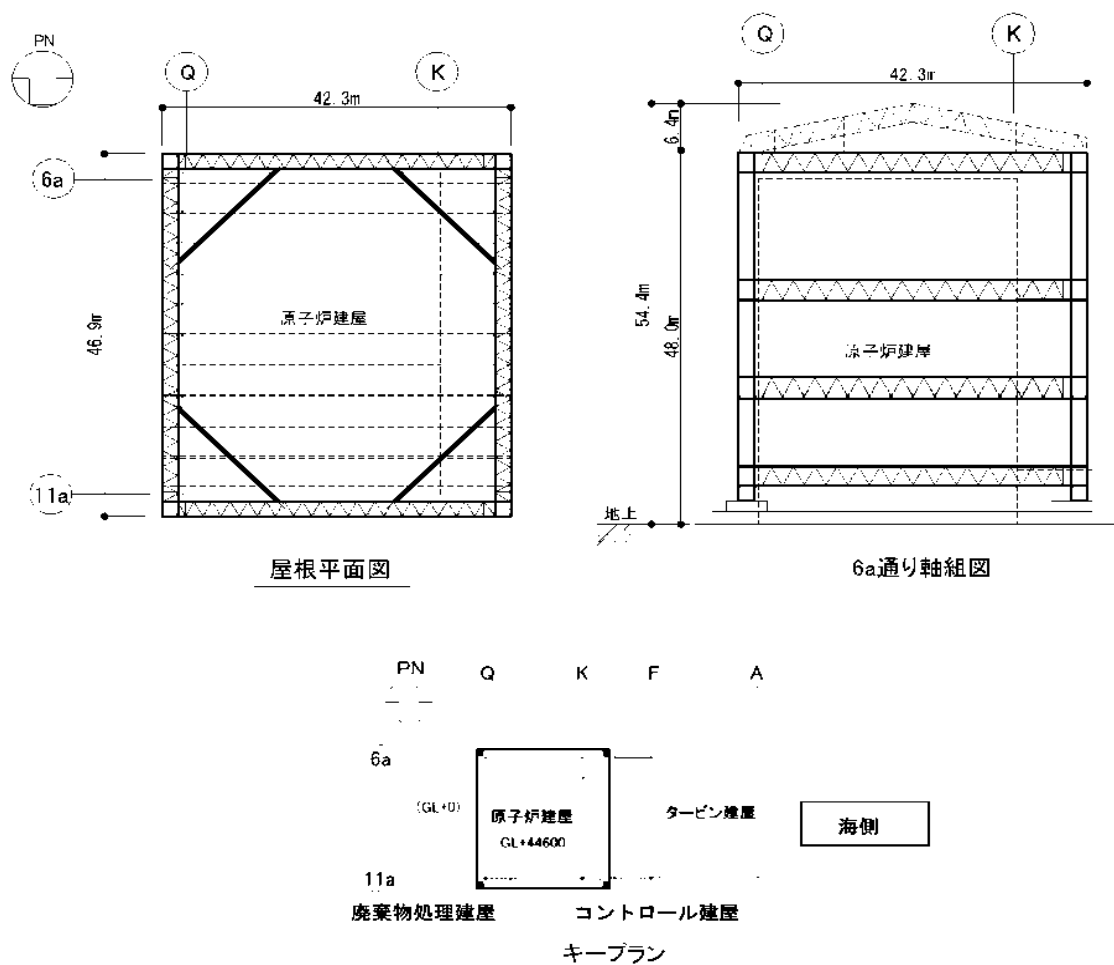


図 2-1 1 号機 原子炉建屋カバー概要図

主要構造部材である柱、梁及び補助材である火打材は、弦材と斜材による組立材で構成する。構造検討に用いる応力は、3次元フレームモデルを用いて算定する。図2-2に解析モデル及び部材形状の概要を示す。

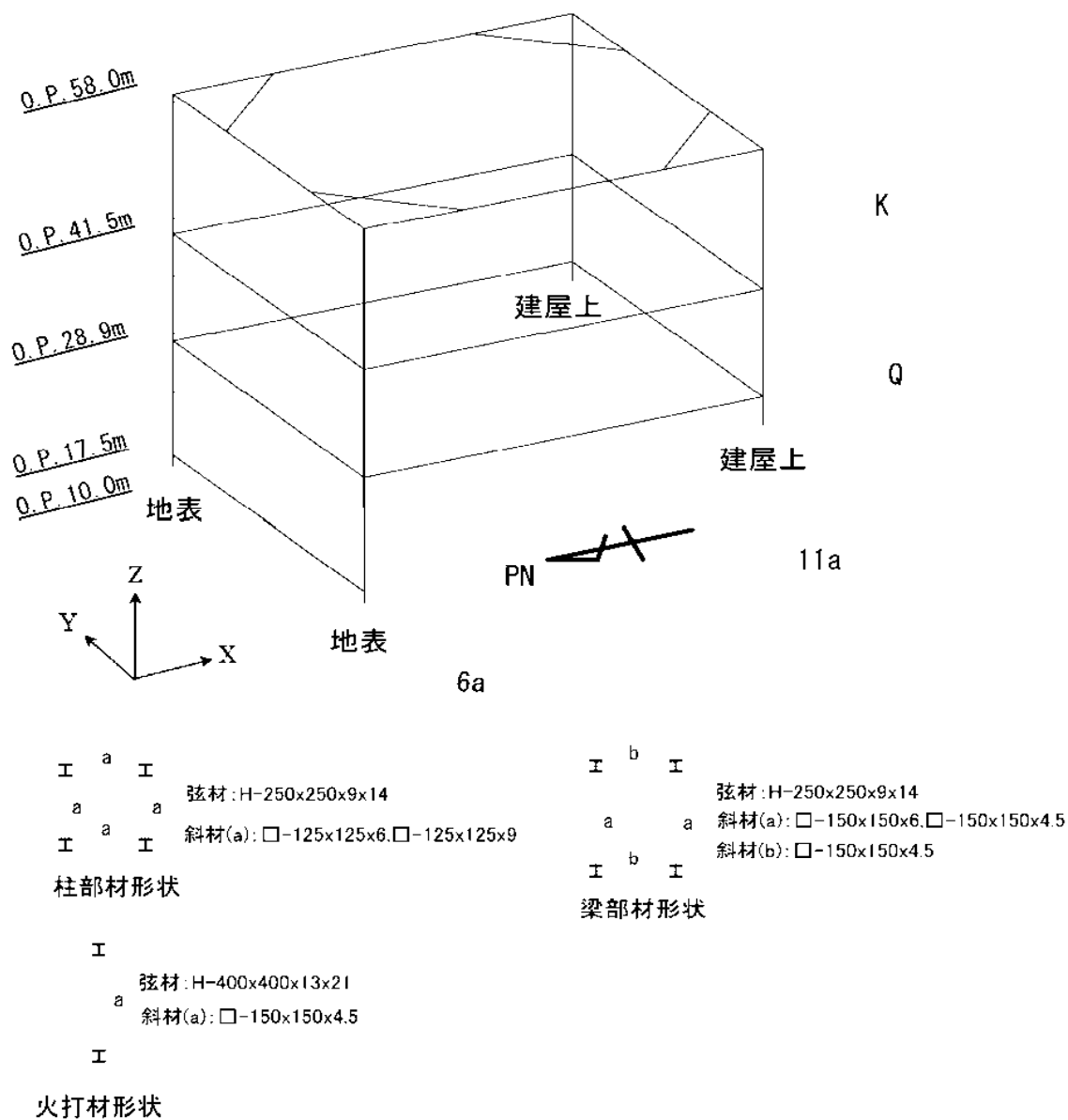


図2-2 解析モデル及び部材形状の概要

2 全体架構の設計

2.1 使用材料及び材料の許容応力度

鋼材は SS400, SN400, STK400, STKR400, SN490, SM490 のいずれかを使用する。

鋼材の材料定数及び許容応力度を表 2-1～表 2-2 に示す。

表 2-1 材料の定数

材 料	ヤング係数 E (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 (kN/m ³)
鉄 骨	2.05×10 ⁵	0.3	77 *1

注) *1: 鉄骨の単位体積重量は質量密度 7.85t/m³に換算係数 9.80665 を乗じた。

表 2-2 鋼材の基準強度及び許容応力度 (単位: N/mm²)

	材料	板厚	基準強度 F	許容応力度
構造用 鋼材	SS400,SN400 STK400,STKR400	t ≤ 40mm	235	日本建築学会「鋼構造設計規準」に従って左記 F の値により求める。
		t > 40mm	215	
	SN490,SM490	t ≤ 40mm	325	
		t > 40mm	295	

2.2 荷重及び荷重の組合せ

(1) 荷重

設計に当たっては、以下の荷重を考慮する。

a. 鉛直荷重

構造物に対して鉛直方向に作用する荷重で、以下の値とする。

鉄骨	77 kN/m ³
膜材自重	0.01 kN/m ²

上記より、部材に作用する単位荷重を以下のとおり設定する。

柱	25.0 kN/m
梁	6.0 kN/m
屋根	1.00 kN/m ²
火打材	17.0 kN/箇所
壁膜（パネル部）	0.45 kN/m ²
壁膜（カーテン部）	0.4 kN/m

応力解析モデルに考慮する鉛直荷重の概要を図 2-3 に示す。

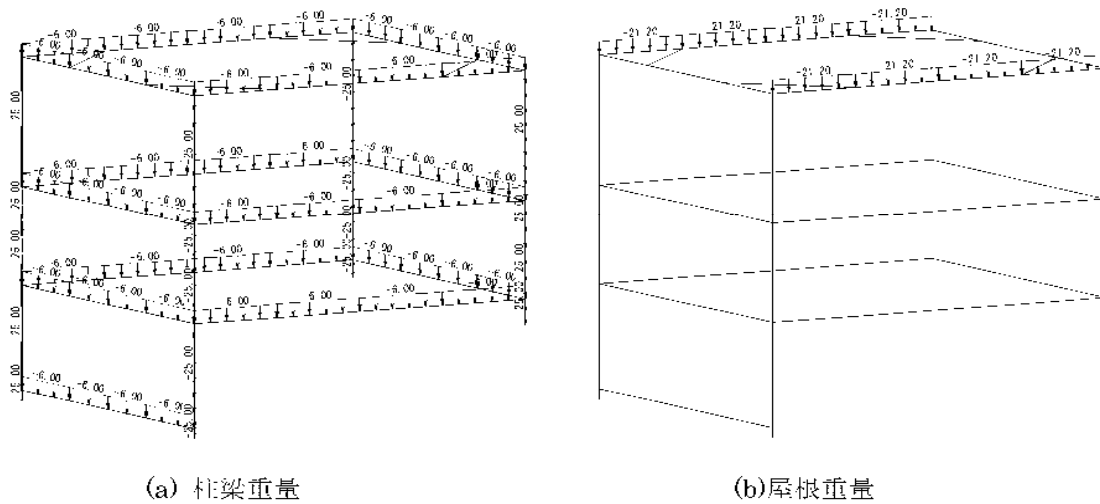


図 2-3 鉛直荷重の概要

b. 積雪荷重

建築基準法施行令及び福島県施行細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量 30 cm

単位荷重 20 N/m²/cm

$W_{SNL} = 30 \times 20 \times 10^{-3} = 0.60 \text{ kN/m}^2$

c. 風圧力

基準風速は建築基準法施行令第 87 条及び日本建築学会「建築物荷重指針」(1993 年版)に示される評価式に基づく条件とする。

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に準拠して算定する。速度圧の算定結果を表 2-3 に、また、西風による風圧力の概要を図 2-4 に示す。

表 2-3 速度圧の算定

標高 O.P. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の 高さ方向の 分布を表す 係数 E_r	ガスト影響 係数 G_f	建築物の高 さと地表面 粗度に応じ た係数 E	基準風速 V_0 (m/s)	速度圧 q (N/m ²)
58.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1280

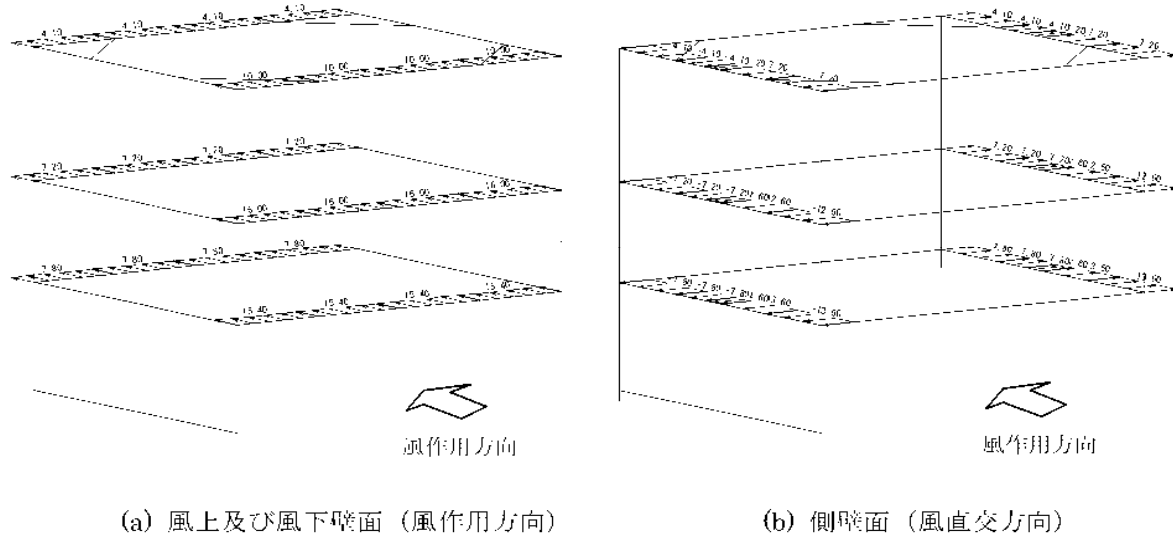


図 2-4 風圧力の概要（西風）

d. 地震力

地震力は地表面（O.P.+10.0m）を基準として、下式により算定する。

$$Q_i = C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

Q_i : 地震力 (kN)

C_i : 地震層せん断力係数

W_i : 当該層以上の重量 (kN)

Z : 地震地域係数 ($Z=1.0$)

R_t : 振動特性係数 ($R_t=1.0$)

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

C_0 : 標準せん断力係数 ($C_0=0.2$)

地震力は、構造物を 1 層構造とみなし、建屋重量による慣性力が建屋頂部に作用するものとして算定する。

地震力の算定結果を表 2-4 に示す。

表 2-4 地震力の算定結果

標高 O.P. (m)	重量 W_i (kN)	ΣW_i (kN)	A_i	C_i	地震力 Q (kN)
58.0	8336	8336	1.0	0.2	1668

(2) 荷重の組合せ

建築基準法施行令により、以下の荷重の組合せを考慮する。

表 2-5 荷重の組合せ

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P		長期
積雪時	G+P+S	—	短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

ここで、

G : 固定荷重

P : 積載荷重

S : 積雪荷重

W : 風圧力

K : 地震力

なお、短期事象においては、暴風時及び地震時の影響が支配的であることから、積雪時の検討は省略する。

2.3 全体架構の強度検討

(1) 解析モデル

解析モデルは、図 2-5 に示すとおり、柱、梁、火打材の剛性をはり要素として集約して評価した 3 次元フレームモデルとする。屋根部分については、重量は考慮するが、屋根自体の剛性は考慮しない。また、膜材についても同様に、重量は考慮するが、膜材自体の剛性は考慮しない。

解析モデルにおける柱、梁の部材端条件は剛接を基本とする。なお、柱脚部はピン支持とする。

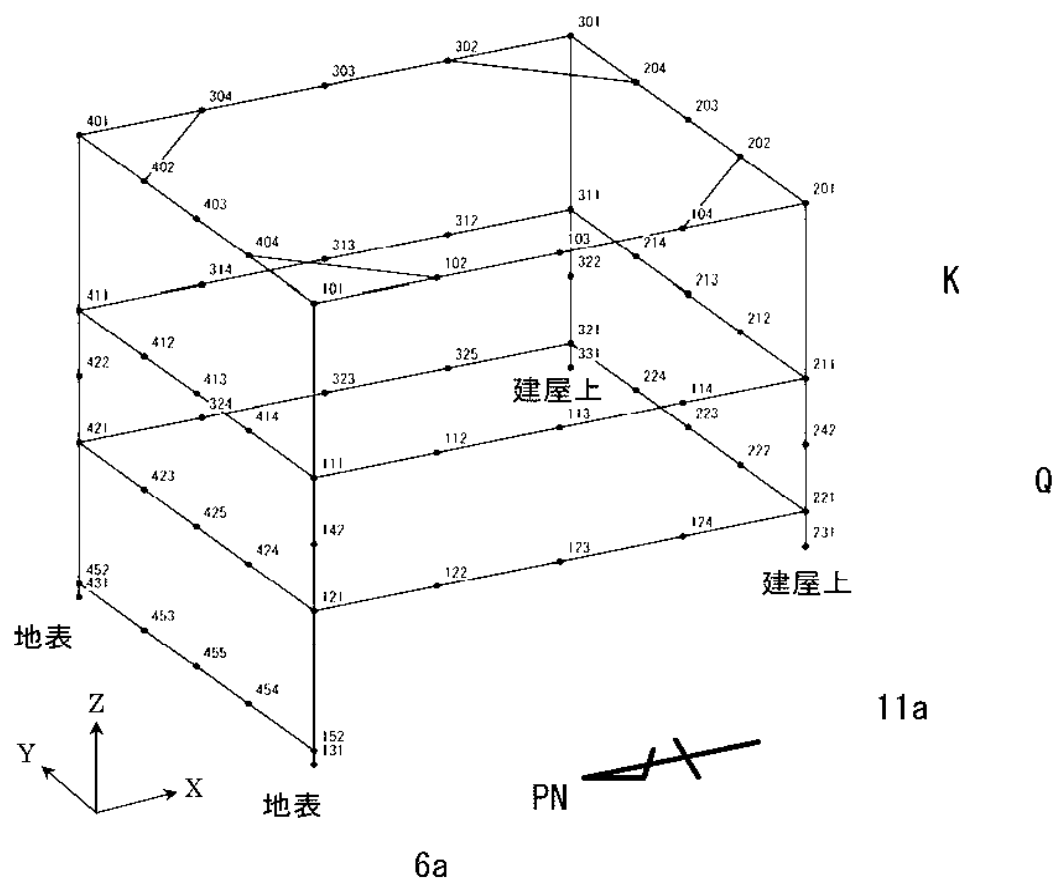


図 2-5 解析モデル

(2) 応力解析

応力解析は以下の9ケースについて実施する。

表 2-6 応力解析ケース

ケース No.	荷重	許容応力度
1	常時荷重（固定＋積載）	長期
2	風圧力（東→西）	短期
3	風圧力（西→東）	短期
4	風圧力（南→北）	短期
5	風圧力（北→南）	短期
6	地震力（東→西）	短期
7	地震力（西→東）	短期
8	地震力（南→北）	短期
9	地震力（北→南）	短期

注)：架構が非対称となるため、風圧力及び地震力は4方向からの荷重を考慮する。

(3) 部材の断面検討

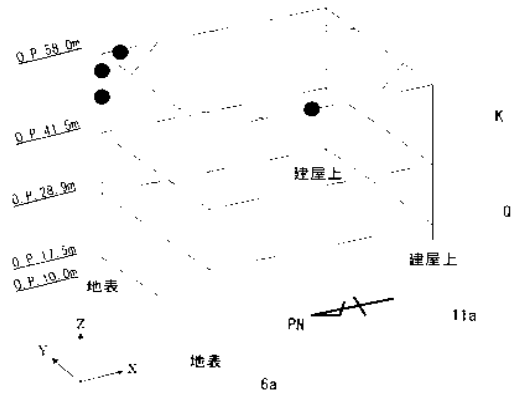
応力解析で得られた各荷重を組み合わせ、柱及び梁部材の断面検討を行う。表 2-7 に常時（固定＋積載）、表 2-8 に暴風時（固定＋積載＋風圧力）、表 2-9 に地震時（固定＋積載＋地震力）における断面検討結果を示す。各表には、軸力及び曲げモーメントとせん断力に対する断面検討結果から各々の応力度比が最も厳しくなる部位の結果を示している。

全ての荷重組合せ状態について、柱及び梁部材の応力度は許容値以下となることを確認した。

表 2-7 柱及び梁部材の断面検討結果 (常時)

部材		使用部材		応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
		弦材	斜材				
柱 (北東)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力 31.3	201	0.64	OK
	曲げ 102.8			216			
	O.P.41.5m			せん断 27.3	142	0.20	OK
					70.5	142	0.50

部材		使用部材		応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	判定
		弦材	斜材				
梁 (西面)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力 9.0	186	0.60	OK
				曲げ 119.0	216		
				せん断 119.7	137	0.88	OK
梁 (東面)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力 9.2	186	0.60	OK
				曲げ 118.8	216		
				せん断 119.8	137	0.88	OK



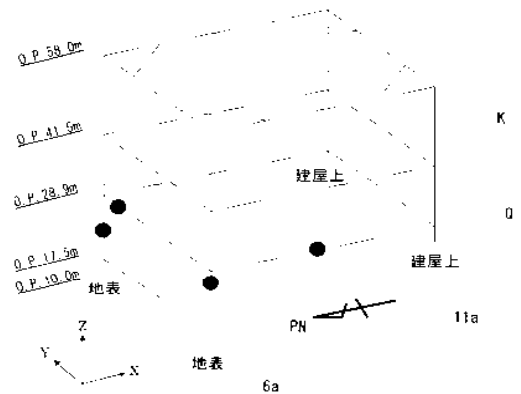
●は最大応力発生位置を示す

図 2-6

表 2-8 柱及び梁部材の断面検討結果（暴風時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	決定 ケース	判定		
		弦材	斜材							
柱 (北西)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	88.8	301	0.69	東→西	OK	
	曲げ			127.8	325					
	}			O.P.15.6m	せん断	105.0	213	0.50	東→西	OK
						20.0	213			
柱 (北東)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	77.4	301	0.57	西→東	OK	
	曲げ			99.0	325					
	}			O.P.15.6m	せん断	106.0	213	0.50	西→東	OK
						5.9	213			

部材		使用部材		応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	決定 ケース	判定	
		弦材	斜材						
梁 (西面)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	11.3	279	0.68	西→東	OK
				曲げ	205.2	325			
				せん断	109.4	206	0.54	西→東	OK
梁 (北面)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	7.9	279	0.53	北→南	OK
				曲げ	162.5	325			
				せん断	116.9	207	0.57	西→東	OK



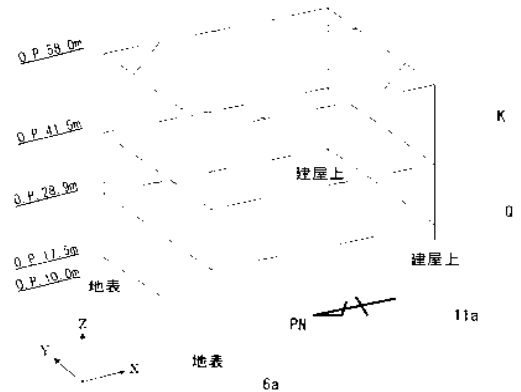
●は最大応力発生位置を示す

図 2-7

表 2-9 柱及び梁部材の断面検討結果（地震時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	決定 ケース	判定	
		弦材	斜材						
柱 (南西)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	37.1	301	0.69	東→西	OK
	}			曲げ	184.2	325			
	O.P.41.5m			せん断	120.7	214	0.57	東→西	OK
					154.8	214	0.73	北→南	OK
柱 (北東)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	36.1	301	0.67	南→北	OK
	}			曲げ	177.2	325			
	O.P.41.5m			せん断	109.2	214	0.52	西→東	OK
					158.6	214	0.75	南→北	OK

部材		使用部材		応力度 (N/mm ²)	許容応力度 (N/mm ²)	応力度比	決定 ケース	判定	
		弦材	斜材						
梁 (東面)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	16.8	279	0.63	南→北	OK
				曲げ	183.7	325			
				せん断	168.6	206	0.82	南→北	OK



●は最大応力発生位置を示す

図 2-8

2.4 基礎の検討

(1) すべりに対する検討

原子炉建屋カバーは、基礎となる柱脚部分が地盤面または既設建屋の屋根スラブ上面に設置されているため、水平荷重が作用した場合のすべりの検討を行う。

表 2-10 にすべりに対する検討結果を示す。

水平荷重時（暴風時及び地震時）の柱脚部のせん断力はすべり抵抗以下となる。

表 2-10 すべりに対する検討結果

(単位：kN)

部位	せん断力			すべり抵抗	判定
	暴風時		地震時		
	東・西	南・北			
柱脚	2720	2445	1668	5024	OK

注)：すべり抵抗は、「鋼構造設計規準 17 章 柱脚」に基づき、摩擦係数 0.4 を用いて算定した。

(2) 柱支持力に対する検討

原子力建屋カバーの柱のうち南面の柱は、図 2-9 に示すとおり既設建屋の屋根スラブ上面に設置する架台で支持されるため、常時及び水平荷重時（暴風時及び地震時）について柱支持力に対する検討を行う。

表 2-11 に柱支持力に対する検討結果を示す。

各々の柱に作用する軸力は既設建屋のパンチングシアに対する許容せん断力以下であり、柱の支持力は十分に確保されている。

表 2-11 柱支持力に対する検討結果

(単位：kN)

部位	作用荷重			パンチングシアに 対する許容せん断力		判定
	長期	短期				
	常時	暴風時	地震時	長期	短期	
南東柱	1442	1549	1808	4719	7046	OK
南西柱	973	1118	1211	3513	5245	OK

注)：パンチングシアに対する許容せん断力は、「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 20 条 基礎」に基づき算定した。

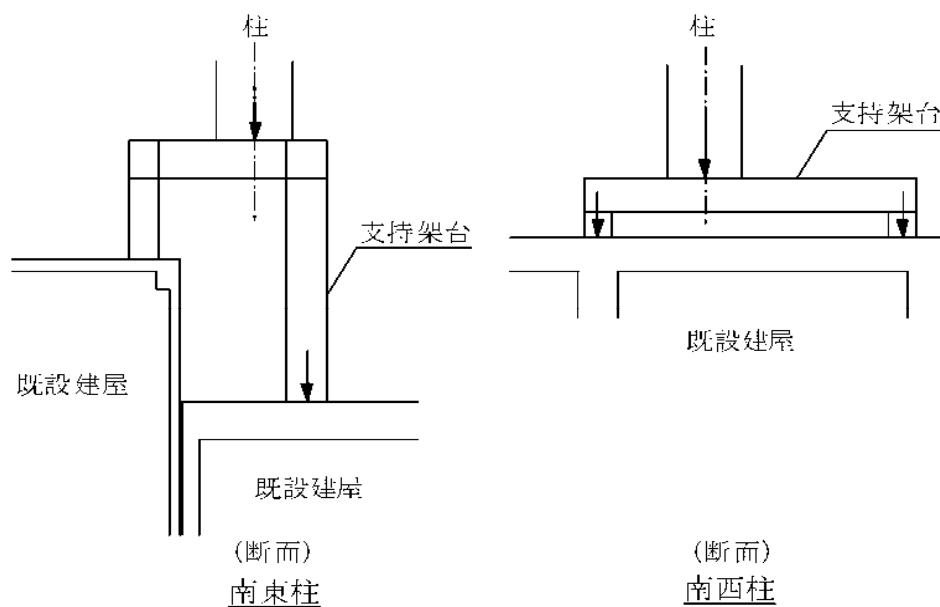


図 2-9 支持架台

3 膜材の設計

3.1 使用材料及び材料の許容応力度

膜材としては塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物を用いる。
膜材の許容応力度を表 2-12 に示す。

表 2-12(a) 膜材の許容応力度（壁パネル）

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 Lft(N/mm ²)	短期 sft(N/mm ²)
0.52	タテ系方向	457	14.64	29.29
	ヨコ系方向	408	13.07	26.15

注記 *1： 基準強度は JIS L 1096「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ（建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの）

*2： $ft = Fm/t/v$ ：v は安全率（平成 14 年国土交通省告示第 667 号「テント倉庫建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第 3 項第一号に従い、長期は 6、短期は 3 とする）

表 2-12(b) 膜材の許容応力度（屋根）

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 Lft(N/mm ²)	短期 sft(N/mm ²)
0.63	タテ系方向	654	12.97	25.95
	ヨコ系方向	654	12.97	25.95

注記 *1： 基準強度は JIS L 1096「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ（建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの）

*2： $ft = Fm/t/v$ ：v は安全率（平成 14 年国土交通省告示第 666 号「膜構造の建築物又は建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第一号に従い、長期は 8、短期は 4 とする）

3.2 設計用荷重

膜材の強度検討は、風圧力に対して行う。

(1) 風圧力

全体架構の設計と同様に、設計における基準風速は 25 m/sec とする。

風圧力の算定結果を表 2-13 に示す。

表 2-13 速度圧及び風力係数の算定

(a)速度圧(q)の算定

標高 O.P. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の 高さ方向の 分布を表す 係数 E _r	ガスト影響 係数 G _r	建築物の高 さと地表面 粗度に応じ た係数 E	基準風速 V ₀ (m/s)	速度圧 q (N/m ²)
58.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230

(b)風力係数(C_p)の算定

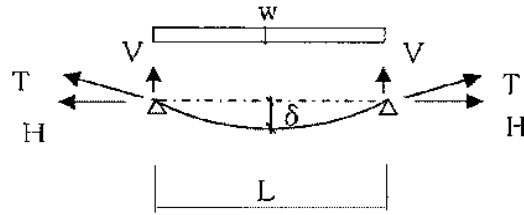
標高 O.P. (m)	地上高さ Z(m)	k _z	壁面：正圧時			壁面：負圧時		
			外圧係数	内圧係数	風力係数	外圧係数	内圧係数	風力係数
			C _{pe}	C _{pi}	C _f	C _{pe}	C _{pi}	C _f
58.0	38.5	0.912	0.73	-0.20	0.93	-0.70	0	-0.70

設計用風圧力は、以下のとおりとなる。

壁パネル膜材： (正圧時) $w=0.93 \times 1230=1144$ → 1150N/m²
 (負圧時) $w=0.70 \times 1230=861$ → 870N/m²
 屋根膜材： (負圧時) $w=1.0 \times 1230=1230$ → 1230N/m²

3.3 膜材の強度検討

風圧力 w により膜材に生じる応力度 T' は以下の式により算定する。



$$V = w \cdot L / 2 \quad (\text{N/m})$$

$$H = \sqrt[3]{(w^2 \cdot L^2 \cdot Et) / 24} + T_0 \quad (\text{N/m}) \quad (T_0 = 1000 \text{ N/m})$$

$$T = \sqrt{V^2 + H^2} \quad (\text{N/m})$$

$$T' = T / t / 1000 \quad (\text{N/mm}^2)$$

ここで、

L : 支持スパン (m)

Et : 引張剛性 (壁パネル膜材: タテ系方向 230000N/m, ヨコ系方向 160000N/m)

(屋根膜材: タテ系方向 418400N/m, ヨコ系方向 367600N/m)

T_0 : 初期張力 (=1000 N/m)

t : 膜厚さ (mm)

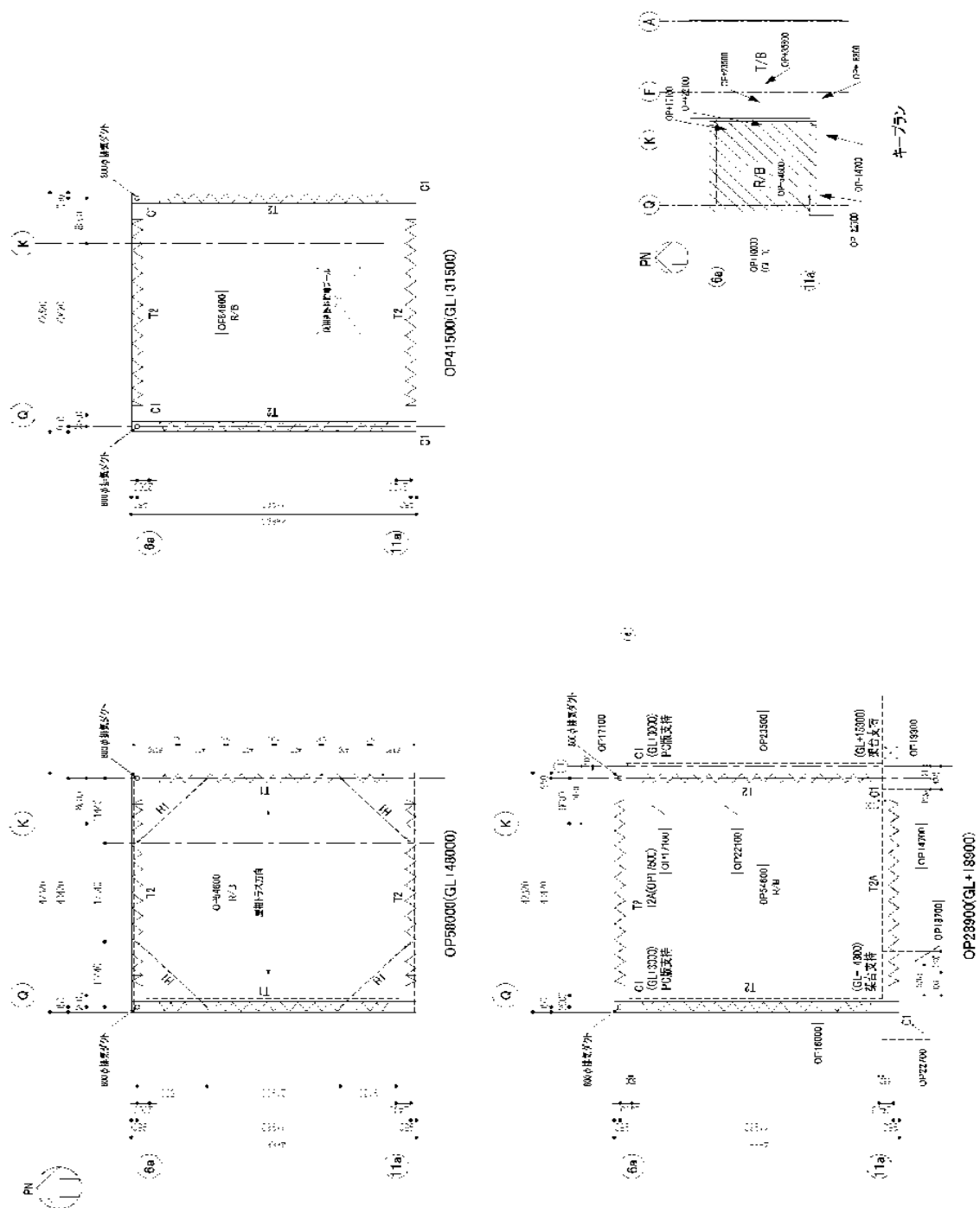
壁パネル膜材及び屋根膜材の強度検討結果を表 2-14 に示す。

風圧力により膜材に生じる応力度は、表 2-12 に示す許容応力度以下であり、基準風速に対して約 2 倍の余裕度がある。

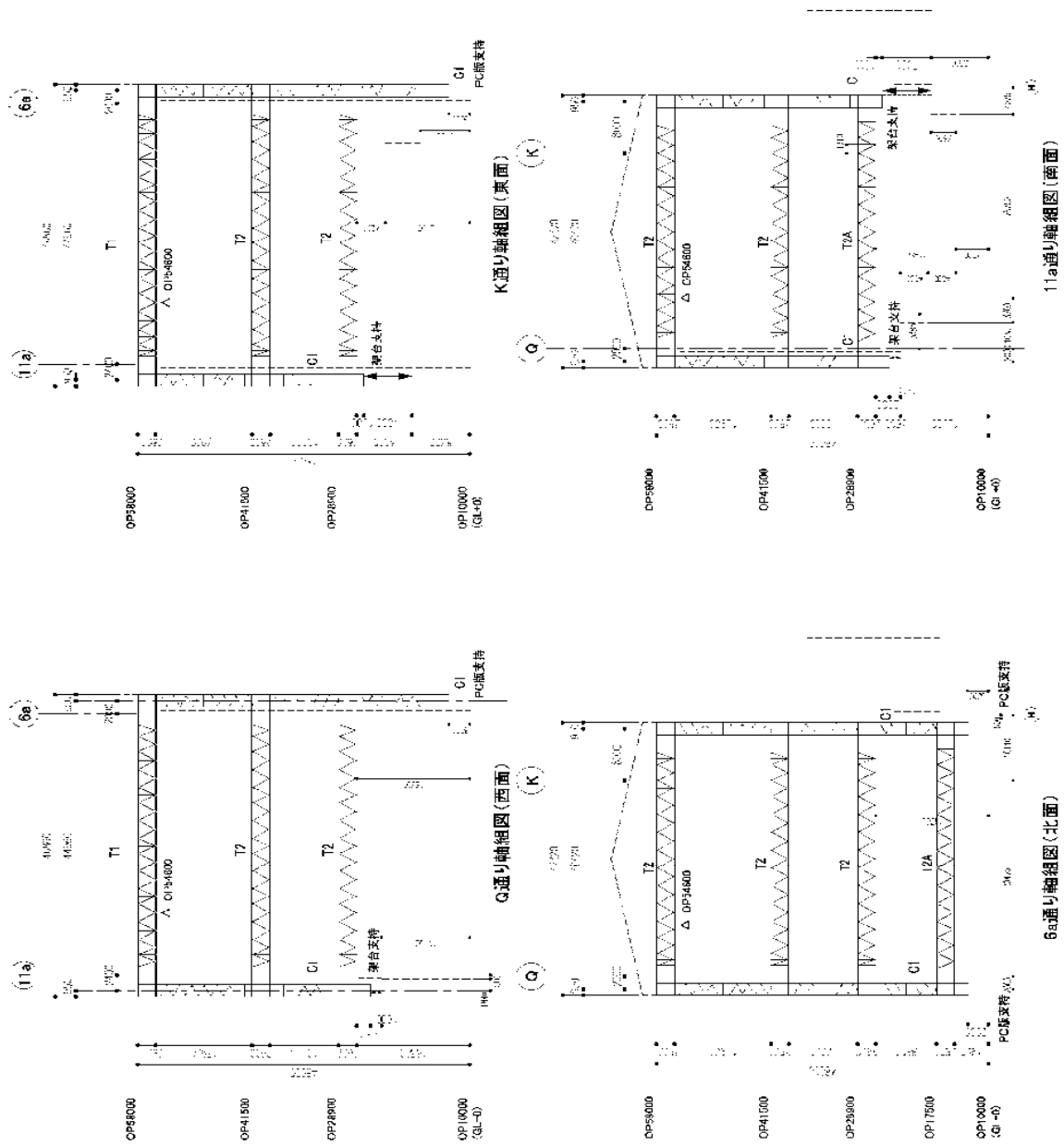
表 2-14 膜材の強度検討結果

	(壁パネル膜材)		(屋根膜材)		
	(正圧時)	(負圧時)	(屋根面)	(側面)	(基面)
	(Cf=0.93)	(Cf=-0.7)	(Cf=-1.0)	(Cf=1.0)	(Cf=1.0)
風圧力 w (N/m ²)	短期	短期	短期	短期	短期
風圧力 w (N/m ²)	1150	870	1230	1230	1230
糸方向	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ
支持スパン L (m)	2.31	2.31	1.85	1.85	2.53
応力度 T' (N/mm ²)	9.23	7.93	8.60	8.60	10.29
許容応力度 ft (N/mm ²)	26.15	26.15	25.95	25.95	25.95
応力度比 T'/ft	0.35	0.30	0.33	0.33	0.40
判定	OK	OK	OK	OK	OK

参考文献：国土交通省国土技術政策総合研究所 他監修「膜構造の建築物・膜材料等の技術基準及び同解説」,
平成 15 年 8 月



1号機原子炉建屋カバー 伏図
 II-2-11-添6-30



1号機原了炉建屋カバー 軸組図

供用期間を考慮した風荷重の設定
風荷重の設定方針について

1 原子炉建屋カバーの供用期間を考慮した風荷重の算定について

原子炉建屋カバーは恒久的対策実施までの短期的対策として、約 2 年間の使用を考えているが、建築基準法で定められる基準風速は建築物の供用期間を考慮し、再現期間を概ね 50 年として設定されている。しかし、原子炉建屋カバーについては供用期間が短期であることを考慮し、日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」に基づき、10 年再現期間で低減した風速による風荷重を採用することとする。

2 日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」の適用について

日本建築学会「建築物荷重指針」は統計的データや確率・統計的分析により得られた知見をもとに、1993 年に荷重全般について改定され、その後、2004 年に見直しが行われている。

「建築物荷重指針（2004 年版）」では建築物の長期使用を見込み、設計風速の算定に用いる再現期間換算係数は、再現期間 500 年の年最大風速 U_{500} に基づいた近似式となっている。そのため、再現期間が 100 年から 500 年の範囲から外れるに従って、推定誤差は大きくなる（※1）。

一方、「建築物荷重指針（1993 年版）」は、100 年再現期間の風速に対する再現期待値として定義しており、短期使用の構造物への適用には誤差が少ない算定式と考えられる（※2）。

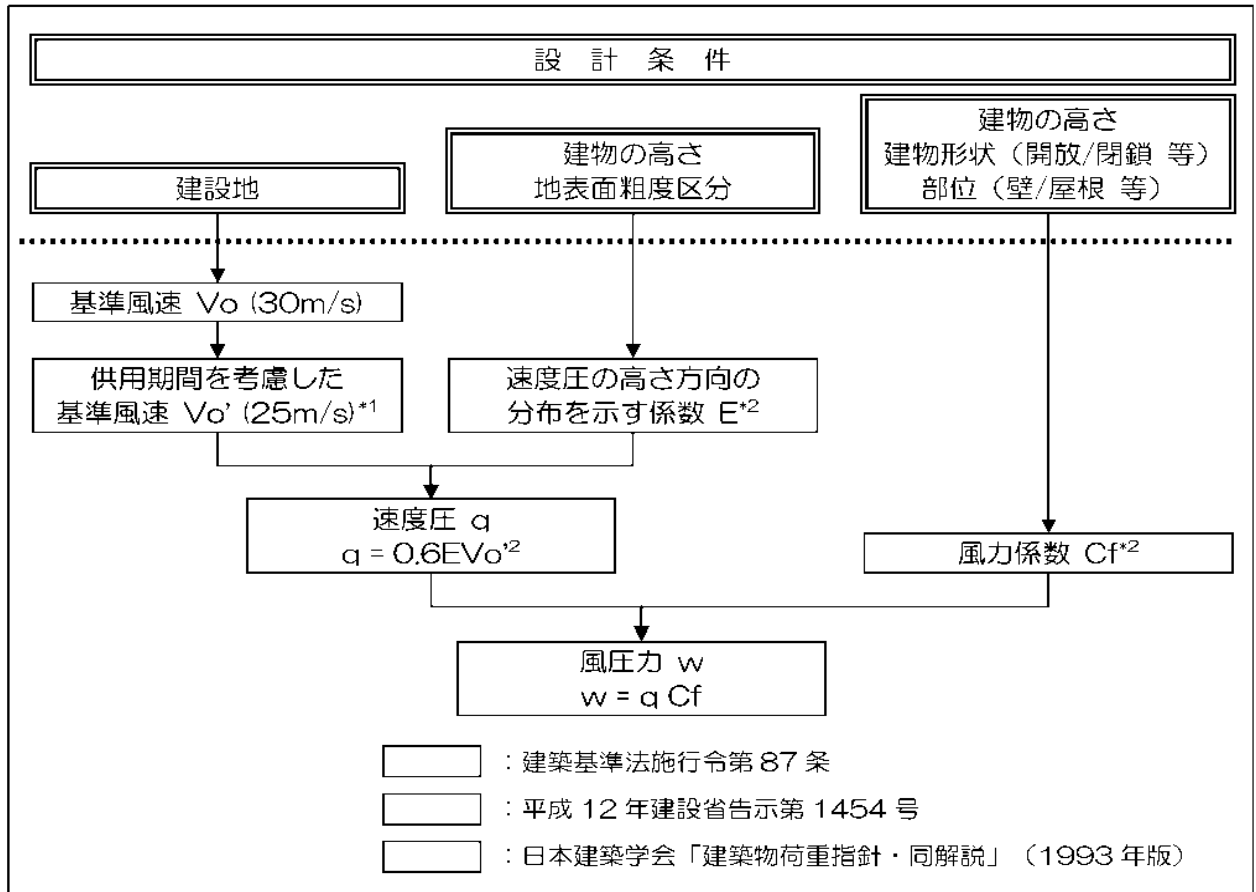
（※1）建築物荷重指針（2004 年版）の再現期間 20 年とした場合の誤差は約 9%

（※2）建築物荷重指針（1993 年版）の再現期間 5 年とした場合の誤差は 0.6%

以上より、原子炉建屋カバーに作用する風荷重は「建築物荷重指針（1993 年版）」を用いて算定する。

3 風荷重の算定フロー

設計に用いる風荷重（風圧力）は、以下のフローに従い算定する。



*1: 風速の再現期間換算係数 R は、設計用再現期間 r （年）に応じて、下式により算定される。

$$R = 0.54 + 0.1 \ln(r)$$

50 年再現期間に相当する基準風速 $V_o=30\text{m/s}$ を 10 年再現期間に換算すると以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}
 V_o' &= V_o \times (0.54 + 0.1 \ln(10)) / (0.54 + 0.1 \ln(50)) \\
 &= 30 \times 0.77 / 0.93 = 24.8 \rightarrow 25 \text{ m/s}
 \end{aligned}$$

*2: E および C_f は、告示第 1454 号中に示される数式や図表に示される係数により算定される。

設計荷重以上の外力に対する検討

1 架構がすべる場合の検討

架構の総重量は、約 12,560 kN であり、すべり摩擦係数を 0.4 とすると、
 架構のすべり抵抗は、 $Qa=0.4 \times 12,560=5,024$ kN となる。

風荷重、地震荷重について漸増載荷解析を実施した結果を図 4-2 及び図 4-3 に示す。崩壊形を形成する場合の最下層のせん断力（保有水平耐力）は、架構のすべり抵抗以上の値となる。

（風荷重時） Qu =約 7,450kN

（地震荷重時） Qu =約 6,330kN

すなわち、風荷重時、地震荷重時のいずれにおいても、（ $Qa < Qu$ となるため）架構は崩壊形を形成する前にすべると想定される。柱脚部にすべりが生じた場合、架構にはそれ以上の荷重は作用しないことになるため、架構の崩壊には至らないと考えられる。

また、すべり量が増加した場合、最終的には原子炉建屋カバーは原子炉建屋に接触して変位は拘束され、それ以上の荷重は原子炉建屋が受けることになる。なお、原子炉建屋カバーの OP28,900 レベルの梁の原子炉建屋側に変位抑制のためのストッパーを設置し、万一すべりが生じた場合でも、原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。

この場合、原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが、動的解析に用いられる原子炉建屋の質点重量に比べて原子炉建屋カバーの重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%）、振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方、基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で 0.12×10^{-3} であり、評価基準値（ 4.0×10^{-3} ）に対して十分余裕がある（※）。これより、原子炉建屋カバーが原子炉建屋に接触しても原子炉建屋の健全性に与える影響は軽微であると言える。

※「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わる報告書（その 1）」参照

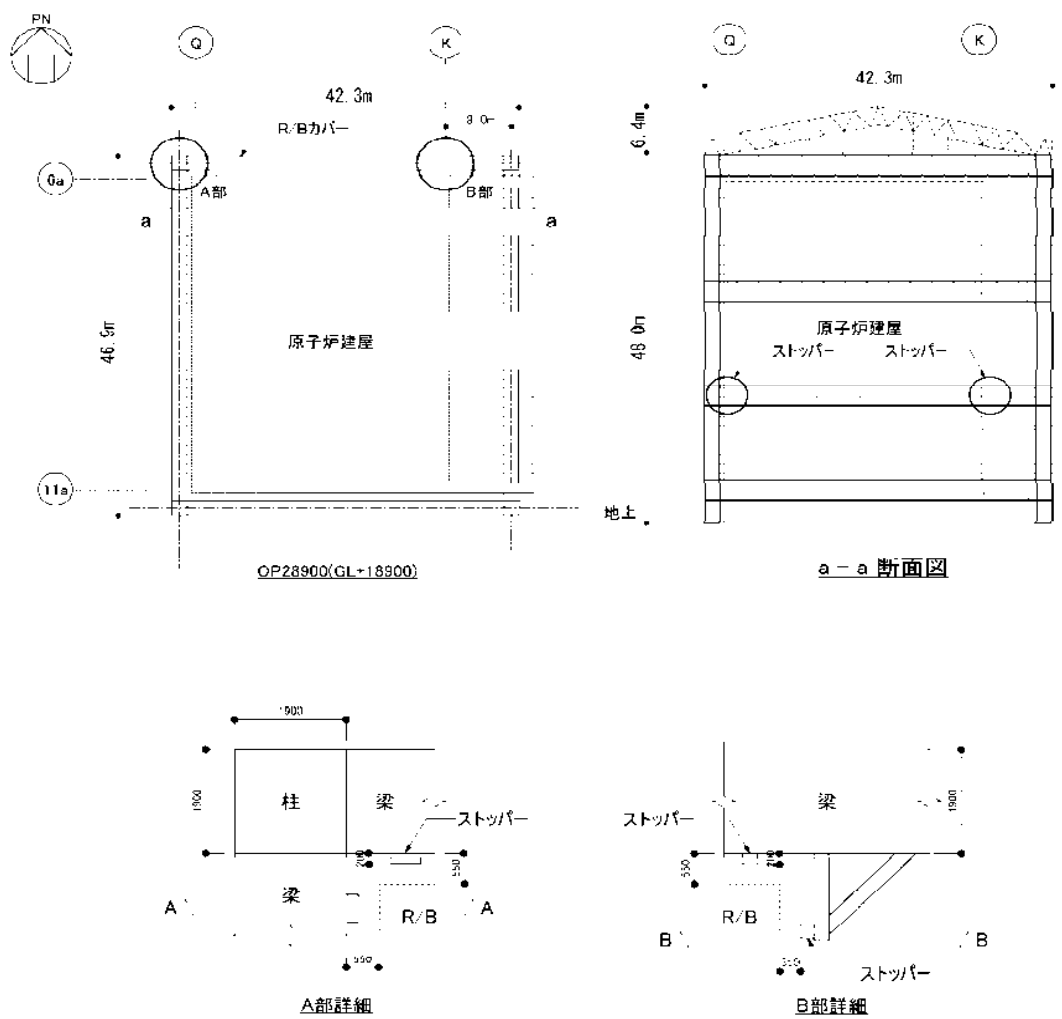
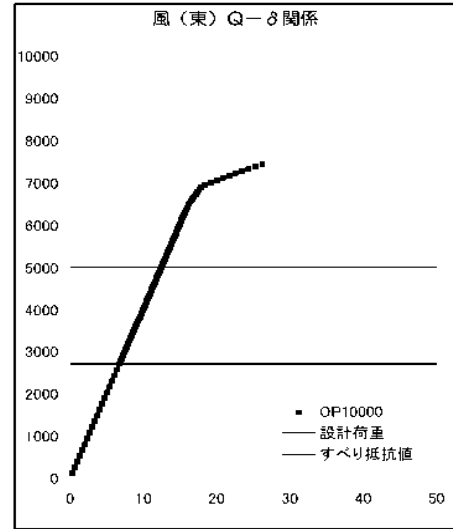
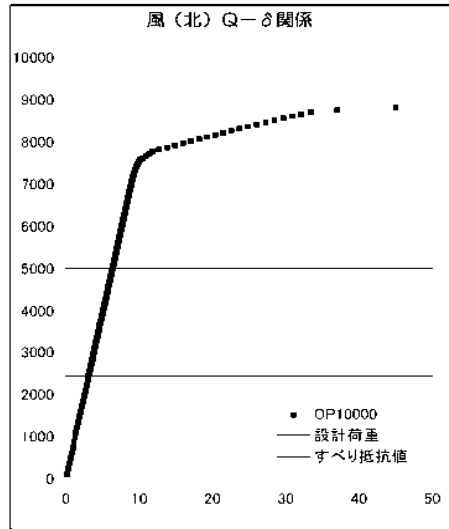


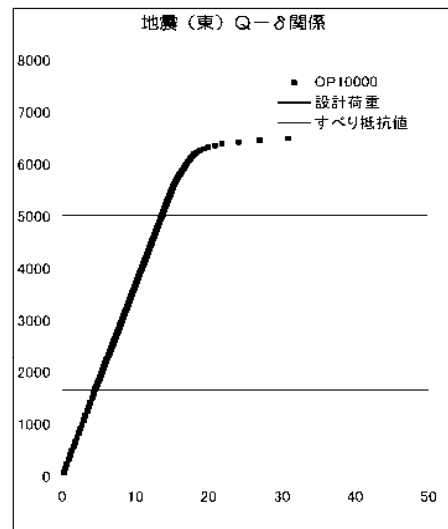
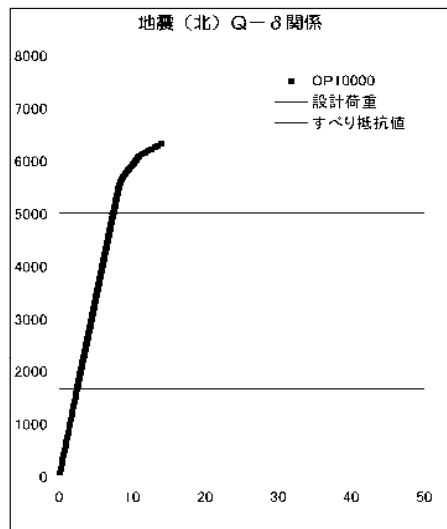
図 4-1 ストッパーの概要

設計荷重に対するすべり抵抗値を比較すると、風荷重時は約 1.8 倍（基準風速に対し約 1.3 倍）、地震荷重時は約 3.0 倍の余裕度がある。



単位：横軸（cm）、縦軸（kN）

図 4-2 荷重-変形関係：風荷重時



単位：横軸（cm）、縦軸（kN）

図 4-3 荷重-変形関係：地震荷重時

なお、設計荷重に対する架構の保有耐力は、風荷重時は約 2.7 倍（基準風速に対し約 1.6 倍）、地震荷重時で約 3.7 倍の余裕度がある。

原子炉建屋カバー附属設備について

1. 設備概要

1.1 系統構成

放射性物質の外部流出を抑制するため、原子炉建屋カバーに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー内の天井部に吸込口を設け、排気ダクトを経由してカバー外に設置したフィルタユニットへ導く。高性能粒子フィルタ（効率97%）、よう素用チャコールフィルタ（効率90%）、加熱コイル、排風機等から構成されたフィルタユニットを6 系列（うち予備2 系列）設置する。各フィルタユニットの排気風量は、約10,000m³/h とし、総排気風量約40,000m³/h（4 系列）で運転する。原子炉建屋カバー下部は仕切板により区画されており、オペレーティングフロアより上のカバー空間は、約45,000m³（I×5-2 参照）であることから、1 回/h 程度の換気頻度となる。

また、カバー内の状況や温度、放射性物質の濃度等を確認できる装置を設置する。

表5-1 排気設備及び計測設備等

設備名	構成・配置等
吸込口	配置：カバー内の北側天井部に設置
フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に6 系列（うち予備2 系列）設置 構成：プレフィルタ、よう素用チャコールフィルタ（効率90%）、 高性能粒子フィルタ（効率97%）、加熱コイル、排風機、 フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置）、 フィルタ差圧計（プレフィルタ、よう素用チャコールフ ィルタ、高性能粒子フィルタに設置）
排気管 （吹上用排気ダクト）	配置：フィルタユニットの下流側に設置 （直径：約 1m、高さ：約 4m）
カメラ	配置：オペレーティングフロア上部外周に6 台（うち予備3 台） 対象：プールへの注水状況及びカバー内状況
温度計	配置：天井部に2 個（うち予備1 個）、 オペレーティングフロア高さに2 個（うち予備1 個）
放射性物質濃度測定器	測定対象：オペレーティングフロアコーナー部近傍（3 箇所）、 機器ハッチ開口部近傍、使用済燃料プール上方、 カバー内上部空間及び大気放出前の放射性物質の濃度
水素濃度計	測定対象：カバー内上部空間の水素濃度 配置：フィルタユニットの下流側に2 台（うち予備1 台）

1.2 計測設備構成

原子炉建屋カバー内の各種状態を監視できるよう以下の計測設備を設置する（図5-1 参照）。

1.2.1 カメラ

カバー天井部に設置した使用済燃料プール注水用の注水ノズル（1.3項参照）から注水する場合の注水状況、及びカバー内の全体状況を監視するため、オペレーティングフロアより約18m 上のカバー内の外周に沿ってカメラを6 台（うち予備3 台）設置する。設置場所は、オペレーティングフロアを対角線に監視できるよう北面の東側、西面の南側に各2 台（うち予備2台）と使用済燃料プールをより確実に監視できるよう使用済燃料プールの西側に2 台（うち予備1 台）とする。

1.2.2 温度計

使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約23m）に2 個（うち予備1 個）及びオペレーティングフロアとほぼ同じ高さの北側と西側外周部に各1 個（うち予備1 個）の温度計を設置する。

1.2.3 放射性物質濃度測定器

放射性物質は、原子炉圧力容器から原子炉格納容器、原子炉建屋内、オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと、使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため、機器ハッチ開口部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上、機器ハッチ端部より約2m 西側）と、使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約25m）から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また、カバー内上部空間（オペレーティングフロアより約25m 上）及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため、オペレーティングフロア面の北東、北西、南西コーナー部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上、原子炉建屋端部より約1m）に各1 箇所設置し（南東コーナー部近傍の1 箇所は環境改善を行うなど設置が可能となるよう工夫した後、設置）、各々のサンプリング配管は放射性物質濃度測定器に接続する。（図5-2 参照）

1.2.4 フィルタ線量計

Cs-134（半減期2 年）及びCs-137（半減期30 年）は、I-131（半減期8 日）に比べ半減期が長く、セシウムを捕集する高性能粒子フィルタのフィルタ線量が短期間で上昇する可能性があるため、適切な時期にフィルタ交換ができるよう、高性能粒子フィルタにγ線線量計を設置する。

1.2.5 フィルタ差圧計

カバー内の粉塵等を捕集することにより、フィルタ差圧が上昇することが想定されるため、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ、よう素用チャコールフィルタに差圧計を設置する。

1.2.6 水素濃度計

3.3項に記載の通り、原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生する。水素の発生量は、排気風量に比べ十分に少ないことや、カバー内気体と混合されることが、天井から排気することから、カバー内に水素濃度が滞留する可能性は極めて低い。念のため水素濃度計を排気ダクトに2台（うち予備1台）設置する。

1.3 使用済燃料プール注水設備

現在、使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており、これが停止した場合の代替手段として、使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は、原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け、配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。注水管は予備1本を含め2本設置し、注水管の先端に接続する注水ノズルの向きはコンテナに格納された現場制御盤において遠隔で操作が可能である。

1.4 電源構成

原子炉建屋カバー排気設備及び附属設備の電源は、構内設置の降圧変圧器盤から供給される。降圧変圧器盤は、高圧電源盤に接続されており、高圧電源盤は多重化された外部から給電される構成としている。

1.5 配置

原子炉建屋カバー排気設備、コンテナに格納された現場制御盤及び排気管は、原子炉建屋の西側の屋外に設置する（図5-3 参照）。

1.6 運転管理

原子炉建屋カバーの排気設備については、フィルタユニットの近傍に設置した現場制御盤で操作し、排気設備の故障等により停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、カバー内温度、水素濃度、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合は、警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには、制御盤の情報が送られ、カメラによるカバー内状況とと

もに確認することができる。また、免震重要棟でも同様に、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

1.7 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、よう素用チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

2. 放出抑制効果について

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて外部へ放出される放射性物質は、高性能粒子フィルタ（効率97%（粒径 $0.3\mu\text{m}$ ）以上）により低減される。

なお、原子炉建屋カバー設置後の敷地境界における年間実効線量については、「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」の評価を参照。

3. 原子炉建屋カバー設置による影響について

3.1 温度の影響について

外気 28.5°C （夏季設計用温度）、原子炉からの熱（10月1日時点）、使用済燃料プールからの熱（10月1日時点）及び日射（秋）、排気風量 $40,000\text{m}^3/\text{h}$ と仮定した場合におけるカバー内の温度について、気流解析により評価した結果、オペレーティングフロア上約 1.5m の温度が約 40°C となった。また、原子炉建屋カバーに附属する排気システムは、原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込むことを前提とした構成であり、原子炉建屋内の気体を排気することは想定していない。そこで、原子炉建屋内温度について以下の計算方法で評価した結果、約 10°C 上昇して約 39°C となった。原子炉建屋内で作業を行う場合には、必要に応じてスポットクーラー等を設置し、作業エリアの環境改善を図り、また状況によっては、作業時間を限定するなどの対策をとる。

<計算方法>

- ① 下式により、カバー設置前の原子炉建屋内温度を 28.5°C と仮定した場合の駆体負荷 $Q(\text{W})$ を求める。
- ② ①で求めた駆体負荷 $Q(\text{W})$ と同程度となるカバー内温度（気流解析結果）と原子炉建屋内温度の温度差 $\Delta t(^{\circ}\text{C})$ を逆算し、カバー設置後の原子炉建屋内温度を

求める。

$$Q=KA\Delta t$$

Q：駆体負荷 (W)

K：熱通過率 (W/m²・℃)

A：伝熱面積 (m²)

Δt：室内外温度差 (℃)

$$T=t-\Delta t$$

T：原子炉建屋内温度 (℃)

t：カバー内温度 (℃)

3.2 湿度の影響について

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱全てがプール水の蒸発に使用されと仮定した場合の蒸発量は約231kg/h、原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気が格納容器から漏出したと仮定した場合の蒸発量は180kg/h となる。また、排気風量 40,000m³/h で、カバー設置前の温度／相対湿度を28.5℃/75%と仮定した場合、カバー設置後のカバー内温度が約40℃の時の相対湿度を以下の計算方法で評価した結果、カバー内湿度は約58%となった。

原子炉建屋内の湿度については、カバーを設置することにより原子炉建屋内温度が約40℃となることから（2.1項参照）、カバー内の湿度と同等の約58%になるものとする。

<計算方法>

- ① 下式により、カバー設置後の絶対湿度 X (kg/kg^{*}) を求める。
- ② ①で求めた絶対湿度 X (kg/kg^{*}) とカバー内温度の 40℃から、湿り空気 h-x 線図より相対湿度を求める。

$$X=X1+\{(LS+LR)/(W\gamma)\}$$

X：カバー設置後の絶対湿度 (kg/kg^{*})

X1：カバー設置前の絶対湿度 (0.0186kg/kg^{*})

LS：使用済燃料プールからの蒸発量 (231kg/h)

LR：原子炉からの蒸発量 (180kg/h)

W：カバー排気風量 (40,000m³/h)

γ：空気密度 (1.2kg/m³)

3.3 水素発生に対する影響について

原子炉压力容器内燃料及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により発生する水素の量について評価した（表5-2 参照）。

評価の結果、水素の発生量は、カバー内の容積及び排気風量に比べて十分に少ないこと、カバー内気体と混合されやすいこと、カバー内の空気を天井から排気することから、カバー内の水素濃度が上昇する可能性は極めて低い。万一、水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には、カバー屋根又はシャッターを開放し、カバー外へ放出する。なお、オペレーティングフロアより上のカバー内容積45,000m³/h に対しての水素濃度は、約0.01%となる。

表5-2 水素発生量

発 生 箇 所	発生量* (Nm ³ /h)	40°Cの場合 (m ³ /h)
原子炉压力容器内燃料	約3.17	約3.65
使用済燃料貯蔵プール内燃料	約0.56	約0.64
合 計	約3.73	約4.29

*原子炉内の燃料, 使用済燃料貯蔵プール内の燃料ともに100%破損を仮定

- 原子炉压力容器内燃料の水素発生量は、3.4kmol/日
体積に換算すると、3.4kmol/日×22.4Nm³/kmol=76.2Nm³/日=3.17Nm³/h
- 使用済燃料貯蔵プール内燃料の水素発生量は、5.98E-01kmol/日
体積に換算すると、5.98E-01kmol/日×22.4Nm³/kmol=13.4Nm³/日=0.56Nm³/h
(安全側に7月末時点(原子炉停止後135日)での評価とした)

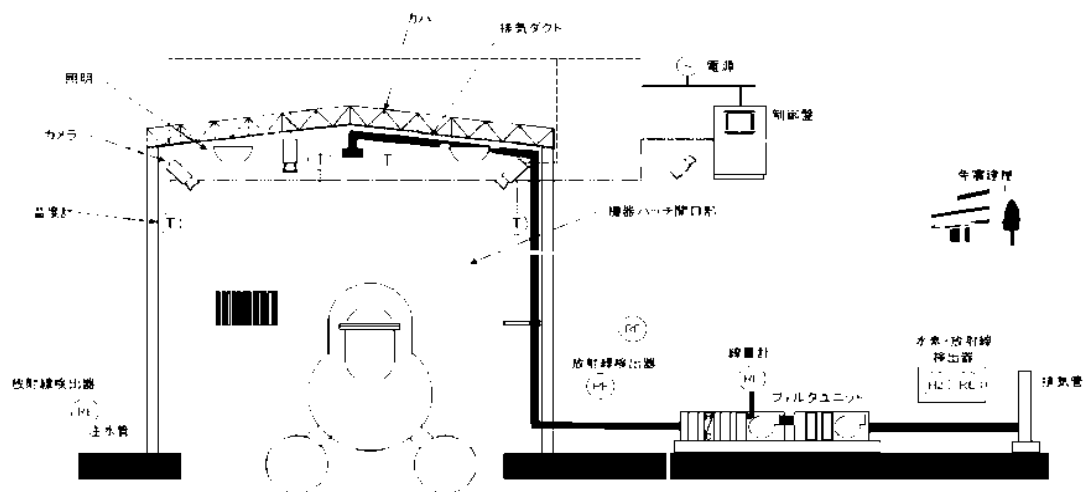


図5-1 原子炉建屋カバー排気設備及びモニタリング設備概略構成図

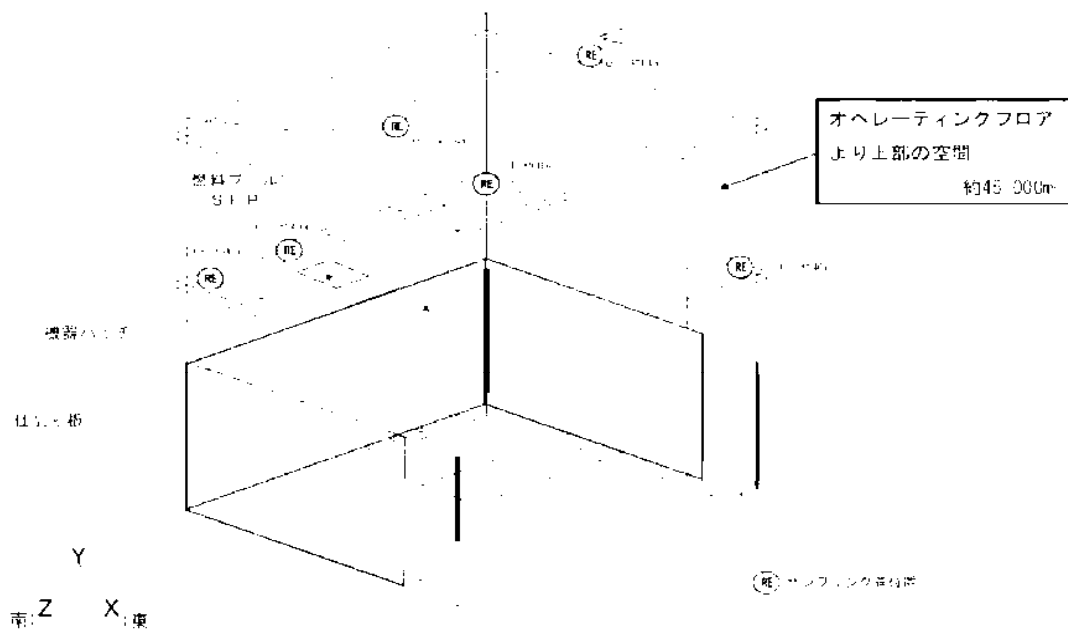


図5-2 原子炉建屋カバー放射性物質濃度サンプリング位置図

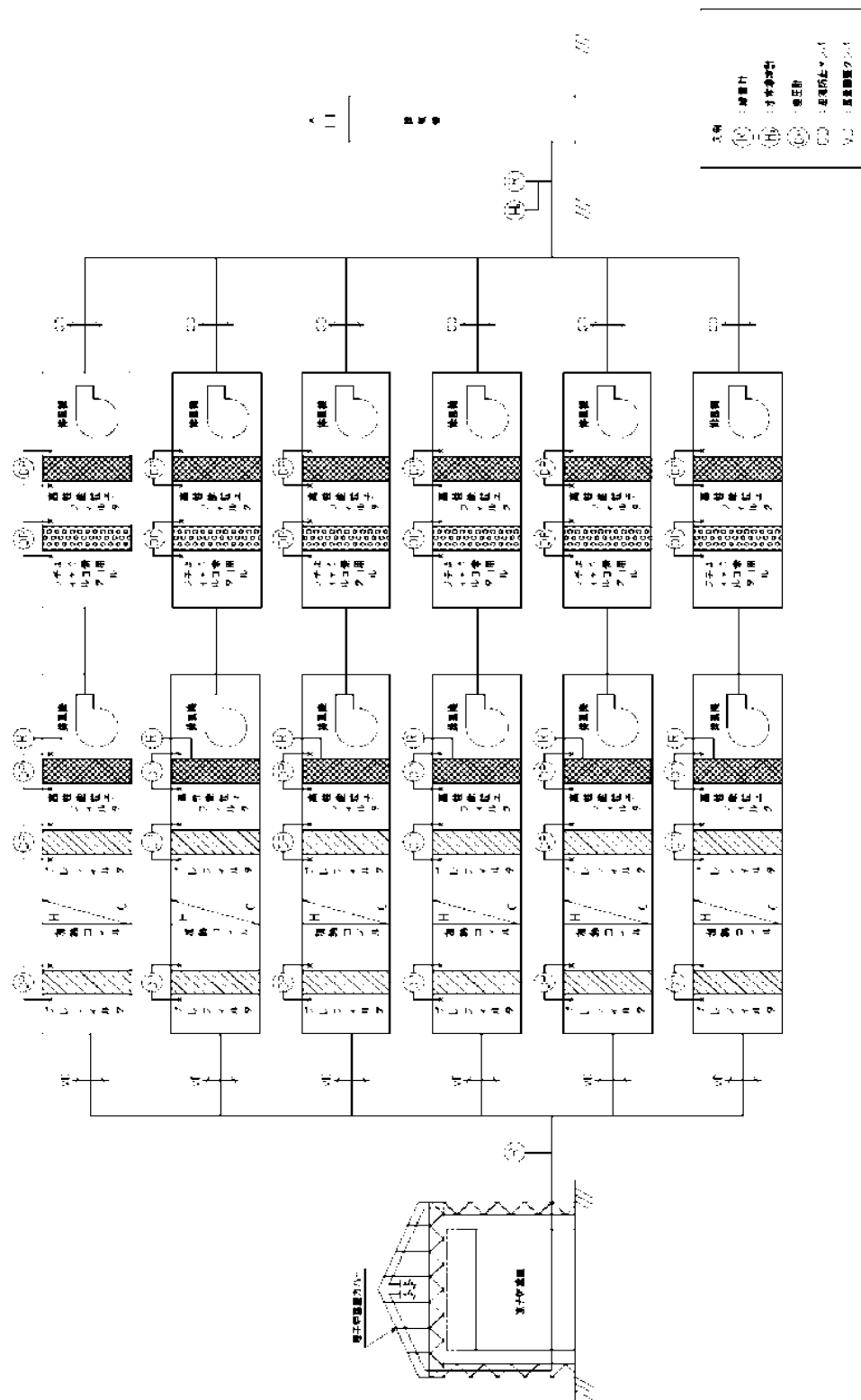


図5-1 原子炉建屋カバ一排気設備系統図

福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバー解体について

1. 適用範囲

本書は、第1号機原子炉建屋カバー解体に伴う影響評価、原子炉建屋カバーの排気設備停止以降の放射性物質濃度の監視方法について記載するものである。

2. 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋からの燃料取り出し目標

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(東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議)を2013年6月27日に改訂した。

今回の改訂では、号機毎の状況を踏まえたスケジュールを検討するとともに、現場の状況に応じて柔軟に対応できるよう複数のプランを号機毎に示している。このうち、1号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しは、2017年度前半～同後半の開始を目標としている。

さらに、「特定原子力施設に係る実施計画作成に対する基本方針」において、至近の課題解決として「使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し」を最優先事項のひとつに位置づけている。

3. 使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップ

現在検討中の使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップは以下の通りである。

- ① 原子炉建屋カバー(以下 建屋カバー)の排気設備停止・撤去
- ② 既存の放射性物質濃度測定器の移設
- ③ 建屋カバー解体
- ④ オペレーティングフロア上のガレキ撤去・除染・遮へい
- ⑤ 燃料取扱設備等の設置、建屋カバー改造・復旧※
- ⑥ 燃料取り出し開始

また、先行号機の工事実績を踏まえ、建屋カバーの排気設備停止からプール燃料取り出し開始までには4年程度を要すると想定している。建屋カバー解体工程表については表1に示す。

※ 燃料取り出し計画は、複数のプラン(建屋カバー改造・復旧、上部コンテナ、燃料取り出し用カバー)の中から、2014年度上半期に決定する。

4. 建屋カバー解体に伴う影響評価

建屋カバーは2011年10月に原子炉建屋上部からの放射性物質の飛散抑制を目的に設置した。その後、原子炉の安定冷却の継続により放射性物質の発生量は減少している。

燃料取り出しに向け建屋カバーを解体した場合、放射性物質を含む水蒸気の蒸散やガレキ・粉塵の飛散が懸念されるため、放射性物質の放出量について評価を行った結果、敷地境界における被ばく評価への影響は少ないと評価している。（詳細は、別添1参照。）

なお、建屋カバーを覆う大規模構造物を構築した後、その中で建屋カバーの解体とオペレーティングフロア上のガレキ撤去を進める方法も考えられるが、この方法の場合には、建屋カバーの解体により放射性物質の放出量が増加する可能性は低いものの、以下の課題がある。

- ① 大規模構造物の設置により燃料取り出し開始時期が、燃料取り出し開始日標よりも5年以上の後ろ倒しとなる。
- ② 使用済燃料プールへのガレキ落下リスクが長期化する。
- ③ 建屋カバーを覆う大規模構造物の高さが90m程度となるため、耐震性の確保や高線量下での作業などの技術面、施工面での課題がある。

以上より、敷地境界・敷地外に与える影響が少ないこと、燃料取り出しに早期に着手できること、速やかな燃料の取り出し完了につながることから、建屋カバーを解体し、オペレーティングフロア上のガレキ撤去を進めることとする。また、建屋カバーの解体に伴う放出量を抑制するため、開口部の閉鎖など十分な放出抑制対策を実施する。

5. 建屋カバー排気設備停止に伴う滞留水素の評価

建屋カバー排気設備停止から建屋カバー解体までの間は、排気機能がなく、建屋カバー内に水素が滞留する可能性があると考えられるため水素の影響について評価した。

「第Ⅱ編 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備」において、第1号機原子炉格納容器内での水素発生量が評価されている。保守的に原子炉格納容器内で発生した水素の全量が建屋カバー内に放出されたものとして評価した結果、建屋カバー内の水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの期間は約2年と評価される。建屋カバー解体着手は、建屋カバー排気設備停止の約3～5ヶ月後と想定しているため、水素濃度が可燃限界濃度に達することをないと評価される。このため、この期間中の水素濃度測定は必要ないとする。なお、建屋カバー運用開始以降、排気設備に設置されている水素濃度計にて水素は検出されていない。

水素の影響についての評価を以下の条件で評価した。

水素発生量：0.1 (m³/h)

建屋カバー内容積：約 45,000 (m³)

可燃限界濃度 4%となるために必要な水素量

約 45,000 × 0.04 = 約 1,800 (m³)

水素が約 1,800 m³ 発生する時間

約 1,800 / 0.1 / 24 = 約 750 (日) → 約 2 年

6. 建屋カバーの排気設備停止以降の放射性物質濃度の監視

6.1 設備構成

排気設備停止以降においてもオペレーティングフロア付近の放射性物質濃度を測定・監視するため、既存の放射性物質濃度測定器を移設する。排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備構成を図 1 に、建屋カバー解体以降の監視設備構成を図 2 に、設備仕様を表 2 に示す。

6.2 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

放射性物質濃度測定器は、現場制御盤及び免震重要棟に表示され、異常を検知した場合には警報を発するシステムとなっている。

(2) 保守管理

放射性物質濃度測定器については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。

7. 放射性固体廃棄物等の管理

撤去したオペレーティングフロア上のガレキは、先行号機と同様に一時保管エリアにて保管する。（「第Ⅲ編 3 補足事項 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」参照）

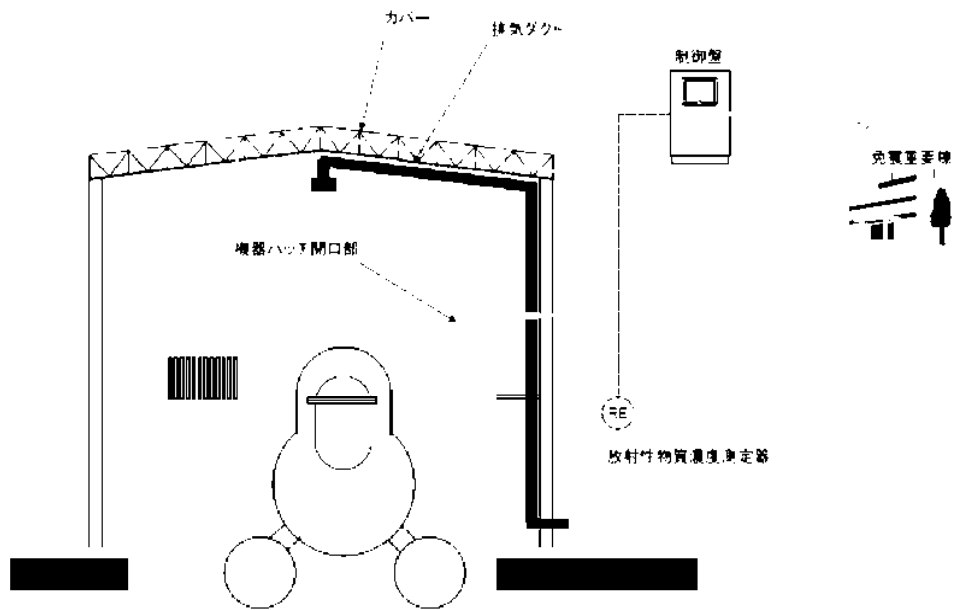


図1 排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備概略構成図

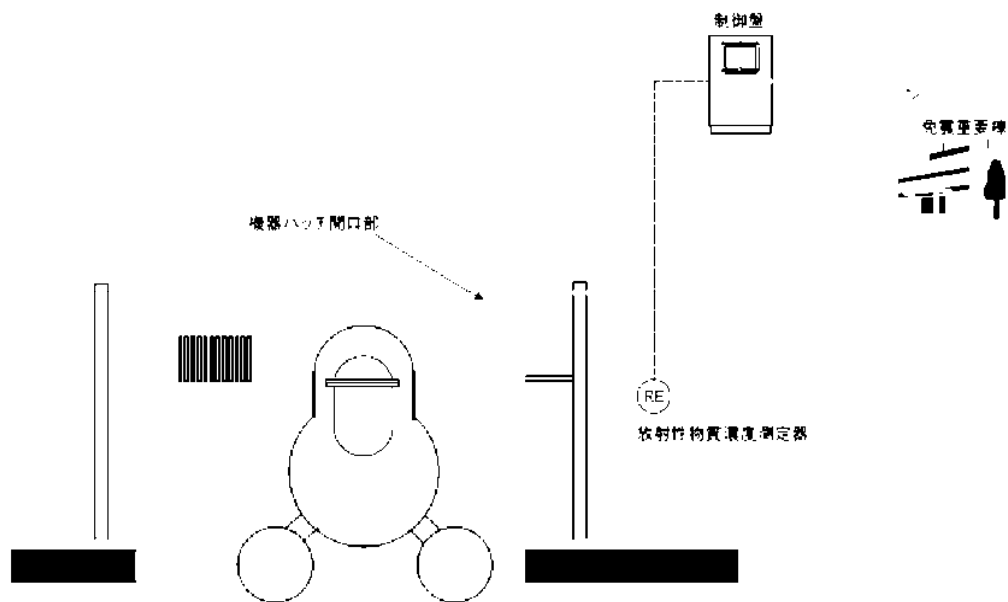


図2 建屋カバー解体以降の監視設備概略構成図

表 1 建屋カバー解体工程表

	2013 年度				2014 年度	2015 年度	2016 年度	2017 年度
	1 Q	2 Q	3 Q	4 Q				
排気設備 停止・撤去								
既存の放射性物 質濃度測定器の 移設			※					
建屋周辺 整備等								
建屋カバーの 解体								
燃料取り出し計画は検討中のため、以下 参考工程								
ガレキ 撤去等								
カバー改造・ 復旧等								

※ 既存の放射性濃度測定器の移設期間は、オペレーティングフロア上部の放射性物質濃度の連続監視はできないが、定期的及び必要な都度ガストランフラで採集し、放射性物質濃度を測定・評価する。

表 2 設備仕様

設 備 名	仕 様
放射性物質濃度測定器	検出器種類：シンチレーション検出器 計測範囲：10 ⁶ ～10 ¹⁵ s ⁻¹ 台数：1 台

8. 別添

別添－1 第 1 号機原子炉建屋カバー解体後の放射性物質の放出量評価

第1号機原子炉建屋カバー解体後の放射性物質の放出量評価

1. 放出量評価方法の考え方

建屋カバー解体後は、燃料取り出し用カバー設置に向け工事中の第3号機と同様の放出箇所となることから、原子炉直上部・機器ハッチ開口部・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において放出量評価を行った。

本評価は、建屋カバーが掛かっていない状態での評価となるため、保守的に建屋カバー設置直前の平成23年10月時点での放出量評価に使用したダスト濃度を評価に適用した。

2. 放出量評価

原子炉直上部・機器ハッチ開口部・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において、下記の通りの評価を行った。

① 原子炉直上部

原子炉直上部からの放出量

$$\begin{aligned}
 &= \text{原子炉直上部のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \times \text{流量} \\
 &= 9.9 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3 \times 3.6 \times 10^2 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3 \\
 &= \text{約 } 3.6 \times 10^5 \text{ Bq/h} = \text{約 } 3.6 \times 10^{-3} \text{ 億 Bq/h}
 \end{aligned}$$

※計算に引用した数値

・原子炉直上部のダスト濃度

評価には、原子炉直上部のダスト濃度が必要であるが、現状、建屋カバーが設置されており、測定が不可能である。

このため、建屋カバーが設置される直前の平成23年10月時点の原子炉建屋上部の放出量評価に使用したダスト濃度 ($9.9 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$) を適用した。

・流量

建屋カバー解体を予定している平成26年1月における第1号機の蒸気発生量 $3.6 \times 10^2 \text{ m}^3/\text{h}$ (平成26年1月1日現在) を流量として適用した。

② 機器ハッチ開口部

機器ハッチに関しては、外部の風によって流量の変動幅が大きいため、変動幅を考慮して評価を行った。

機器ハッチ開口部からの放出量 (最大)

$$\begin{aligned}
&= \text{機器ハッチ開口部のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \times \text{流量} \\
&= 2.6 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3 \times 5.2 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3 \\
&= \text{約 } 1.4 \times 10^6 \text{ Bq/h} = \text{約 } 1.4 \times 10^{-2} \text{ 億 Bq/h}
\end{aligned}$$

機器ハッチ開口部からの放出量（最小）

$$\begin{aligned}
&= \text{機器ハッチ開口部のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137)} \times \text{流量} \\
&= 2.6 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3 \times 1.0 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3 \\
&= \text{約 } 2.6 \times 10^5 \text{ Bq/h} = \text{約 } 2.6 \times 10^{-3} \text{ 億 Bq/h}
\end{aligned}$$

※計算に引用した数値

・機器ハッチ開口部のダスト濃度

現状、建屋カバー排気設備にて、機器ハッチ開口部付近のダスト濃度測定を行っている。しかし、建屋カバー解体後は排気設備による風の流れが無くなるため、現状より濃い濃度となる可能性が否定できないことから、建屋カバーが設置される直前の平成 23 年 10 月時点の機器ハッチ上部の放出量評価に使用したダスト濃度（ $2.6 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$ ）を適用した。

・流量

外部の風による運動エネルギーにより建物風上側と風下側に圧力差が発生し、圧力差により建屋開口部から空気の流出入が発生する。この圧力差による建屋開口部からの流出入量をベルヌーイの定理を用いて流量を評価した。各前提については、以下の通り。

機器ハッチの開口部の前提

機器ハッチの開口部面積を 90%[※]、二重扉を 80%[※]縮小した場合を想定。

※開口部を貫通している配管、ケーブル等による閉止不可範囲（想定）を除いた面積

風速

昭和 54 年 4 月から昭和 55 年 3 月までの 1 年間における福島第一原子力発電所の露場の平均風速（3.1m/s）を適用した。（原子炉設置変更許可申請書添付書類 6）

上記の風速を入力条件として 16 方位毎に機器ハッチ開口部からの流量を評価し、最大と最小の流量をそれぞれ以下の通り評価した。

最大の場合の流量は、約 5200m³/h。

最小の場合の流量は、約 1000m³/h。

③ 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出量

=原子炉格納容器ガス管理設備出口のダスト濃度 (Cs-134+Cs-137) × 流量

= $6.2 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3 \times 2.8 \times 10^1 \text{ m}^3/\text{h} \times 10^6 \text{ cm}^3/\text{m}^3$

=約 $1.7 \times 10^2 \text{ Bq/h}$ =約 1.7×10^{-6} 億 Bq/h

※計算に引用した数値

原子炉格納容器ガス管理設備出口のダスト濃度・流量については、平成 24 年度の平均値を適用した。

上記 3 箇所の放出箇所からの放出量の評価を受けて、建屋カバー解体後の 1 号機からの放出量合計値は以下の通り。

建屋カバー解体後の放出量評価 (最大)

=約 3.6×10^{-3} 億 Bq/h + 約 1.4×10^{-2} 億 Bq/h + 約 1.7×10^{-6} 億 Bq/h

=約 0.017 億 Bq/h =約 0.02 億 Bq/h

建屋カバー解体後の放出量評価 (最小)

=約 3.6×10^{-3} 億 Bq/h + 約 2.6×10^{-3} 億 Bq/h + 約 1.7×10^{-6} 億 Bq/h

=約 0.0062 億 Bq/h =約 0.01 億 Bq/h

よって、建屋カバー解体後の放出量評価は、約 0.01～0.02 億 Bq/h

なお、建屋カバーが設置されている状態の 1 号機の平成 24 年度平均の放出量は、約 0.0024 億 Bq/h である。このため、約 3～7 倍程度放出量が増えることとなる。

3. 被ばく評価

以下の計算条件で、建屋カバーが解体された場合の放出量による被ばく評価を行った。

①気象条件

被ばく評価に用いる気象条件は、昭和54年4月から昭和55年3月までの1年間における風向、風速、日射量、放射収支量の観測データを統計処理して用い、統計処理は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて行った。

②実効線量の計算方法

放射性セシウムによる実効線量の計算は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価」を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量は、原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし、外部被ばくについては放射性雲からのγ線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からのγ線による実効線量を考慮する。

具体的な計算方法等については、Ⅲ第3編（保安に係る補足事項）2.2 線量評価に準じる。

③計算地点

計算地点は、1．2号機共用排気筒を中心として16方位に分割した陸側9方位の敷地境界外について行う。

上記の評価方法で、評価した結果は、以下の通り。

敷地境界における被ばく量は年間約0.002～0.004mSv

4. 評価

第1号機建屋カバー解体後の放出量評価は、約0.01～0.02 億 Bq/h であり、建屋カバーが設置されている状態（平成24年度平均の放出量）と比較すると約3～7 倍程度放出量が増えることとなる。これによる敷地境界における被ばく量は、年間約 0.002～0.004mSv となる。

建屋カバー解体前の第1～3号機における気体廃棄物の推定放出量は、平成24年度平均で合計約0.1 億 Bq/h である。敷地境界における被ばく線量は、最大で年間約 0.03mSv と評価している。

建屋カバー解体前の第1～3号機における気体廃棄物の推定放出量と第1号機建屋カバー解体後の第1～3号機における推定放出量を比較すると、同等であることを確認した。（下表参照）

放出量 〔単位：億 Bq/h〕	第1号機カバー解体前	第1号機カバー解体後 (評価値)
第1号機	約 0.0024 ^{※1}	約 0.01～0.02 (0.0062～0.017) ^{※2}
第2号機	約 0.022 ^{※1}	
第3号機	約 0.010 ^{※1}	
合計	約 0.1 (0.034) ^{※1}	約 0.1 (0.038～0.049) ^{※2}
敷地境界線量 〔単位：mSv/y〕	約 0.03	約 0.03

※1 第1・2・3号機の放出量については、平成24年度の平均値を用いている。

※2 評価値

2.12 使用済燃料共用プール設備

2.12.1 基本設計

2.12.1.1 設置の目的

使用済燃料共用プール設備は、燃料の適切な貯蔵を目的として運用補助共用施設内に設け、燃料貯蔵設備と燃料取扱設備等で構成する。

燃料貯蔵設備は、使用済燃料共用プール（以下、「共用プール」という。）、共用プール冷却浄化系、共用プール補機冷却系、共用プール補給水系等で構成する。

共用プール冷却浄化系は、ポンプ、熱交換器、ろ過脱塩装置、補助機器等で構成する。

燃料取扱設備は、燃料取扱装置及び共用プールで取り扱う構内用輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器（以下、「乾式貯蔵キャスク」という。）及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器（以下、「輸送貯蔵兼用キャスク」という。）で構成する。なお、これら容器については、「Ⅱ.2.11」、「Ⅱ.2.13」及び「Ⅱ.2.31」に記載する。

その他設備として天井クレーン、使用済燃料輸送容器除染設備等がある。

また、共用プールに、1～4号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料、5,6号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料（合計5,936体※）の受け入れを計画している。震災時に何らかの損傷を受けている燃料が含まれている可能性があるため、そのような燃料を受け入れても未臨界等の安全機能が維持できる設備の設置を予定している（詳細は今後報告する予定）。

なお、5,6号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料の共用プールへの受け入れ計画を踏まえて、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（「Ⅱ.2.13」に記載）の増設を計画している。

※ 設置許可対象外の使用済燃料（7×7燃料）が含まれているため、受け入れ前に未臨界評価結果を報告する予定

2.12.1.2 要求される機能

原則、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」指針49から51に適合すること。

2.12.1.3 設計方針

(1) 未臨界性

共用プールは、容量いっぱい燃料集合体を収容した場合でも、通常時はもちろん、予想される外的条件が加わっても未臨界性を確保できる設計とする。

(2) 冷却及び浄化能力

共用プール冷却浄化系は、共用プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除くことができ、かつ共用プール水の不純物を除去できる能力を持つ設計とする。

使用済燃料の崩壊熱は、共用プール冷却浄化系の熱交換器によって、共用プール補機冷却系へ伝えられ、同系の空気冷却器によって大気へ伝えられる設計とする。

(3) 非常用補給能力

津波等により外部電源が喪失した場合にも、共用プール補給水系を用いて共用プール水の補給ができる設計とする。

(4) 貯蔵容量

炉心全装荷量（1～6号機炉心全装荷量の合計）の約200%貯蔵できる容量を超えない容量とする。

(5) 遮へい

共用プール及びキャスク・ピット内の壁面及び底部はコンクリート壁による遮へいを施すとともに、使用済燃料の上部には十分な水深を保つことにより、遮へい効果を有する設計とする。

燃料取扱装置は、構内用輸送容器、乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクと共用プール間の使用済燃料の移送操作及び収容操作が、使用済燃料の遮へい及び熱除去を考慮して、水面下で行うことができる設計とする。

(6) 漏えい防止及び漏えい検知

共用プール水の漏えいを防止するため、共用プール及びキャスク・ピットには排水口を設けない設計としている。また、共用プールに接続された配管が破損しても、共用プール水が流出しない設計としている。

また、万一の共用プール・ライニングの想定される破損による漏えいを検知するため漏えい水検出計及び水位警報装置を設ける。

(7) 構造強度

燃料取扱装置及び貯蔵設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得るように設計する。

また、共用プールのライニングは、万一の燃料集合体の落下時にも共用プールの機能を失うような損傷を生じない設計とする。

(8) 落下防止

使用済燃料貯蔵ラック上には、重量物を吊った天井クレーンは通過させないようにし、重量物の貯蔵燃料への落下を防止できる設計とする。

燃料取扱装置の燃料つかみ機は、二重のワイヤや種々のインター・ロックを設け、また天井クレーンの主要要素は種々の二重化を施すことにより移送中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

(9) 除染

構内用輸送容器等の除染ができるようにする。

(10) 被ばく低減

燃料取扱装置及び燃料貯蔵設備は、放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低くするため、運用補助共用施設の建屋内に設置し、換気空調設備を有する設計とする。

(11) 燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、これを適切に放射線業務従事者に伝える設計とする。

(12) 格納及び空気浄化

貯蔵設備は運用補助共用施設の建屋内に設置し、換気空調設備を有する設計とする。

(13) 試験可能性

燃料取扱装置及び燃料貯蔵設備のうち安全機能を有する構造物、系統及び機器は、定期的に試験及び検査ができる設計とする。

(14) 火災防護

共用プール施設は、火災により共用プール施設の安全性が損なわれないようにする。

2.12.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 共用プール水温が 65℃以下であること。
- (2) 共用プールへ冷却水を補給できること。
- (3) 共用プールがオーバーフロー水位付近にあること。

2.12.1.5 主要な機器

運用補助共用施設平面図を図 2. 1 2 1～5 に、共用プール概要図を図 2. 1 2 6 に示す。

(1) 共用プール

- a. 共用プールは、鉄筋コンクリート造の設備で運用補助共用施設内にあり、1～6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内で 19 ヶ月以上冷却され、かつ運転中のデータ、シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料、炉内燃料（8×8 燃料、新型 8×8 燃料、新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料、高燃焼度 8×8 燃料及び 9×9 燃料）及び新燃料（9×9 燃料※）を貯蔵し、貯蔵容量は炉心全装荷量（1～6 号機炉心全装荷量の合計）の約 200%である。なお、乾式貯蔵キャスク仕立て時に発生するチャンネルボックス等も共用プールに貯蔵する。

※ 使用済 9×9 燃料を共用プール内の燃料貯蔵ラックに貯蔵した場合の未臨界性は既存の設計許可において確認されている。使用済 9×9 燃料の未臨界評価においては、燃料未照射状態から燃料寿命末期において最も反応度が高い状態を包絡するような評価を行っていることから、新燃料を燃料貯蔵ラックに貯蔵した場合でも臨界にはならない。

- b. 使用済燃料貯蔵ラックは、ステンレス鋼を使用するとともに、適切な燃料間距離を保持することにより、容量いっぱい燃料を収容し、共用プール水温及びラック内燃料貯蔵位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率が 0.95 以下となる設計としている。
- c. 共用プール、キャスク・ピット壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮して十分確保し、内面はステンレス鋼でライニングするとともに排水口を設けないことにより漏えいを防

止している。また、万一の共用プール・ライニング及びキャスク・ピット・ライニングの想定される破損による漏えいを検知するため、漏えい水検出計及び水位警報装置を設ける。

- d. 燃料取扱場所においてガンマ線レベルを連続的に監視し、線量率が設定値を超えた場合には燃料取扱場所に警報を発するエリア放射線モニタを設ける。
- e. キャスク・ピットは、共用プールの横に別個に設け、万一のキャスクの落下事故の場合にも、共用プールの機能を喪失しない設計としている。また、万一の燃料集合体の落下時にも共用プールのライニングは機能を喪失しない設計としている。

(2) 共用プール冷却浄化系

共用プール冷却浄化系は、使用済燃料からの崩壊熱を共用プール補機冷却系により熱交換器で除去して共用プール水を冷却するとともに、ろ過脱塩装置で共用プール水をろ過脱塩して、共用プール及びキャスク・ピット水の純度及び透明度を維持する。

共用プール冷却浄化系は、1～6号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内に19ヶ月以上冷却された使用済燃料及び炉内燃料を年間900体ずつ貯蔵容量いっぱいまで受入れた場合の使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷を、この系の熱交換器で除去し、1系列で共用プール水温がコンクリートの制限温度65℃を超えない、また2系列で共用プール水温が現場作業環境を考慮した温度52℃を超えない設計としている。

共用プールからスキマせきを越えてスキマ・サージ・タンクに流出する共用プール水は、ポンプで昇圧し、ろ過脱塩装置、熱交換器を通した後、共用プールのディフューザから吐出する設計としている。

共用プールに入る配管には逆止弁を設け、サイフォン効果により共用プール水が流出しない設計としている。

共用プール冷却浄化系は、スキマせきを越えてスキマ・サージ・タンクに流出する水をポンプで循環させるので、この系の破損時にも燃料プール水位はスキマせきより低下することはない。

なお、ろ過脱塩装置より発生する使用済イオン交換樹脂は、運用補助共用施設内の本設の沈降分離タンク（共用プールの設備寿命を40年として、発生する使用済イオン交換樹脂を収容できる容量として設計されている）で保管する。

また、本系統の電源は、外部電源喪失時に非常用所内電源からの受電が可能となっている。

(3) 共用プール補機冷却系

共用プール補機冷却系は、共用プールで発生する崩壊熱等を共用プール冷却浄化系の熱交換器等によって冷却除去するとともに、この系の空気冷却器によって大気へ伝える。

また、本系統の電源は、外部電源喪失時に非常用所内電源からの受電が可能となってい

る。

(4) 共用プール補給水系

共用プール補給水系は、通常時及び異常時に共用プール補給水貯蔵槽から共用プール補給水ポンプで昇圧し、共用プール水を補給する。

外部電源が喪失した場合にも、共用プール補給水系を用いて、共用プールへ水の補給ができる。また、長期停止した場合も消防車により共用プールへ水の補給が可能である。

なお、消防車については、ろ過水タンク等（ろ過水タンク：OP. 41,000、純水タンク：OP. 10,000）の真水を水源とする。

(5) 燃料取扱装置

燃料取扱装置は、共用プール及びキャスク・ピットの上に設けるレール上を水平に移動するブリッジと、その上を移動するトロリで構成する。

また、燃料つかみ機は、二重のワイヤや種々のインター・ロックを設ける。燃料取扱作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため、燃料取扱装置は、遠隔自動で運転できるようにしている。

(6) 天井クレーン

天井クレーンは、構内用輸送容器、乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクの運搬等に使用する。

また、天井クレーンの主要要素は、種々の二重化（主巻装置のワイヤーロープ、ドラム等）を施しており、使用済燃料貯蔵ラック上には、重量物を通過させないように、天井クレーンにインター・ロックが設けられている。

(7) 使用済燃料輸送容器除染設備

使用済燃料輸送容器除染設備は、構内用輸送容器、乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクの除染を行うため、共用プールに隣接して設けている。

(8) 燃料貯蔵区域換気空調系

燃料貯蔵区域換気空調系は、送・排風機、フィルタ等で構成する。共用プールの管理区域に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気口から大気に放出する。

(9) 使用済燃料輸送容器保管エリア

使用済燃料装填前あるいは装填後の構内用輸送容器、乾式貯蔵キャスク及び輸送貯蔵兼用キャスクを必要に応じて一時保管するため、運用補助共用施設内に使用済燃料輸送容器保管エリアを設けている。

(10) 電源

使用済燃料共用プール設備の電源は所内高圧母線から受電できる構成とする。また、外部電源喪失の場合でも、非常用所内電源からの供給が可能な構成とする。

なお、全交流電源喪失の場合でも電源車（「II.2.7」に記載）により、使用済燃料共用プール注水機能を維持する機器に対して電源を供給できる構成とする。

2.12.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

東北地方太平洋沖地震では、共用プール冷却浄化系、共用プール補機冷却系及び共用プール補給水系について、地下階に設置されていた電源設備以外のポンプ等の設備は床面より高い位置に設置されていたことにより被害は生じなかったが、同様に地下階に設置されていた電源盤等が浸水による被害を生じたため冷却機能を喪失した。

このため、余震により想定される津波対策としての仮設防潮堤の設置に加え、建屋の防水性向上対策等を行う。

現在は共用プール設備と同じく運用補助共用施設内に設置されている先行復旧予定の非常用ディーゼル発電機（4B）の復旧に合わせ、まずは地下階の防水性向上対策としてトレンチ開口部の閉塞を実施し、地下階の電源盤等の浸水による電源喪失リスクを低減させることで、冷却機能喪失リスクを低減している。また、建屋の浸水を抑えるために床・壁等の開口部の防水性向上対策を実施する。

(2) 火災

復旧した火災報知設備及び消火設備により、火災の早期検知、消火活動の円滑化を図る。

(3) 台風・竜巻

使用済燃料共用プール設備は、屋内に設置してあるため、台風・竜巻の影響を受けない。

(4) 環境条件

使用済燃料共用プール設備は基本的に東北地方太平洋沖地震において被災した設備を復旧する計画としている。復旧後は以下の保守管理を実施し、設備の維持を図る。

- ・燃料取扱装置、天井クレーンについては使用前の点検及び定期的な点検を実施する。
- ・共用プール冷却浄化系、共用プール補機冷却系、共用プール補給水系、建屋躯体等については、当面は、定期的な巡視点検において状態を監視し、異常の兆候が確認された場合に対応を行うこととしている。

2.12.1.7 構造強度及び耐震性

使用済燃料共用プール設備の構造強度及び耐震性は以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号 平成6年4月27日認可）

工事計画届出書（総文発官5第1218号 平成6年4月13日届出）

運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁および使用済燃料共用プール躯体について、基準地震動 S_s による耐震安全性評価を実施し、問題のないことを確認している。

2.12.1.8 機器の故障への対応

(1) 共用プール冷却浄化系の機器の単一故障

a. 共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプ故障

共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプが故障した場合は、現場に移動し、待機ポンプの起動を行い、使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

b. 電源喪失

共用プール冷却浄化系の電源が外部電源喪失や所内電源喪失により喪失した場合、電源の復旧に長時間を要しない場合は、電源の復旧により使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

共用プール冷却浄化系ポンプ及び共用プール補給水ポンプの電源の復旧に長時間を要する場合は、予め免震重要棟付近（OP. 36, 900）に待機している電源車を用いて共用プール補給水系の電源を復旧し、使用済燃料共用プールへの注水を行うと共に、必要に応じて予め免震重要棟西側（OP. 36, 900）に待機している消防車の配備を行い、直接プールに注水を行うことにより、プール水位の異常な低下を防止する。

(2) 共用プール冷却浄化系の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震、津波等により、万が一、共用プール冷却機能の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には、現場状況に応じて、予め免震重要棟西側（OP. 36, 900）に待機している消防車の配備を行い、プール水位の異常な低下を防止する。共用プール冷却機能が停止してから、燃料の露出を確実に防止でき且つ水遮へいが有効とされる使用済燃料の有効燃料頂部の上部 2m に至るまでは最短でも約 20 日であることから、使用済燃料プールの冷却を確保することは可能である。

(3) 冷却機能喪失事象に対する評価

共用プール冷却機能の喪失評価を添付資料—6 に示す。

(4) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下評価を添付資料—7 に示す。

2.12.2 基本仕様

2.12.2.1 要求仕様

以下に要求仕様を示す。なお、福島第一原子力発電所 原子炉設置許可申請書に機器仕様を記載されているものは機器名称に※を記載する。

(1) 使用済燃料共用プール

容 量 6840 体

(使用済燃料共用プールについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(2) 使用済燃料貯蔵ラック

容 量 90 体

個 数 76

(使用済燃料貯蔵ラックについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(3) 共用プール冷却浄化系

a. ポンプ※

台 数 3 (うち 1 台は予備)

容 量 約 500m³/h/台

(ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

b. 熱交換器※

基 数 2

交換熱量 約 3.3MW/基 (約 2.8×10⁶kcal/h/基)

(熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

c. ろ過脱塩装置※

形 式 圧力ブリコート形

基 数 2

容 量 約 200m³/h/基

(ろ過脱塩装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

表 2. 1 2 - 1 共用プール冷却浄化系 主要配管仕様

名 称	仕 様	
スキマ・サージ・タンクから共用プール冷却浄化系ポンプまで	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	267.4／9.3 SUS304TP／STS42 静水頭／14.0 66
共用プール冷却浄化系ポンプから共用プール冷却浄化系熱交換器まで	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	165.2／7.1 216.3／8.2 267.4／9.3 SUS304 TP／STS42 14.0 66
共用プール冷却浄化系熱交換器から使用済燃料共用プールへ	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	267.4／9.3 SUS304 TP 14.0 66
ポンプ出口配管から共用プール冷却浄化系ろ過脱塩器まで	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	165.2／7.1 SUS304TP／STS42／STPT38 14.0 66
共用プール冷却浄化系ろ過脱塩器からポンプ出口配管まで	外径／厚さ (mm) 材質 最高使用圧力 (kg/cm ²) 最高使用温度 (°C)	139.8／6.6 165.2／7.1 SUS304TP 14.0 66

(主要配管については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(4) 共用プール補給水系

a. 共用プール補給水貯蔵槽※

基 数 1
容 量 約 430m³
主要部材質 ステンレス鋼ライニング

b. ポンプ※

台 数 2
容 量 約 30m³/h/台

(5) 共用プール補機冷却系

a. ポンプ※

台 数 3 (うち1台は予備)

容 量 約 650m³/h/台

(ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

b. 空気冷却器※

基 数 2

交換熱量 約 3.3MW/基 (約 2.9×10⁶kcal/h/基)

(空気冷却器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

表 2. 1 2 - 2 共用プール補機冷却系 主要配管仕様

名 称	仕 様	
共用プール補機冷却ポンプ から共用プール冷却浄化系 熱交換器まで	外径／厚さ (mm)	216.3／8.2 267.4／9.3 318.5／10.3
	材質	STS42
	最高使用圧力 (kg/cm ²)	12.0
	最高使用温度 (°C)	70
共用プール冷却浄化系熱交 換器から共用プール補機冷 却系空気冷却器まで	外径／厚さ (mm)	114.3／6.0 165.2／7.1 267.4／9.3 318.5／10.3
	材質	STS42
	最高使用圧力 (kg/cm ²)	12.0
	最高使用温度 (°C)	70
共用プール補機冷却系空気 冷却器から共用プール補機 冷却系ポンプまで	外径／厚さ (mm)	114.3／6.0 165.2／7.1 318.5／10.3
	材質	STS42
	最高使用圧力 (kg/cm ²)	12.0
	最高使用温度 (°C)	70

(主要配管については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(6) 燃料取扱装置

型 式	燃料把握機付移床式
基 数	1
定格荷重	燃料把握機 460kg 補助ホイス ト 460kg

(燃料取扱装置については、以下の工事計画届出書により確認している。
工事計画届出書 (総文発官 5 第 1218 号 平成 6 年 4 月 13 日届出))

(7) 天井クレーン

a. 共用プールエリア天井クレーン

型 式	天井走行式
基 数	1
定格荷重	主巻 125t 補巻 5t

(共用プールエリア天井クレーンについては、以下の工事計画届出書により確認している。
工事計画届出書 (総文発官 5 第 1218 号 平成 6 年 4 月 13 日届出))

b. キャスク搬出人エリア天井クレーン

型 式	天井走行式
基 数	1
定格荷重	主巻 140t 補巻 5t

(キャスク搬出人エリア天井クレーンについては、以下の工事計画届出書により確認している。
工事計画届出書 (総文発官 5 第 1218 号 平成 6 年 4 月 13 日届出))

(8) 燃料貯蔵区域換気空調系

a. 共用プールエリア送風機

台 数	2 (うち 1 台は予備)
容 量	約 93,000m ³ /h/台
形 式	遠心式
静 圧	180mmAq

(共用プールエリア送風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

b. 共用プールエリア排風機

台 数	2 (うち 1 台は予備)
容 量	約 93,000m ³ /h/台
形 式	遠心式
静 圧	250mmAq

(共用プールエリア排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書 (6 資庁第 2935 号 平成 6 年 4 月 27 日認可))

(9) 温度計

形 式	熱電対
計測範囲	0～100℃
個 数	1

(10) エリア放射線モニタ

検出器の種類	計測範囲	取付箇所
半導体式	10 ⁻¹ ～1mSv/h	<ul style="list-style-type: none"> ・ 3F 1 チャンネル ・ 2F 1 チャンネル ・ 1F 3 チャンネル ・ B1F 1 チャンネル (合計 6 チャンネル)
	1～10 ¹ mSv/h	<ul style="list-style-type: none"> ・ 3F 1 チャンネル (合計 1 チャンネル)

(エリア放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。
工事計画届出書 (総文発官 5 第 1218 号 平成 6 年 4 月 13 日届出))

(11) 使用済燃料輸送容器保管エリア

保管容量 (構内用輸送容器, 乾式貯蔵キャスク, 輸送貯蔵兼用キャスクの合計)
10 基

(12) 消防車

基 数	1※
規格放水圧力	0.7MPa 以上
放水性能	60m ³ /h 以上
高圧放水圧力	1.0MPa 以上
放水性能	36m ³ /h 以上
燃料タンク容量, 消費量	約 63 l (参考値), 約 37 l /h (参考値)
※使用済燃料プール設備と共用	

(13) ろ過水タンク等

a. ろ過水タンク

基 数	1
容 量	約 8,000m ³ /基

b. 純水タンク

基 数	2
容 量	約 2,000m ³ /基

2.12.3 添付資料

添付資料 1 系統概略図

添付資料—2 現在の設備状況

添付資料 3 有効燃料頂部-2m での線量率評価

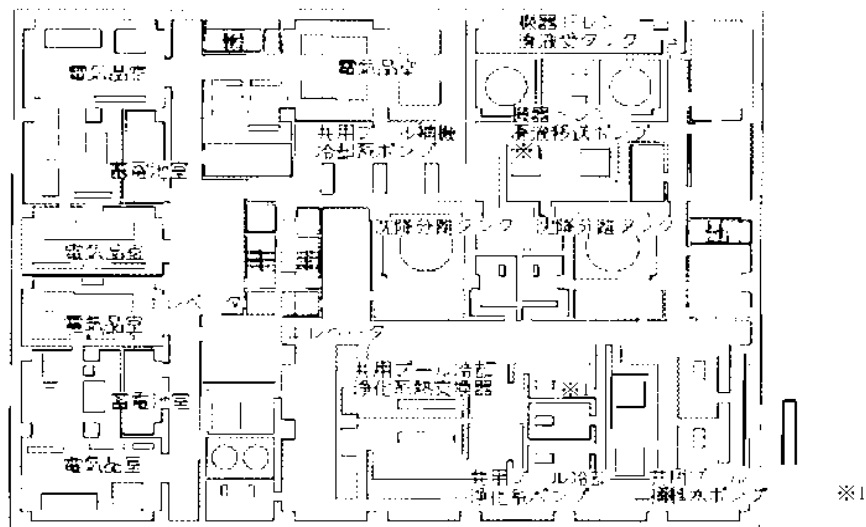
添付資料—4 「共用プール冷却浄化系及び共用プール補機冷却系」1 系列運転時の共用プール水温度評価

添付資料—5 運用補助共用施設共用プール棟の耐震安全評価について

添付資料 6 共用プール冷却機能の喪失評価

添付資料—7 燃料集合体の落下評価

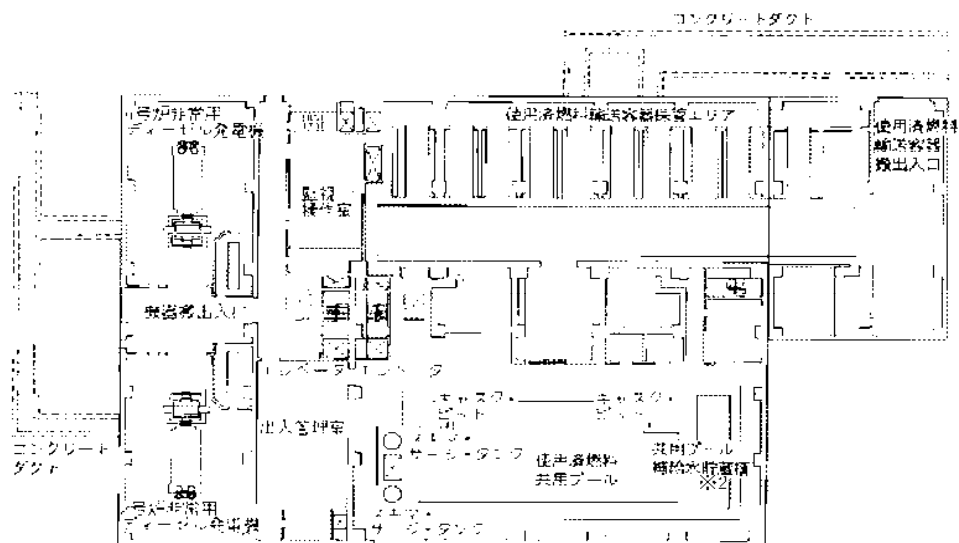
添付資料 8 使用済燃料共用プール設備の耐震安全性について



※1: 共用フルスケール冷却浄化系ポンプ、共用フルスケール補機冷却系ポンプ、共用フルスケール補給水ポンプ、共用フルスケール冷却浄化系熱交換器は、床面から高い位置に設置。

0.FL+2700mm

図2.12.1 運用補助共用施設平面図（その1）



※2: 共用フルスケール補給水貯蔵槽は、共用フルスケール同様、鉄筋コンクリート沿の設備。

0.FL+3250mm

図2.12.2 運用補助共用施設平面図（その2）



図 2. 12-3 運用補助共用施設平面図 (その 3)

図 2. 12-3 運用補助共用施設平面図 (その 3)



図 2. 12-4 運用補助共用施設平面図 (その 4)

図 2. 12-4 運用補助共用施設平面図 (その 4)

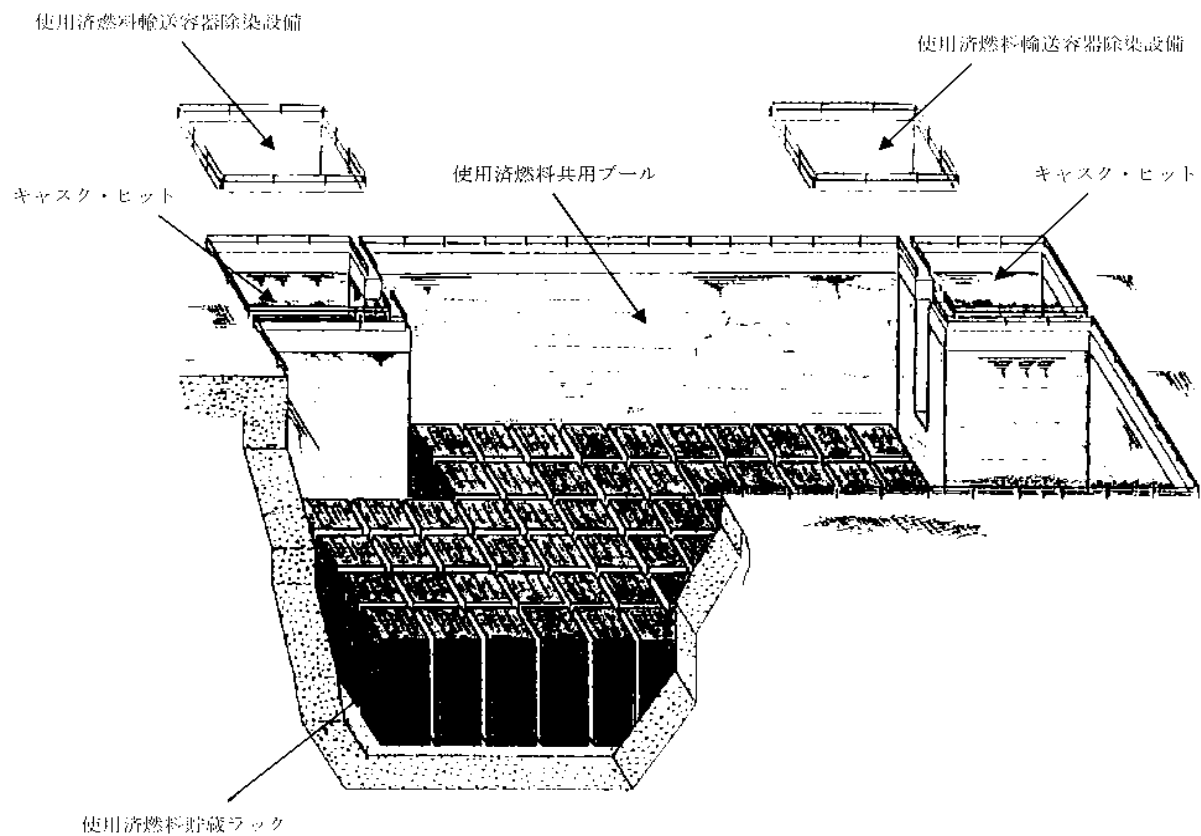


図 2. 1 2 6 共用プール概要図

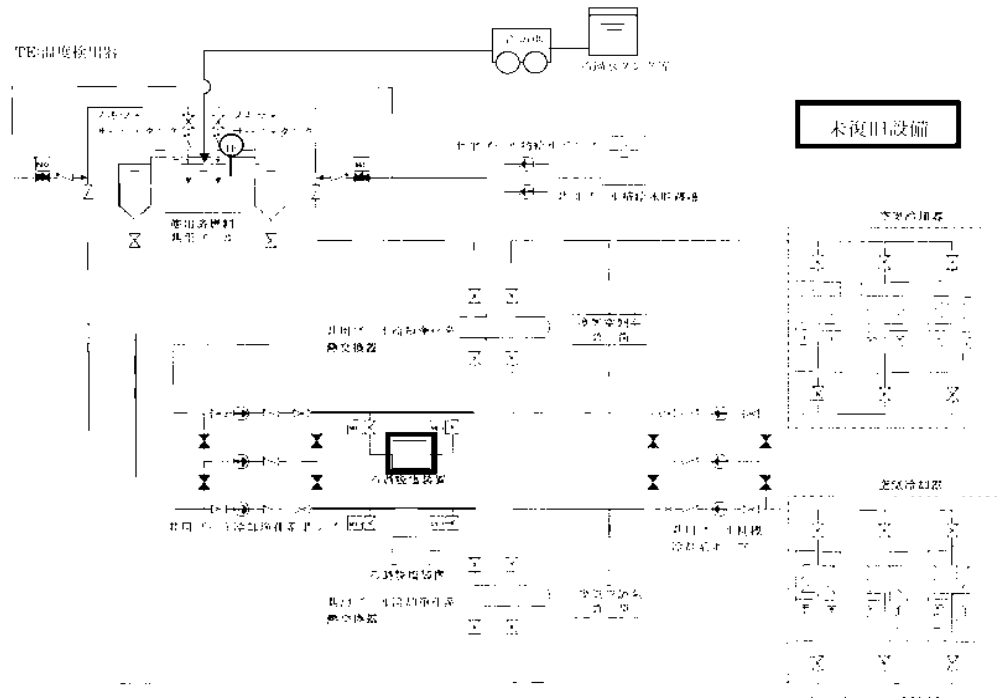


図 1 1 共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系
及び共用プール補給水系概略系統図（現状：平成 25 年 7 月）

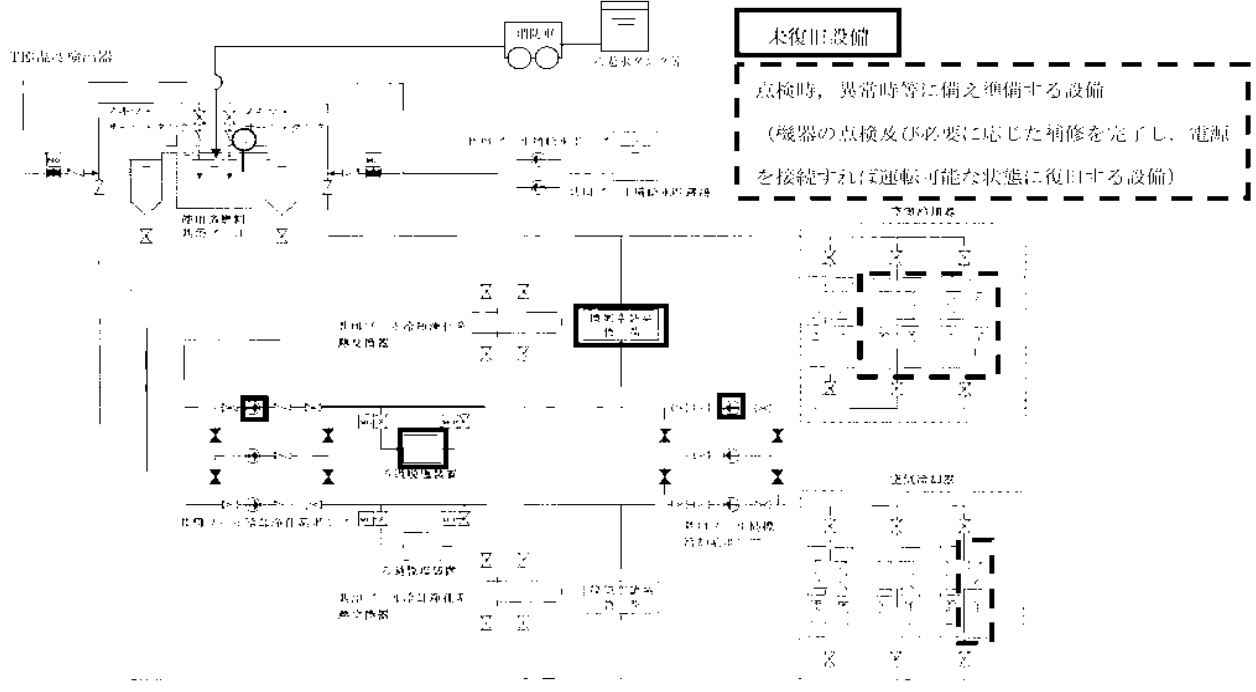


図 1 ー 2 共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系
及び共用プール補給水系概略系統図（共用プールからの燃料取出開始時に必要な状況）

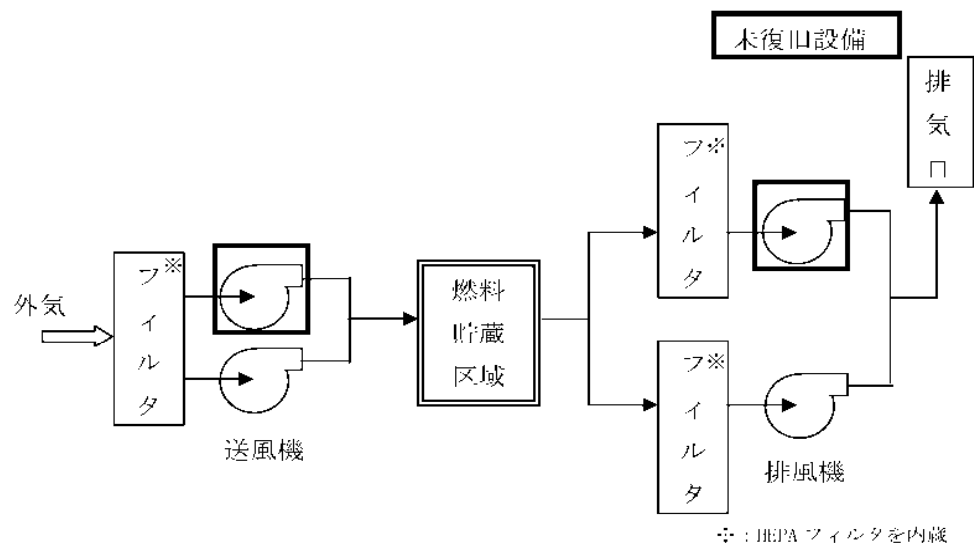


図 1 - 3 燃料貯蔵区域換気空調系概略系

現在の設備状況

東北地方太平洋沖地震に伴い発生した津波により、運用補助共用施設の非管理区域地下 1 階に設置された電源設備は 70～120cm 程度浸水し、運用補助共用施設は全ての電源が喪失した。電源喪失により共用プール冷却浄化系の機能は喪失したが、共用プール水位については、使用済燃料頂部より高い水位が十分確保されていた。なお、共用プール水温は一時的に 73℃程度まで上昇したが、仮設電源の設置と共用プール冷却浄化系の一部復旧により水温は低下し、現在は概ね 15～35℃程度を維持している。

現在の設備状況を添付資料— 1 に、設備の点検・復旧の概略工程計画を表 1 に示す。

今後、設備信頼性、運用面の改善、津波、1～6 号機使用済燃料プール及び炉内の燃料受け入れの観点から、設備の復旧、改造または設置等を必要に応じて実施していく計画としている。

1.1 燃料貯蔵設備

1.1.1 共用プール

漏えい水検出計は平成 24 年 6 月、水位警報装置は平成 25 年 3 月に復旧している。スキマ・サージ・タンク水位計の指示は巡視点検で確認しており、ウェブカメラにより免震重要棟でも確認することができる。使用済燃料貯蔵ラックは、平成 25 年 1 月に代表ラック 2 個に対して外観点検を実施し、問題がないことを確認している。

1.1.2 共用プール冷却浄化系

3 台ある共用プール冷却浄化系ポンプのうち 1 台目を平成 23 年 3 月に復旧し、早期に 2 系統ある冷却浄化系のうち 1 系統での共用プール水の冷却を可能としており、平成 25 年 3 月には 2 台目、平成 25 年 7 月には 3 台目も復旧し、冷却に関しては多重性を確保している。ろ過脱塩装置は、平成 24 年 4 月に 2 基のうち 1 基を復旧している。なお、ろ過脱塩装置の 2 基目は、平成 25 年 10 月末に復旧予定である。

添付資料— 4 に示すとおり、熱交換器 1 基で今後の 1～6 号機の燃料の受入れを考慮しても共用プール水温を 52℃以下に冷却することが可能であるが、残りの 1 系列についても点検時、異常時等に備えて熱交換器が使用できるように、平成 25 年 5 月に熱交換器を復旧している。

また、巡視点検において、共用プール水温度、ポンプの運転状態等を確認し、冷却状態を確認している。なお、共用プール水温度計の指示は、ウェブカメラにより免震重要棟でも確認することができる。

1.1.3 共用プール補機冷却系

3台ある共用プール補機冷却系ポンプのうち1台目を平成23年3月に復旧し、早期に2系統ある冷却浄化系のうち1系統での共用プール冷却浄化系の冷却を可能としており、平成25年3月には2台目、平成25年7月には3台目も復旧し、多重性を確保している。また、12台あるエアフィンクーラーは平成25年7月までに全数復旧している。

なお、空気冷却器は3ペイで1基（共用プール補機冷却系片系統に1基）を構成しており、1ペイあたり2台のエアフィンクーラーが配置されている。

添付資料 4に示すとおり、空気冷却器1基で今後の1～6号機の燃料の受入れを考慮しても共用プール水温を52℃以下に冷却することが可能であるが、残りの1系列の空気冷却器についても点検時、異常時等に備えて使用できるよう復旧している。なお、エアフィンクーラーについては、プール水温度を確認しながら運転台数の調整を行う。

また、巡視点検において、ポンプの運転状態等系を確認し、冷却状態を確認している。

1.1.4 共用プール補給水系

2台ある共用プール補給水ポンプのうち1台目を平成23年3月に復旧し、早期に共用プール補給水貯蔵槽からプールへ共用プール水を補給することを可能としており、平成25年3月には2台目も復旧し、多重性を確保している。

1.2 燃料取扱装置

平成24年9月に点検は終了しており、定期事業者検査相当の健全性確認を社内自主で実施し、機能上の問題がないことを確認している。

1.3 使用済燃料輸送容器

キャスク保管エリアで保管されていた使用済燃料輸送容器は、外観上異常はない。

また、震災時に使用済燃料輸送容器除染設備で点検していた使用済燃料輸送容器については、平成24年3月に点検を終了し問題ないことを確認している。

1.4 その他設備

1.4.1 天井クレーン

平成 24 年 2 月に点検は終了しており、定期事業者検査相当の健全性確認を社内自主で実施し、機能上の問題がないことを確認している。

1.4.2 使用済燃料輸送容器除染設備

外観上異常はない。

1.4.3 燃料貯蔵区域換気空調系

燃料貯蔵区域換気空調系については、2 台ある共用プールエリア送風機のうち 1 台を平成 23 年 3 月に復旧している。また、2 台ある共用プールエリア排風機のうち 1 台を平成 23 年 3 月に運転可能としているが、現状停止している。

停止の間の燃料取扱作業時は、共用プール奥ベフロ階において、空気中の放射性物質をダストサンプラーで採取し、放射性物質濃度の測定を行う。

なお、2 台ある共用プールエリア送・排風機のうち、1 台は予備機であることから、当面は送・排風機については各 1 台で運用する。共用プールエリア送・排風機の 2 台目については平成 26 年 5 月末に復旧予定である。

1.4.4 エリア放射線モニタ

現在、点検復旧中である。

復旧までの間の燃料取扱作業時は、可搬式放射線モニタ等を用いて監視する。

表1 共用プール設備の点検・復旧工程（案）

	平成24年				平成25年				平成26年	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
機器点検・復旧	天井クレーン点検・復旧									
	燃料取扱装置点検・復旧									
	使用済燃料輸送容器点検・保守									
	共用プール冷却浄化系、共用プール補機冷却系点検・復旧※1									
	（電源復旧しながら実施）									
		共用プール補給水ポンプ（2台目）点検・復旧								
		（電源復旧しながら実施）								
		監視系（漏えい検出計、水位警報装置、エリア放射線モニター等）点検・復旧								
		（電源復旧しながら実施）								
	換気空調系送風機側用フィルタ設置					換気空調系点検・復旧（共用プールエリア送・排風機2台目）				
電源設備	火災報知設備、消火設備点検・復旧									
	電源設備の復旧 ※2									
津波対策	床・壁等の開口部の防水性向上									

※1：1～4号機使用済燃料プールからの燃料受け入れ開始前までには、片系でエアフインクーラー6台を復旧する

※2：電源設備とは「Ⅱ.2.7 添付資料2「図-1」内単線結線図」で示されている共用プールM/C等を示している。

有効燃料頂部+2m での線量率評価

共用プールの冷却浄化系及び補給水系の機能が喪失した場合、消防車を用いて共用プールの冷却を再開する必要がある。冷却再開にあたり、共用プール水位が有効燃料頂部+2m において共用プール 3 階フロアでの作業が可能な線量率であることの確認を行った。

1. 評価条件

評価条件は以下の通りである。

- (1) 使用済燃料の体数はプール容量一杯の 6,840 体とする。
- (2) 使用済燃料の燃焼度は保守的に全燃料 9×9 燃料の最高燃焼度 55GWd/t とする。
- (3) 冷却期間については、共用プールに移送される使用済燃料として冷却期間の最も短い 5 号機使用済燃料プール及び炉心燃料の使用済燃料を考慮する。具体的な冷却期間は、5 号機停止（平成 23/1/3）から平成 25/1/1（5 号機使用済燃料移送開始）とする。
- (4) ORIGEN2 により使用済燃料の線源強度を計算し、この線源強度を用い MCNP により線量率を計算する。
- (5) 共用プール中心及び共用プール縁について、フロア高さの線量率を評価する。

2. 評価結果

下表に線量率の評価結果を示す。共用プール水位を有効燃料頂部+2m 確保することで、共用プール 3 階フロアにおける線量率を低く抑えることができる。したがって、作業員が共用プール 3 階フロアで消防車等による注水作業を行うことは可能である。

場所	線量率(mSv/h)
共用プール中心	1.3
共用プール縁	0.7

評価にあたっては使用済燃料の燃焼度及び冷却期間に十分な保守性を持たせていることから、線量率は更に小さくなると考える。

「共用プール冷却浄化系及び共用プール補機冷却系」1 系列運転時の共用プール水温度評価

1～4 号機の使用済燃料プール及び 5 号機、6 号機炉心及び使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の受入れを考慮した崩壊熱の最大値『約 2.6MW^{※1}』に対して、1 系列運転（共用プール冷却浄化系熱交換器 1 基、共用プール冷却浄化系ポンプ 1 台、共用プール補機冷却系空気冷却器 1 基「エアフィンクーラー6 台」、共用プール補機冷却系ポンプ 1 台）時に、共用プール水温度が 52℃以下になることの確認を行った。

※1：「添付資料－6」を参照

1. 評価条件

評価条件は以下の通りである。

- | | |
|-----------------------------|------------------------|
| (1) 崩壊熱 | : 約 2.6MW |
| (2) 共用プール冷却浄化系管側（プール側）流量 | : 500m ³ /h |
| 共用プール冷却浄化系胴側（補機冷却系側）流量 | : 500m ³ /h |
| (3) 共用プール補機冷却系空気冷却器ファン側大気温度 | : 29.1℃ |
| 共用プール補機冷却系空気冷却器管側出口水温度 | : 38℃ |
| 共用プール補機冷却系管側流量 | : 650m ³ /h |
| (4) 換気空調系負荷 | : 約 1.3MW |

2. 評価結果

図 1 に評価結果を示す。共用プール水温度は 51.4℃であり、1～4 号機の使用済燃料プール、5 号機、6 号機使用済燃料プール及び炉心に貯蔵されている使用済燃料の受入れを考慮した崩壊熱に対して、1 系列運転時に共用プール水温度を 52℃以下とすることが可能である。

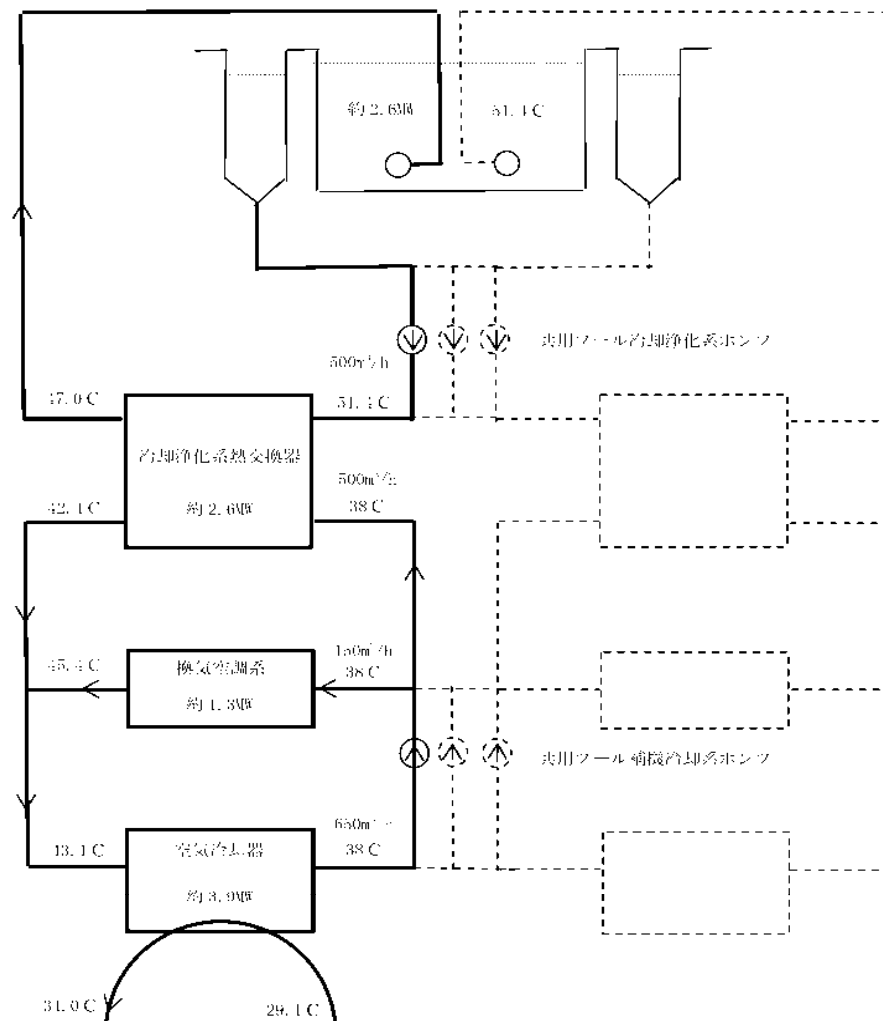


図 1 1 系列運転時熱バランス

運用補助共用施設共用プール棟の耐震安全性評価について

1. 耐震壁の耐震安全性評価

1.1 評価方針

運用補助共用施設共用プール棟（以下、PL/Bという）の耐震安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析によることとし、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

1.2 地震応答解析

(1) PL/Bの概要

PL/Bは、地上3階、地下1階の鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造）の建物である。概略平面図（基礎版レベル）及び概略断面図を、図1.1～図1.3に、物性値を表1.1に示す。

PL/Bは、基礎底面からの高さが37.6m、地上部が27.6m、地下部が10.0mであり、平面が72.5m(NS方向)×54.5m(EW方向)で、厚さ2.7mの鉄筋コンクリート造の基礎版を介して富岡層(O.P. 0.0m)上に支持されている。

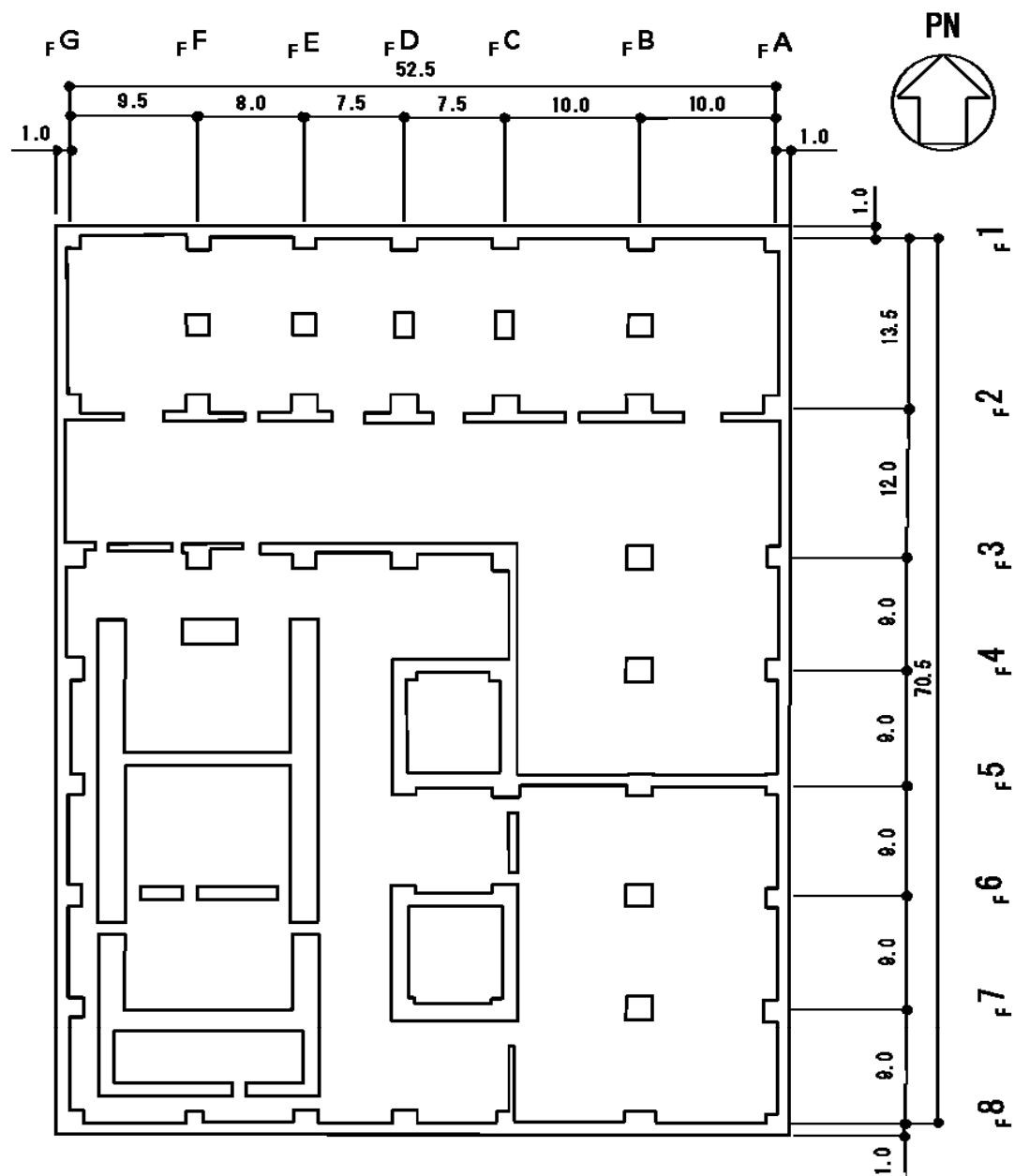


図1.1 PL/B 基礎版レベル平面図(0. P. 2. 7m) (単位 : m)

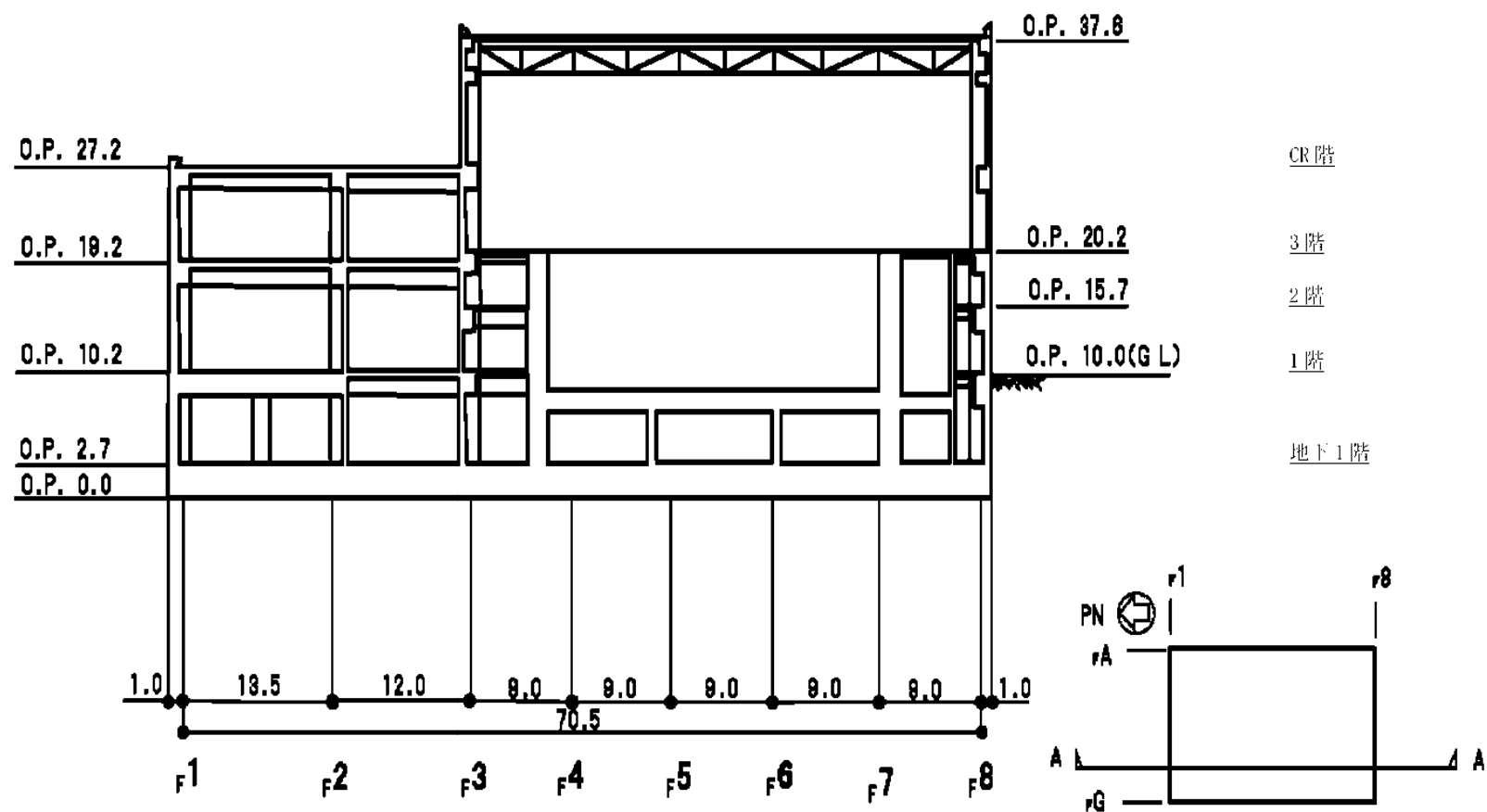


図1.2 PL/B NS方向断面図 (単位：m)

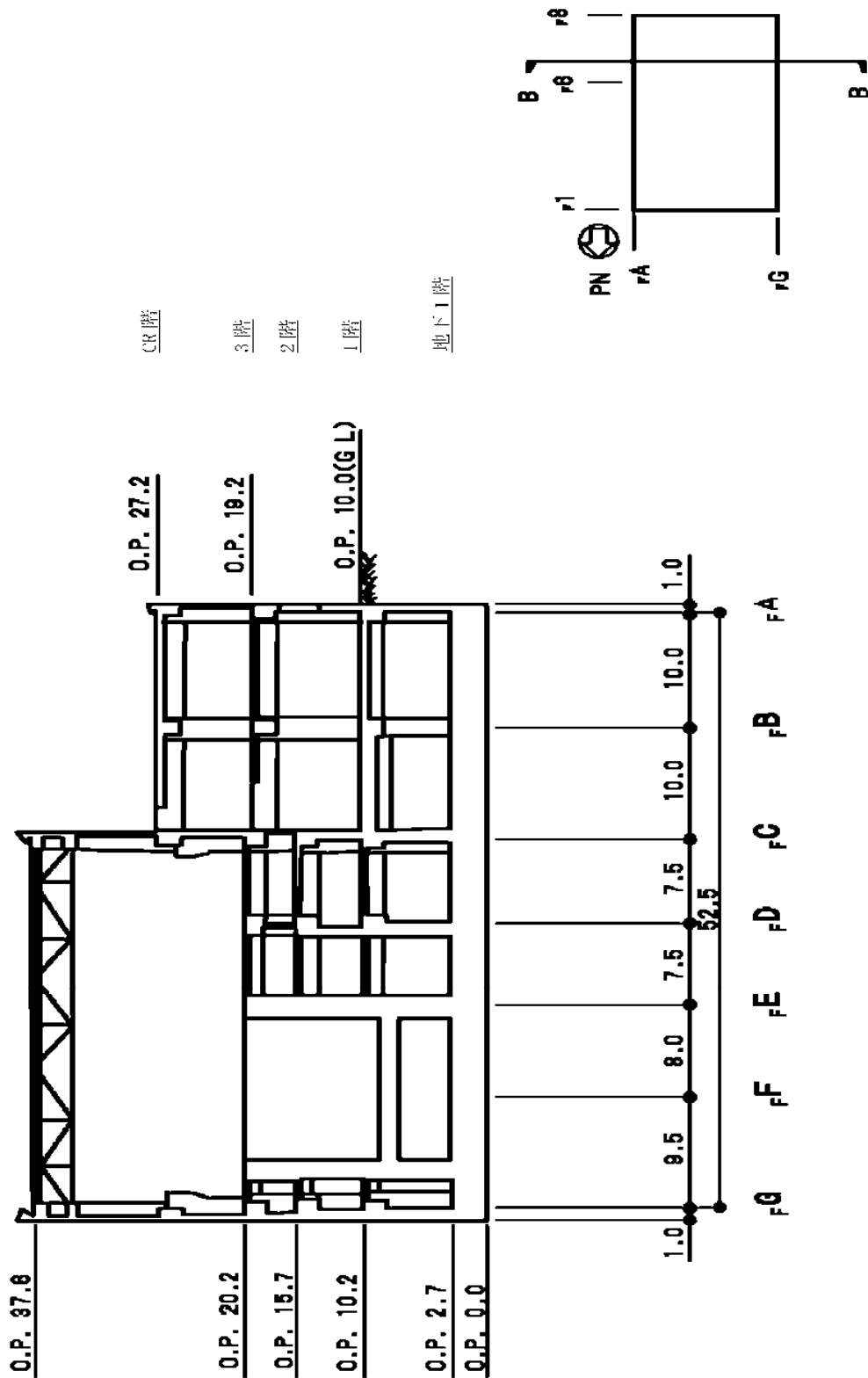


图1.3 PI/B EW方向断面图 (单位: m)

表 1.1 PL/B の物性値

	強度* ¹ F _c (N/mm ²)	ヤング係数* ² E (N/mm ²)	せん断弾性係数* ² G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量* ³ γ (kN/m ³)
コン クリ ート	40.0	2.81×10 ⁴	1.17×10 ⁴	0.2	24.5
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

*1：強度は実状に近い強度（以下、「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめによるめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

(2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮した、曲げ及びせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。解析モデルの諸元を図 1.4 及び図 1.5 に示す。

地盤は、地盤調査に基づき水平成層地盤とし、基礎底面地盤ばねについては、「原子力発電所耐震設計技術指針 追補版 JEAG 4601 - 1991」（以下、「JEAG 4601 - 1991」という。）により、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似法により評価する。基礎底面地盤ばねには、基礎浮き上がりによる幾何学的非線形性を考慮する。図 1.6 に回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係を示す。

また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEAG 4601 - 1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

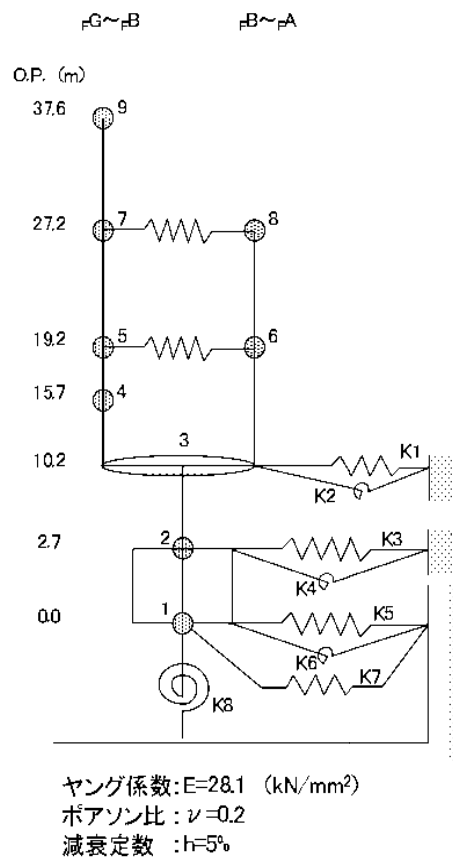
なお、表 1.2 に地盤調査に基づく地盤定数を示す。

復元力特性は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG 4601 - 1991」に基づいて設定する。

地震応答解析は、上記復元力特性を用いた弾塑性時刻歴応答解析とする。

入力地震動は、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s を用いることとする。

なお、埋め込みを考慮した解析モデルであるため、モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力（以下「切欠き力」という。）を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。図 1.7 に、地震応答解析モデルに入力する地震動の概念図を、図 1.8 に解放基盤表面位置（O. P. -196.0m）における基準地震動 S_s-1 、 S_s-2 及び S_s-3 の加速度時刻歴波形（水平方向）を示す。



はり部材
(耐震壁)

9	41,840	8	39,680
	11.06		18.59
	45.40		42.10
7	100,530	6	45,030
	50.38		21.61
	81.90		47.20
5	137,540	3	360,400
	70.36		152.05
	249.00		333.40
4	98,480	2	237,620
	20.04		105.00
	247.70		3951.00
3	84.82	1	125,540
	68.20		55.02
	18.09		1730.70

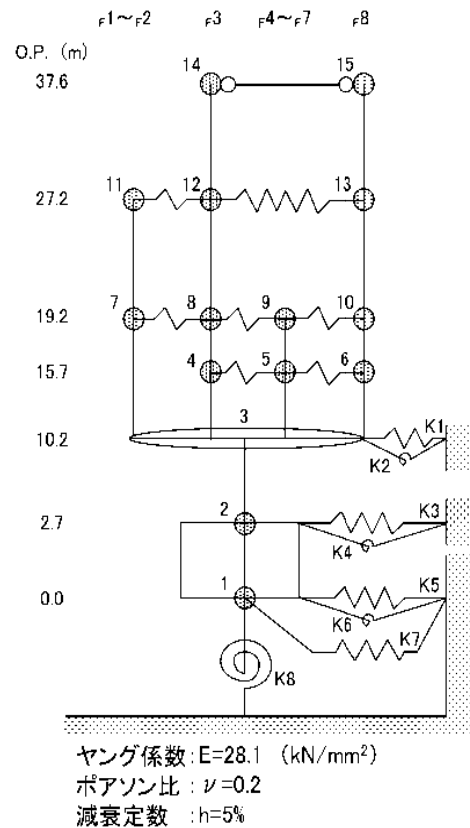
凡 例

質点番号	重量 (kN)
	回転慣性 ($\times 10^6$ kNm ²)
せん断断面積 (m ²)	
断面2次モーメント ($\times 10^3$ m ⁴)	

床せん断ばね (単位: $\times 10^6$ kN/m)

7	28.75	8	
5	18.23	6	

図1.4 PL/B 建屋の振動諸元(NS方向)



はり部材
(耐震壁)

14	20,900		15	20,940
	4.50			4.50
	19.70			19.70
11	56,470	12	13	34,310
	10.37			10.15
	64.00			35.90
7	59,770	8	9	18,470
	16.94			4.99
	81.70			46.00
4	8,180	5	6	11,050
	1.16			1.35
	25.00			41.00
3	360,400	3	3	360,400
	101.79			101.79
	308.10			308.10
2	237,620	2	2	237,620
	62.97			62.97
	3951.00			3951.00
1	125,540	1	1	125,540
	31.10			31.10
	978.00			978.00

凡 例

質点番号	重量 (kN)
せん断断面積 (m ²)	回転慣性 (× 10 ⁸ kNm ²)
断面2次モーメント (× 10 ³ m ⁴)	

床せん断ばね
(単位: × 10⁶ kN/m)

m)			14	∞ (剛ばねとした)			15
	11	19.32	12	3.56			13
	7	15.71	8	10.08	9	10.75	10
			4	5.14	5	5.09	6

図1.5 PL/B 建屋の振動諸元(EW方向)

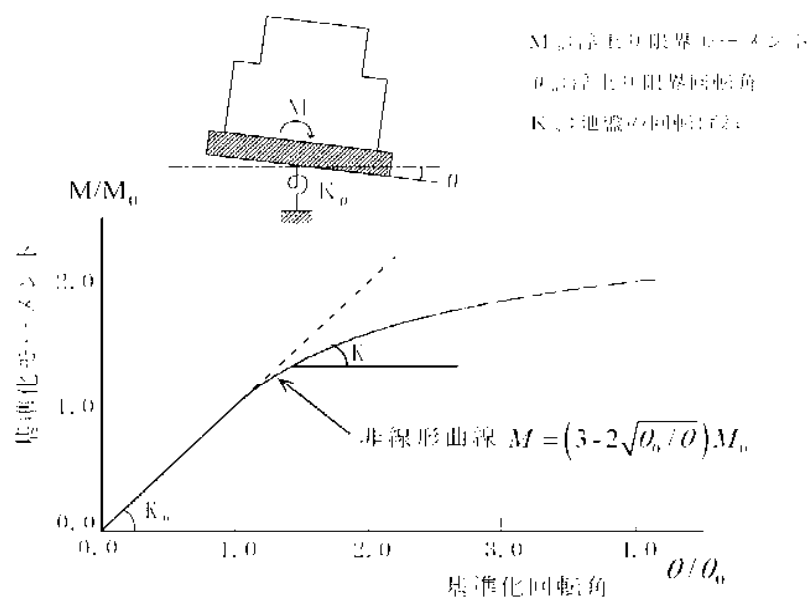


図 1.6 回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係

表 1.2(1) PL/B 地盤定数 (Ss-1H)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 b (%)	層厚 H (m)
10.0										
2.7	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	7.3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.69	3.41	0.79	7.88	3	12.7
-80.0		500	17.1	0.455	3.44	4.36	0.79	10.01	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.45	5.63	0.79	12.87	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.16	6.53	0.79	14.88	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 1.2(2) PL/B 地盤定数 (Ss-2H)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 b (%)	層厚 H (m)
10.0										
2.7	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	7.3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	12.7
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 1.2(3) PL/B 地盤定数 (Ss-3H)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^3$ kN/m ²)	初期せん断 弾性係数 G ₀ ($\times 10^3$ kN/m ²)	剛性 低下率 G/G ₀	ヤング 係数 E ($\times 10^3$ kN/m ²)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
2.7	砂岩	380	17.8	0.473	2.28	2.62	0.87	6.72	3	7.3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	12.7
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-
	(解放基盤)									

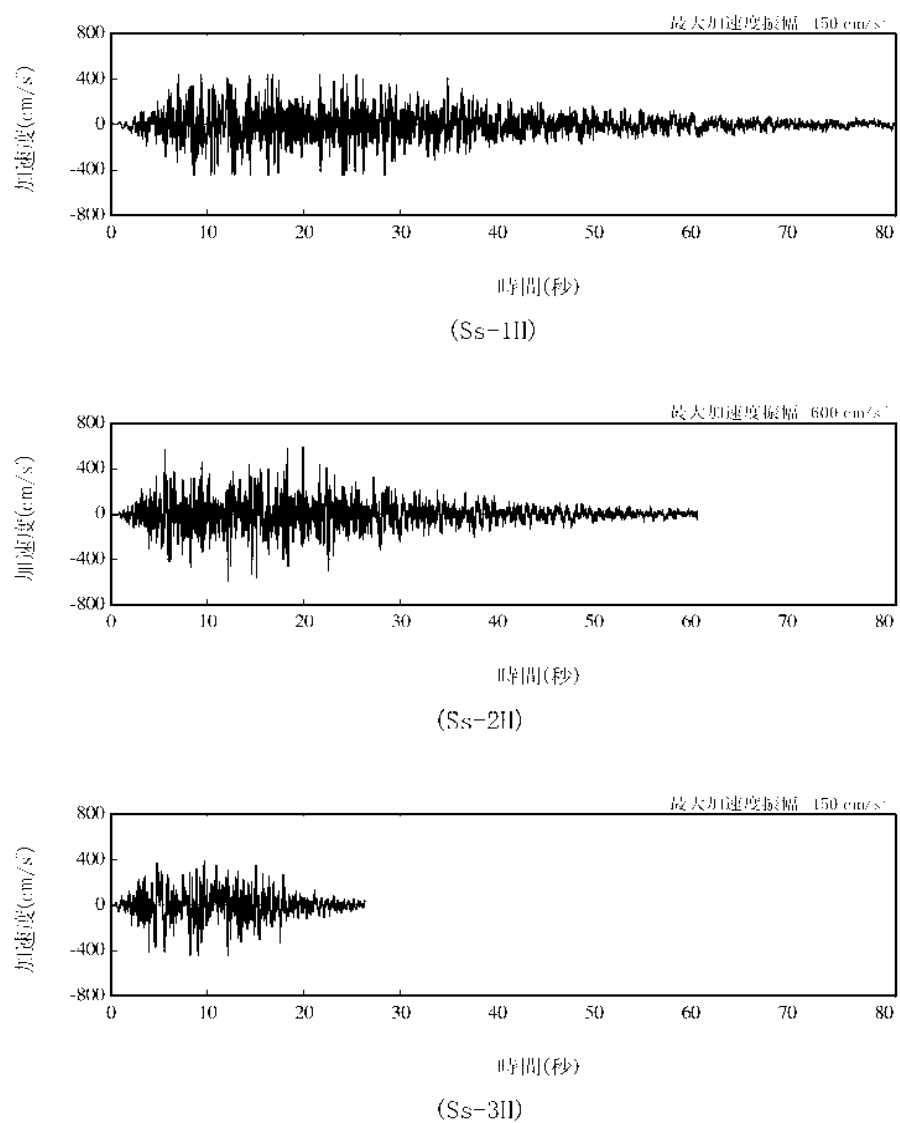


図1.8 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)

(3) 地震応答解析結果

基準地震動Ssによる最大応答加速度を、図1.9及び図1.10に示す。

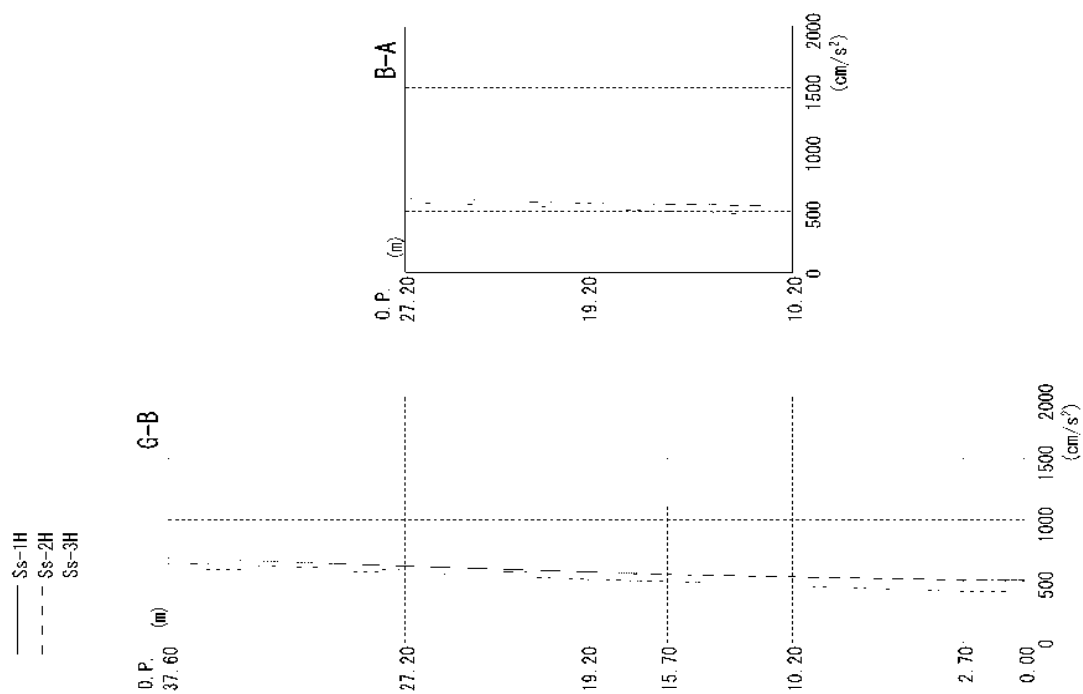


図1.9 PL/B 最大応答加速度 (NS方向)

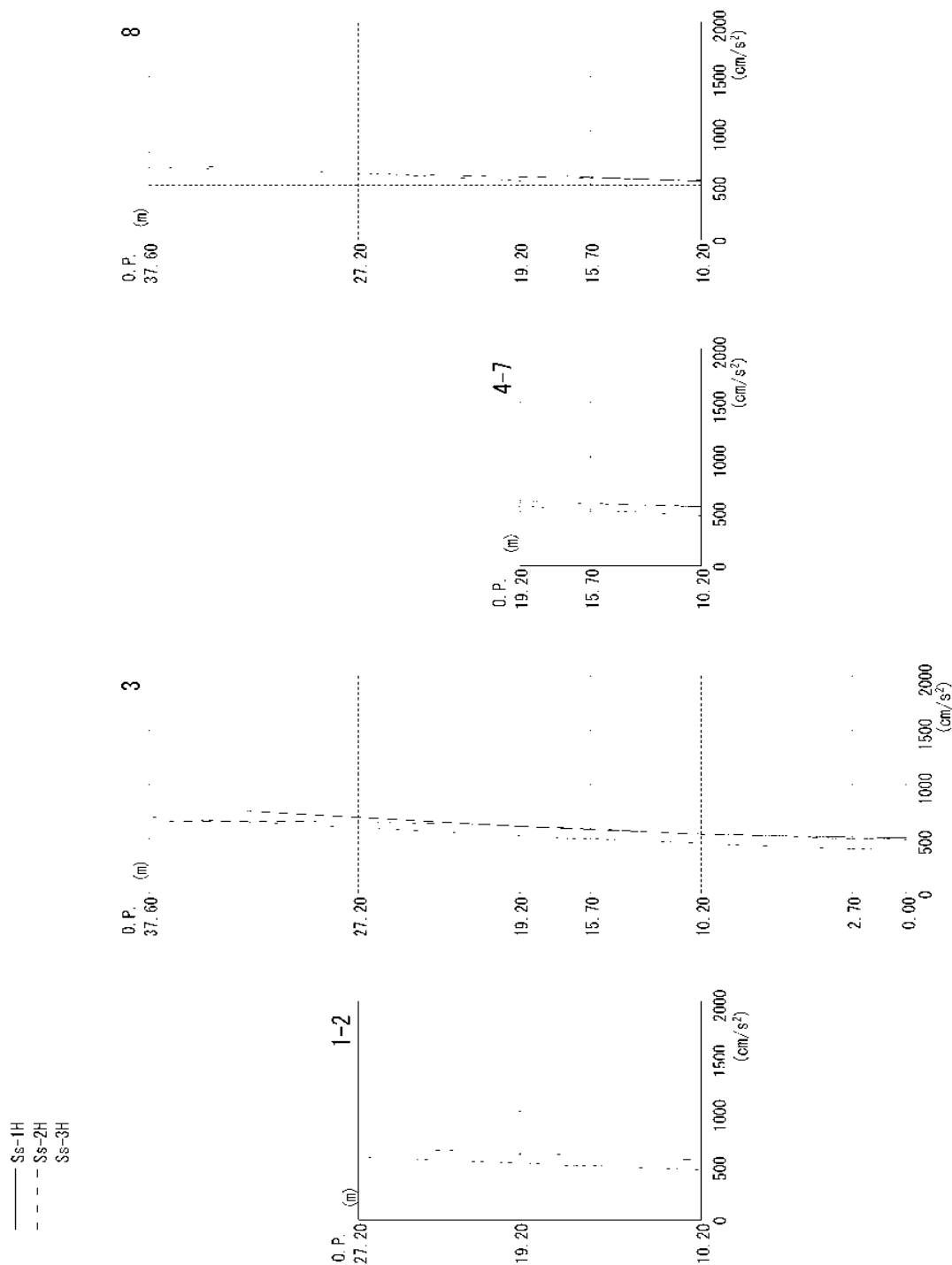


図1.10 PL/B 最大応答加速度 (EW方向)

1.3 耐震壁の耐震安全性評価

表1.3及び表1.4に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また、図1.11及び図1.12に基準地震動Ssに対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.14×10^{-3} であり、耐震壁の評価基準値 (2.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。

表 1.3 PL/B 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (N S 方向)

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	($\times 10^{-3}$) 評価基準値
CR階	0.06	0.06	0.05	2.0 以下
3階	0.10	0.09	0.09	
2階	0.10	0.09	0.09	
1階	0.10	0.09	0.09	
地下1階	0.11	0.11	0.10	

表 1.4 PL/B 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (E W 方向)

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	($\times 10^{-3}$) 評価基準値
CR階	0.10	0.09	0.09	2.0 以下
3階	0.12	0.11	0.10	
2階	0.12	0.12	0.11	
1階	0.14	0.14	0.12	
地下1階	0.12	0.13	0.11	

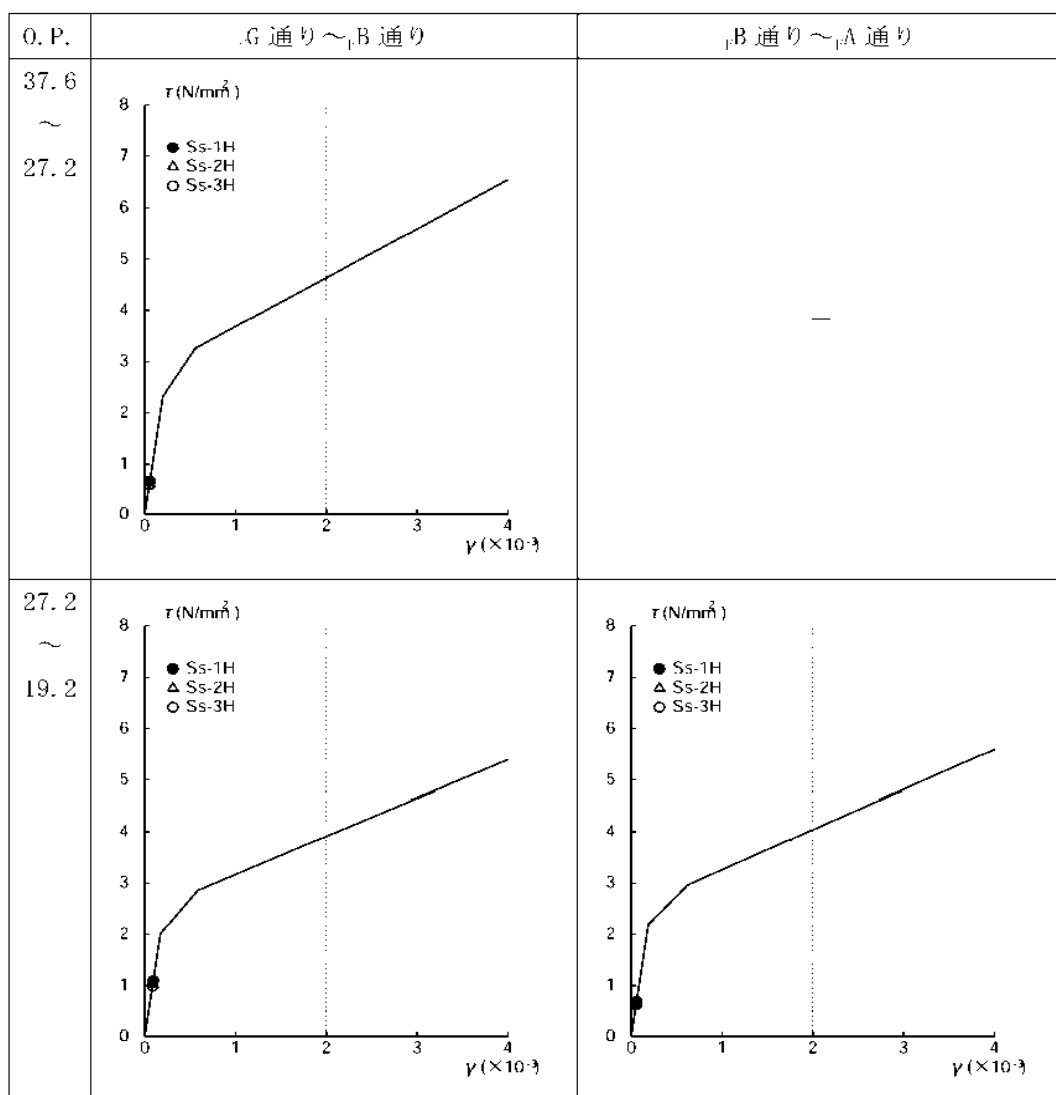


図 1.11(1) PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 NS 方向

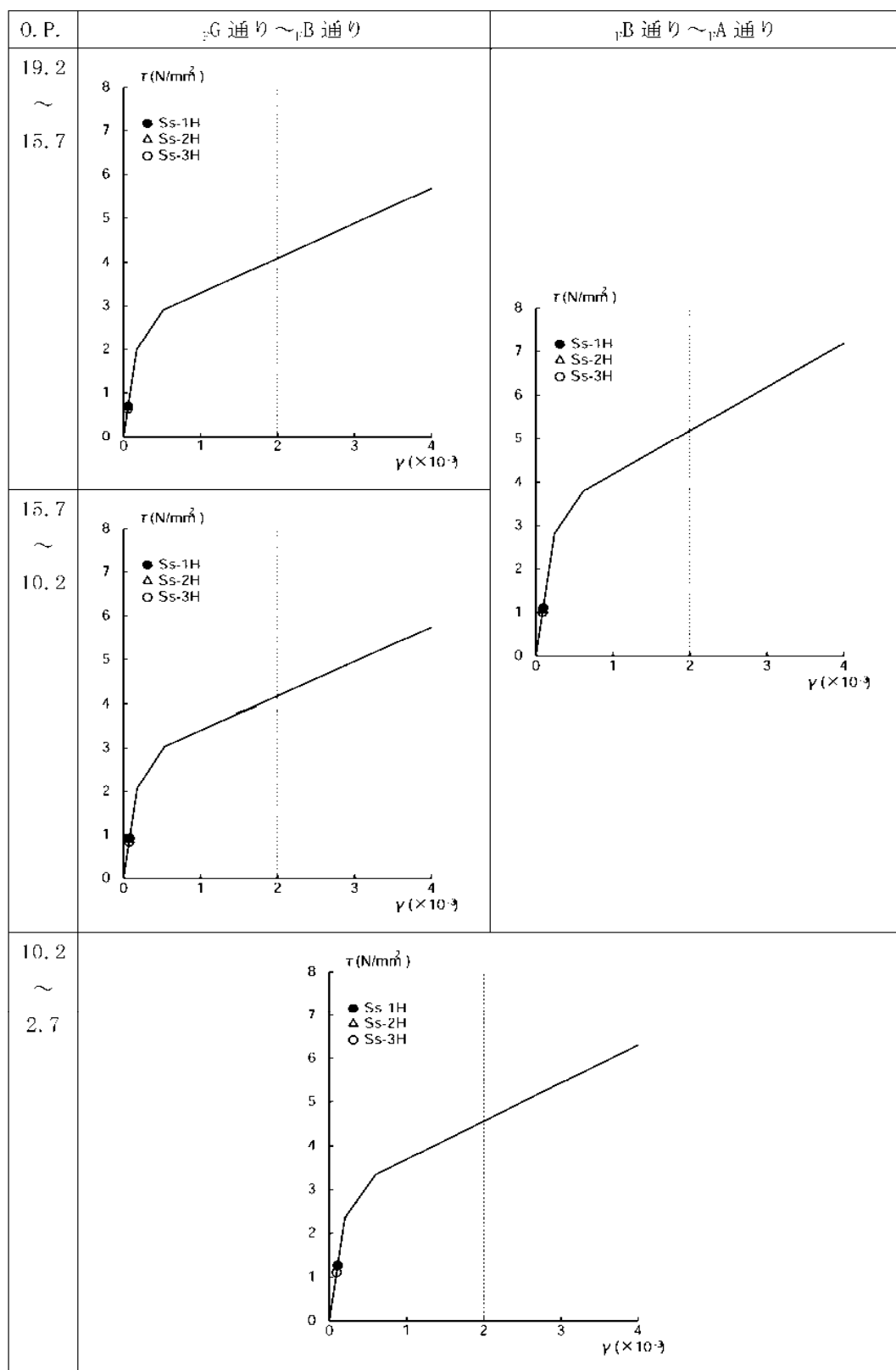


図 1.11 (2) PL/B セン断スケルトン曲線上の最大応答値 NS 方向

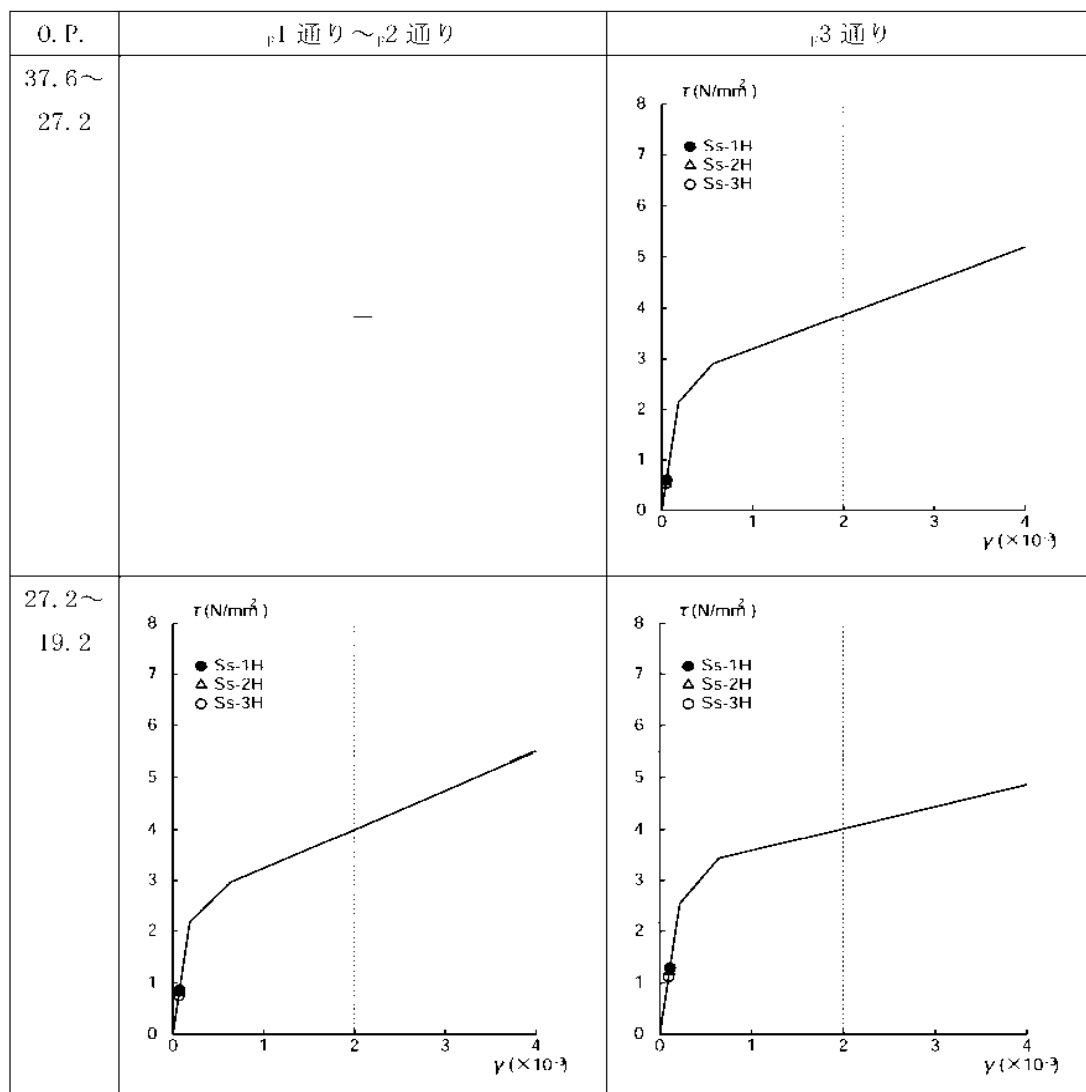


図 1.12(1) PL/B セン断スケルトン曲線上の最大応答値 HW 方向

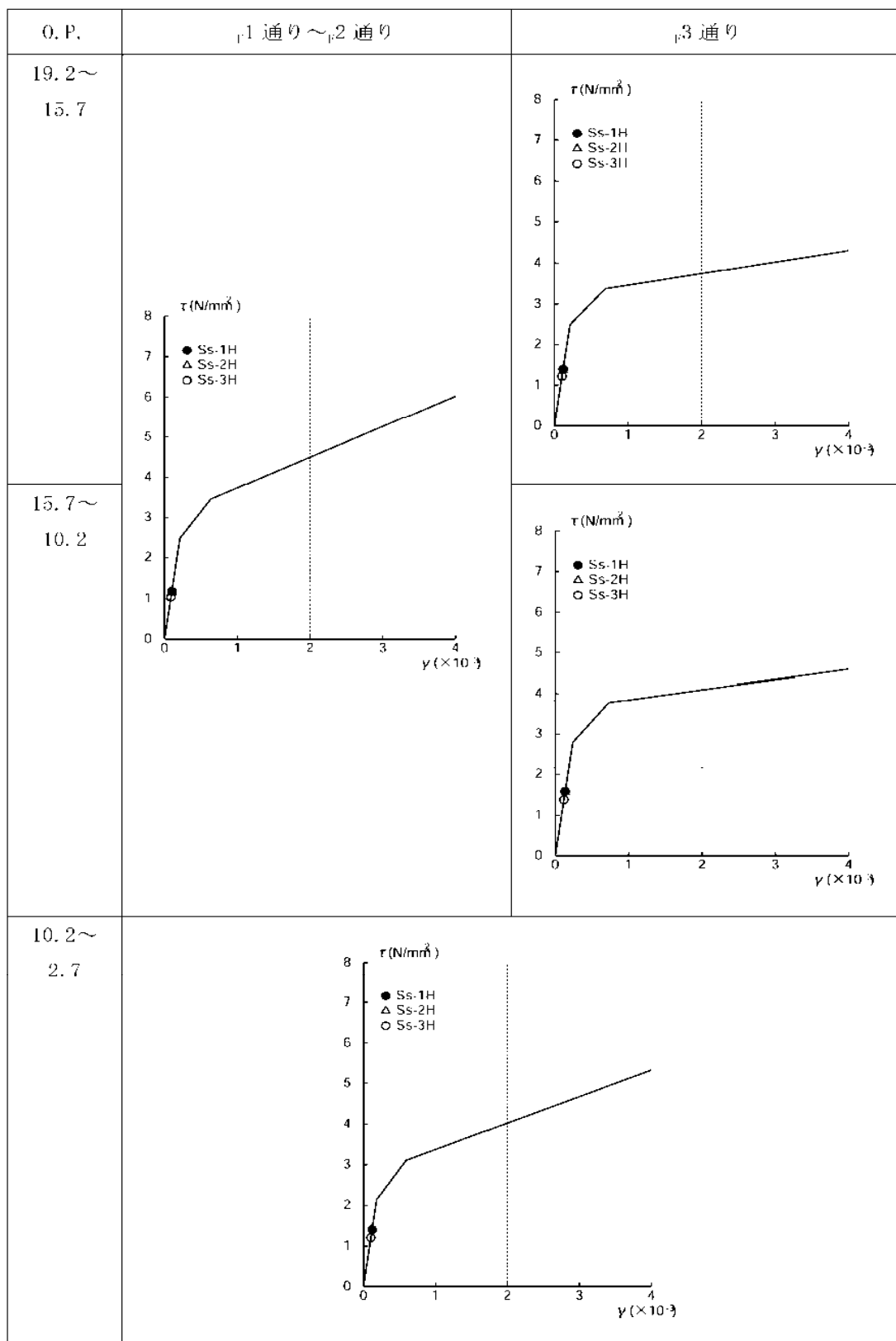


図 1.12 (2) PL/B セン断スケルトン曲線 I の最大応答値 EW 方向

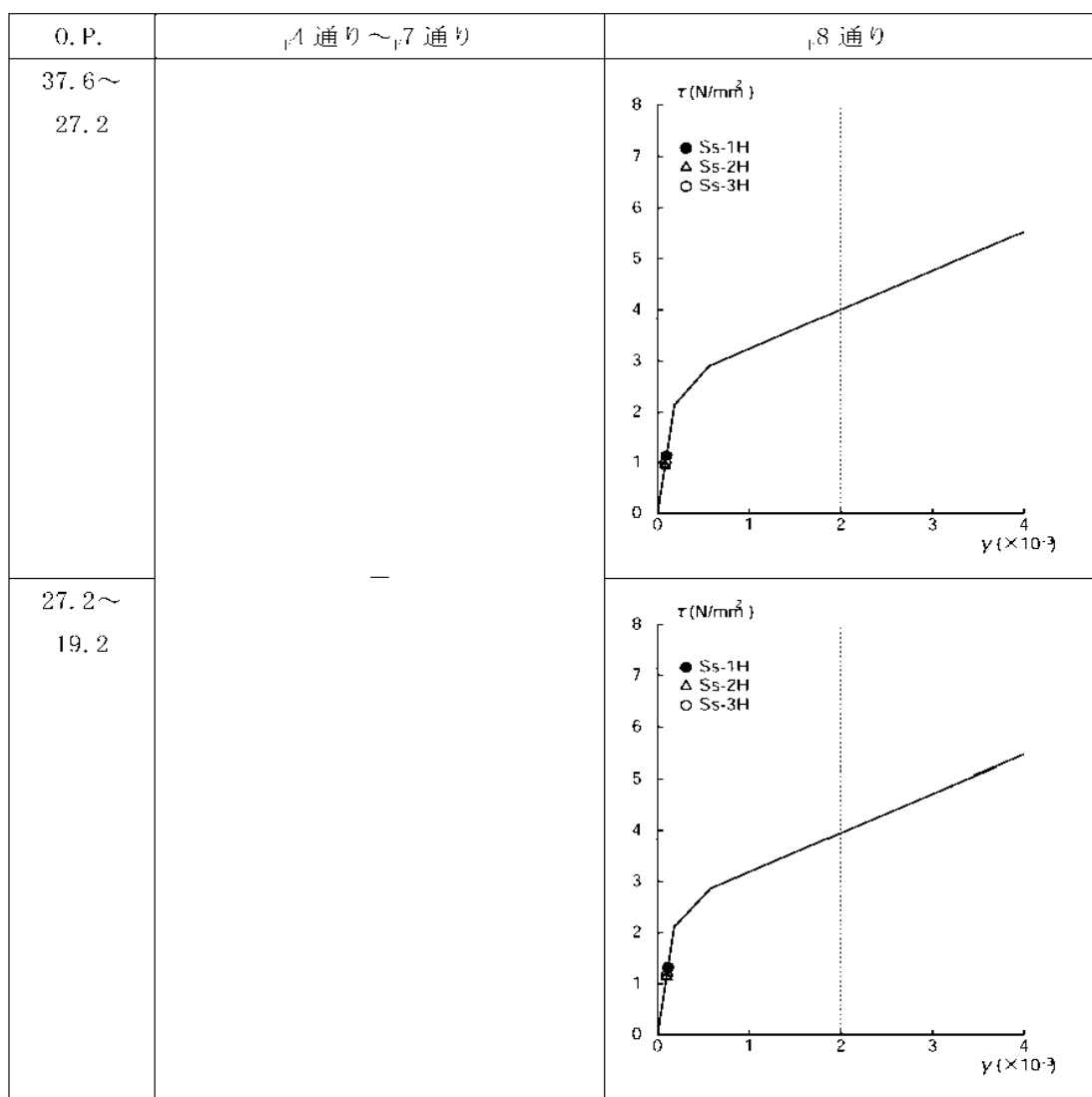


図 1.12 (3) PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 EW 方向

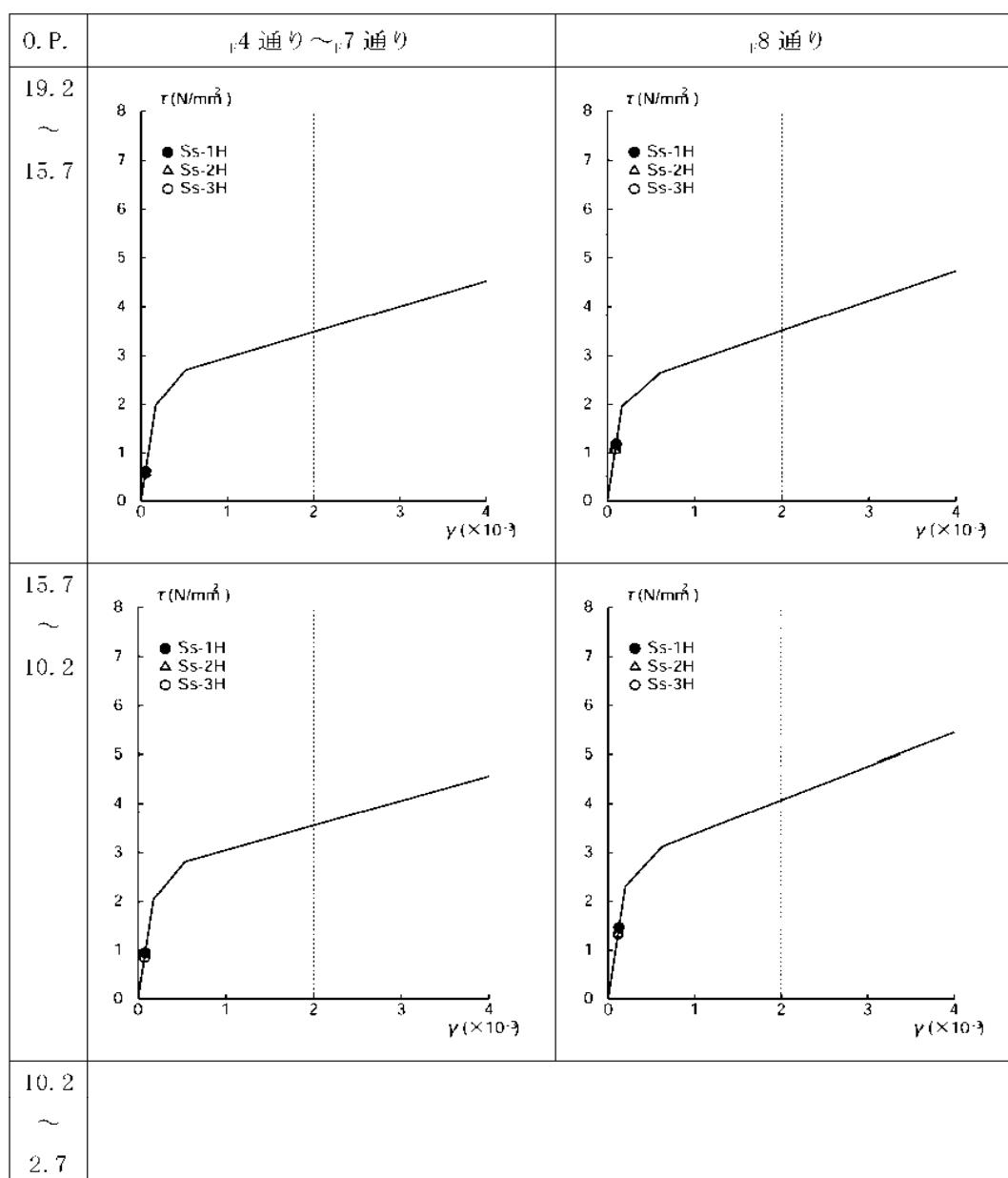


図1.12 (4) PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 EW方向

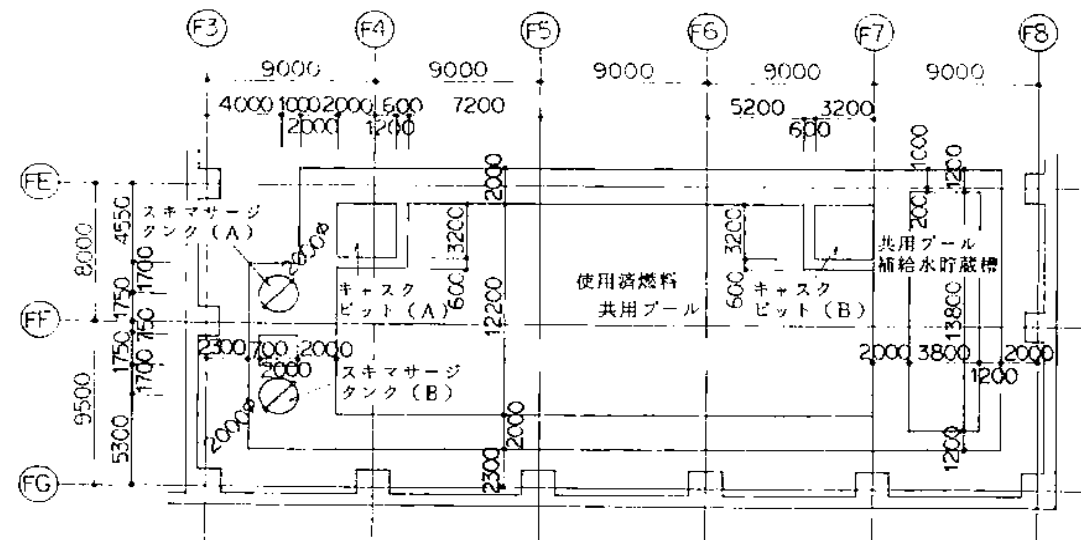
2. 使用済燃料共用プール躯体の耐震安全性評価

2.1 解析評価方針

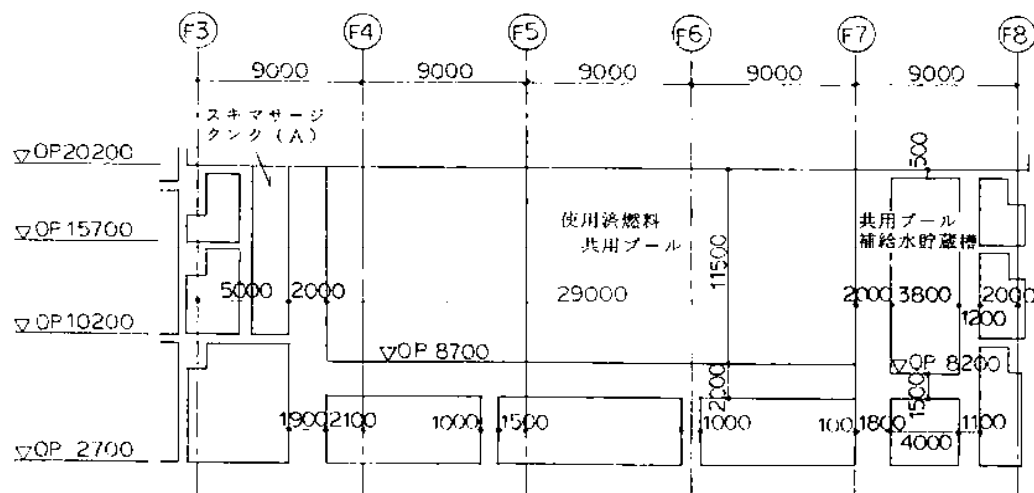
本検討では、使用済燃料共用プール躯体（以下、共用プール）の耐震安全性を3次元FEMモデルによって評価する。

共用プールの構造概要を図2.1に示す。

耐震安全性評価は、図2.2のフローに示すように以下の手順で行う。



(平面)



(断面)

(単位：mm)

図 2.1 共用プール概要図

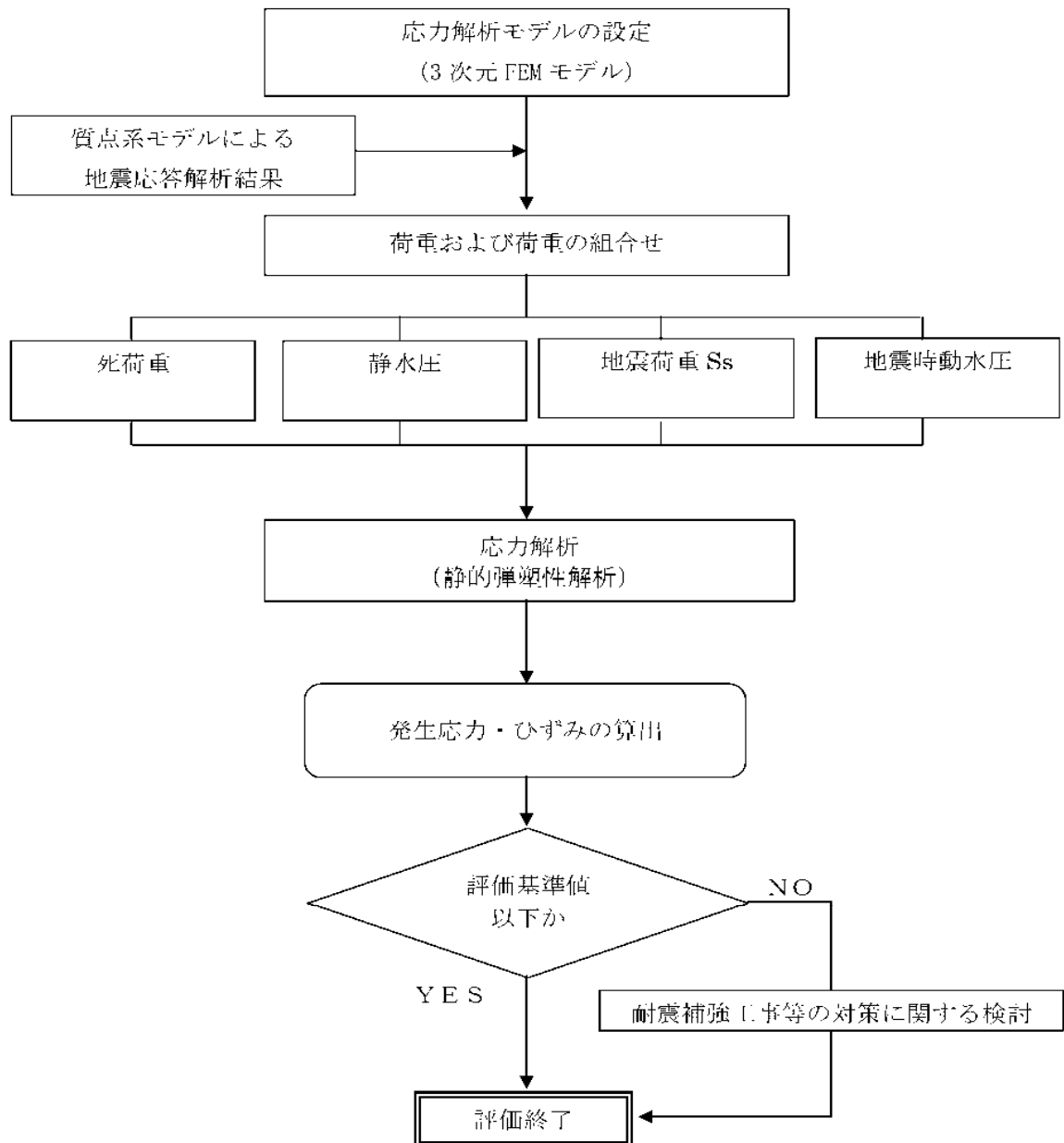


図 2.2 共用プールの耐震安全性評価フロー

2.2 応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した静的弾塑性解析を実施し、共用ブール部に発生する応力およびひずみを算定する。解析モデルは、共用ブール部分を切り出した3次元FEMモデルとする。

解析モデルに使用する板要素は、鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いた。各要素には、板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが、板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮した。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

図 2.3 に解析モデル概要図を、図 2.4 にコンクリートと鉄筋の構成則を、図 2.5 に解析モデルの境界条件を示す。

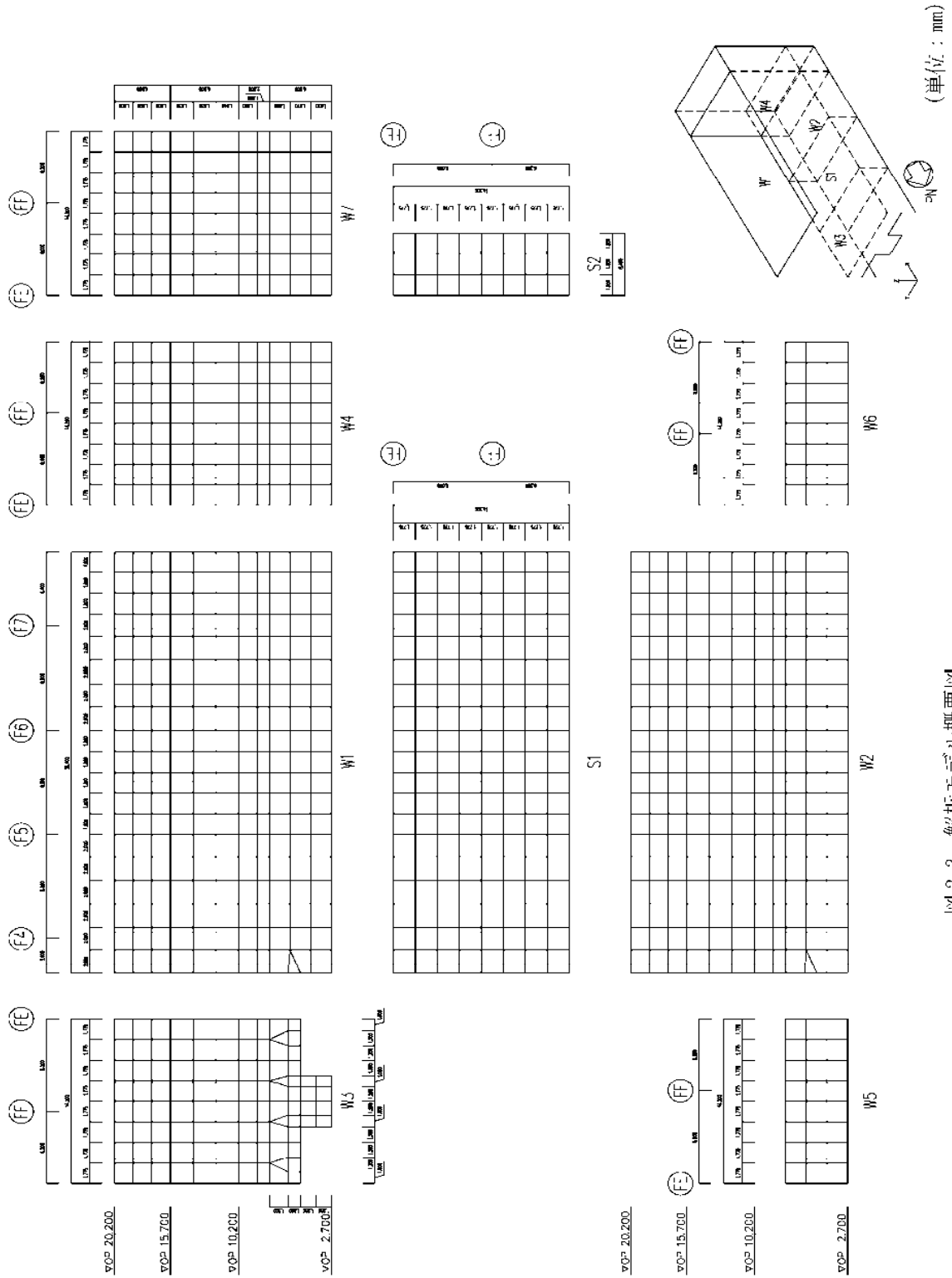
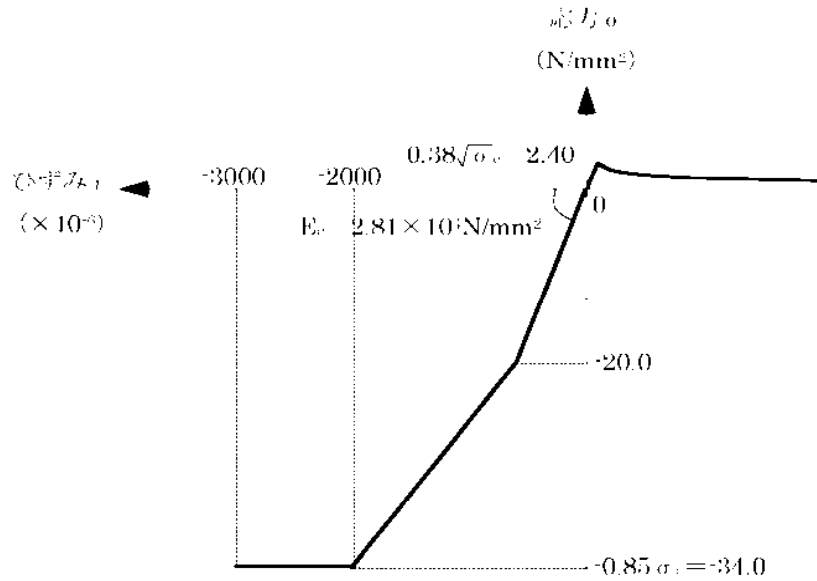
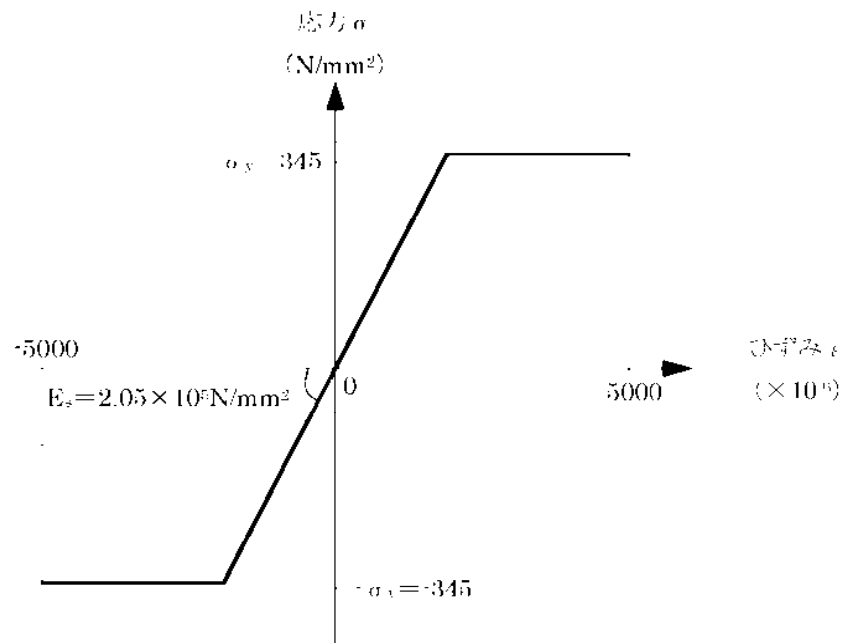


図 2.3 解析モデル概要



(a) コンクリートの応力-ひずみ関係 (コンクリート強度 $\sigma_c = 40$ N/mm²)



(b) 鉄筋の応力-ひずみ関係 (鉄筋降伏点 $\sigma_y = 345$ N/mm²)

図 2.4 コンクリートと鉄筋の構成則

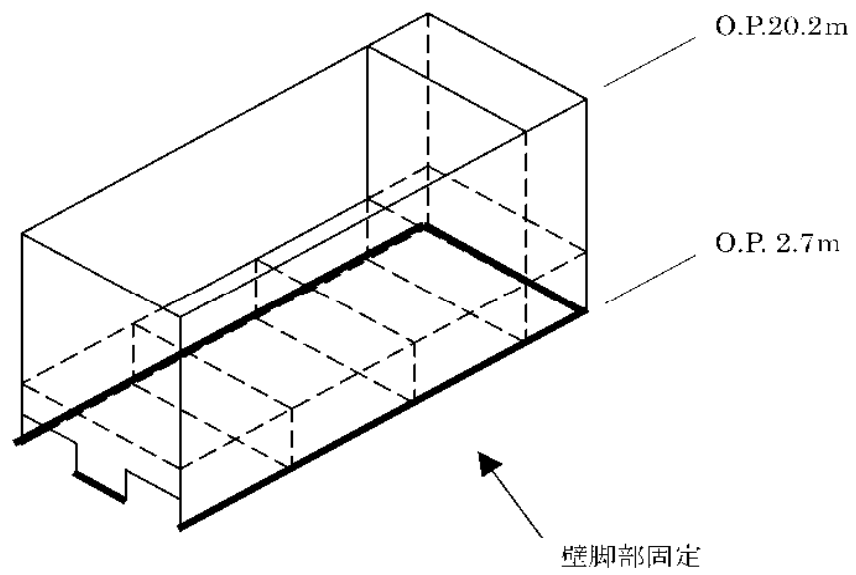


図 2.5 解析モデルの境界条件

2.3 荷重および荷重の組合せ

(1) 死荷重

解析モデルに付与する死荷重は、モデル化範囲の建屋躯体の自重に加え、機器・配管・その他の共用ブールに直接取りつく大梁、小梁、床スラブ、間仕切壁の自重も考慮する。

(2) 静水圧

共用ブールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

(3) 地震荷重

「1. 耐震壁の耐震安全性評価」の質点系モデルによる基準地震動 S_s に対する地震応答解析結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。

(4) 地震時動水圧

共用ブールが満水状態にあると仮定した場合の動水圧を考慮する。

(5) 荷重の組合せ

表 2.1 に荷重の組合せを示す。なお、水平方向および鉛直方向の地震の組合せは、組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

表 2.1 荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
S_s 地震時	$DL + H + K + KH$

ここに、 DL：死荷重、 H：静水圧、 K：地震荷重（基準地震動 S_s ）、
KH：地震時動水圧

2.4 評価結果

配筋諸元等に基づき共用ブールの構造検討を行い、耐震安全性を評価する。評価においては、応力解析より求まる発生応力およびひずみが、評価基準値を超えないことを確認する。評価基準値は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子力格納容器規格（2011）」等に基づき設定する。表 2.2 に評価対象毎に定められた評価基準値を示す。

評価基準値に対する発生ひずみ、発生応力の比（検定比）を図 2.6～図 2.11 に示す。また、各評価項目について検定比が最大になる要素について発生値、評価基準値、及び検定比を図中に示す。

いずれの箇所においても発生応力およびひずみは評価基準値を下回り（検定比が 1 以下）、共用ブールは基準地震動 S_s に対する耐震安全性が確保されている。

図 2.6～図 2.11 に用いる記号の説明

$\varepsilon_x, \varepsilon_y$: 各方向のひずみ（コンクリート：圧縮，鉄筋：圧縮及び引張）

ε_a : ひずみの評価基準値

※ひずみは全て引張側を正として表記

Q_x, Q_y : 各方向の面外せん断力

Q_a : 面外せん断力の評価基準値

表 2.2 評価対象毎に定められた評価基準値

評価対象	評価基準値
コンクリートのひずみ	-3000×10^{-6}
鉄筋のひずみ	$+5000 \times 10^{-6}$
壁部および床部の面外せん断力	上述の規格に基づく許容面外せん断力

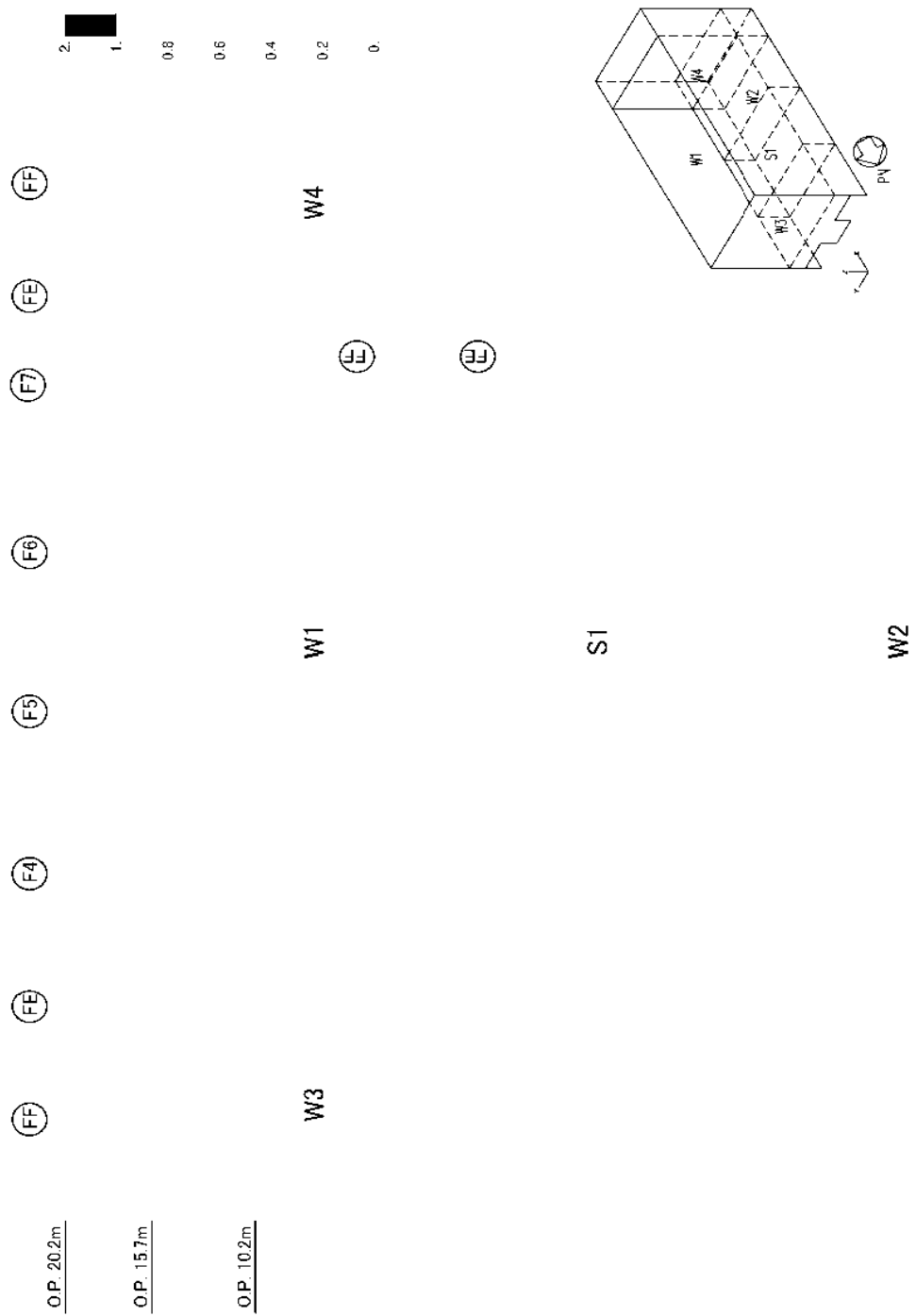


図 2.6 断面算定結果 コンクリートのひびき 検定比コンタナー図 壁：水平方向、床：南北方向

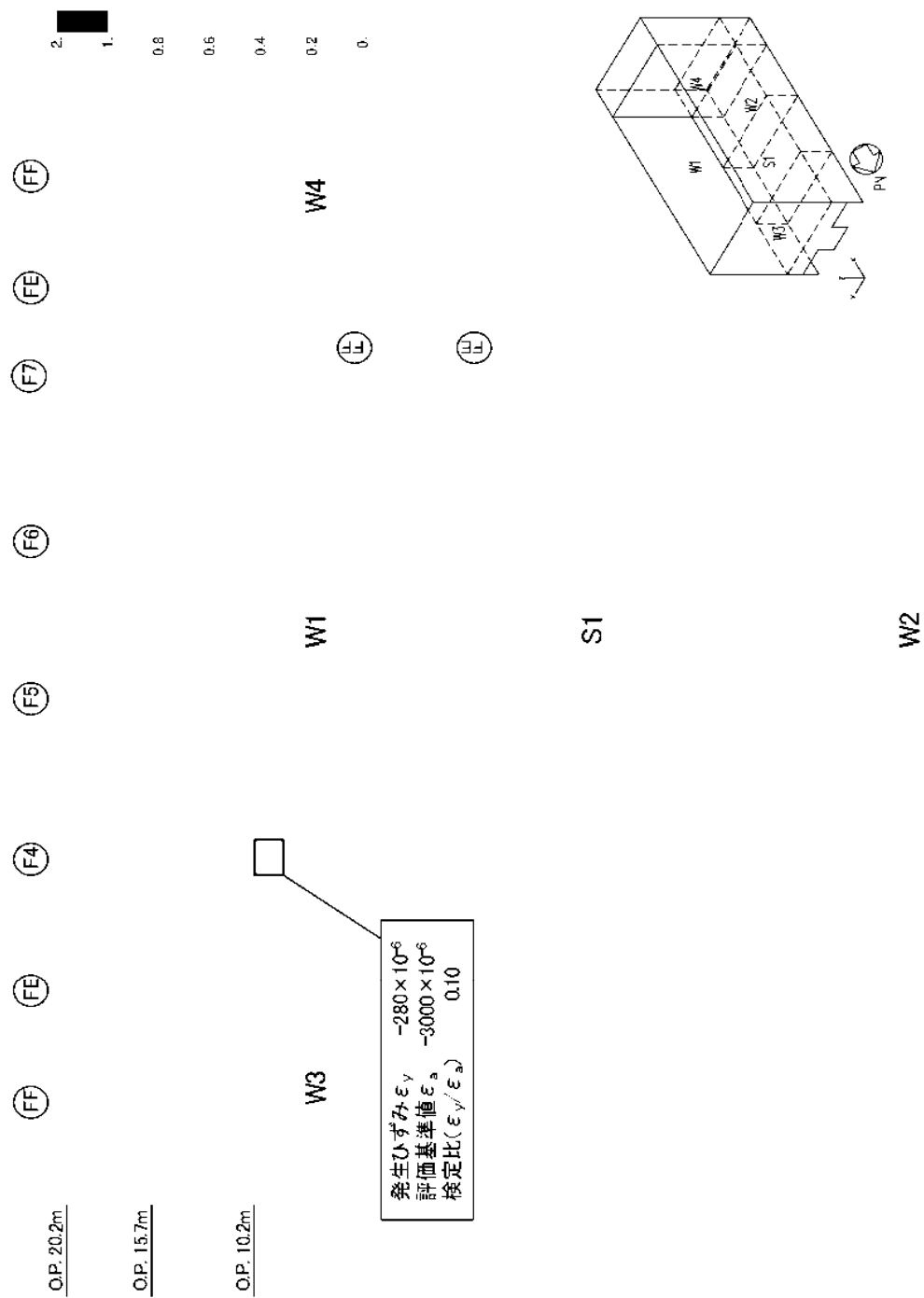


図 2.7 断面算定結果 コンクリートのひずみ 検定比コンタール図 ϵ_y / ϵ_a (壁：鉛直方向，床：東西方向)

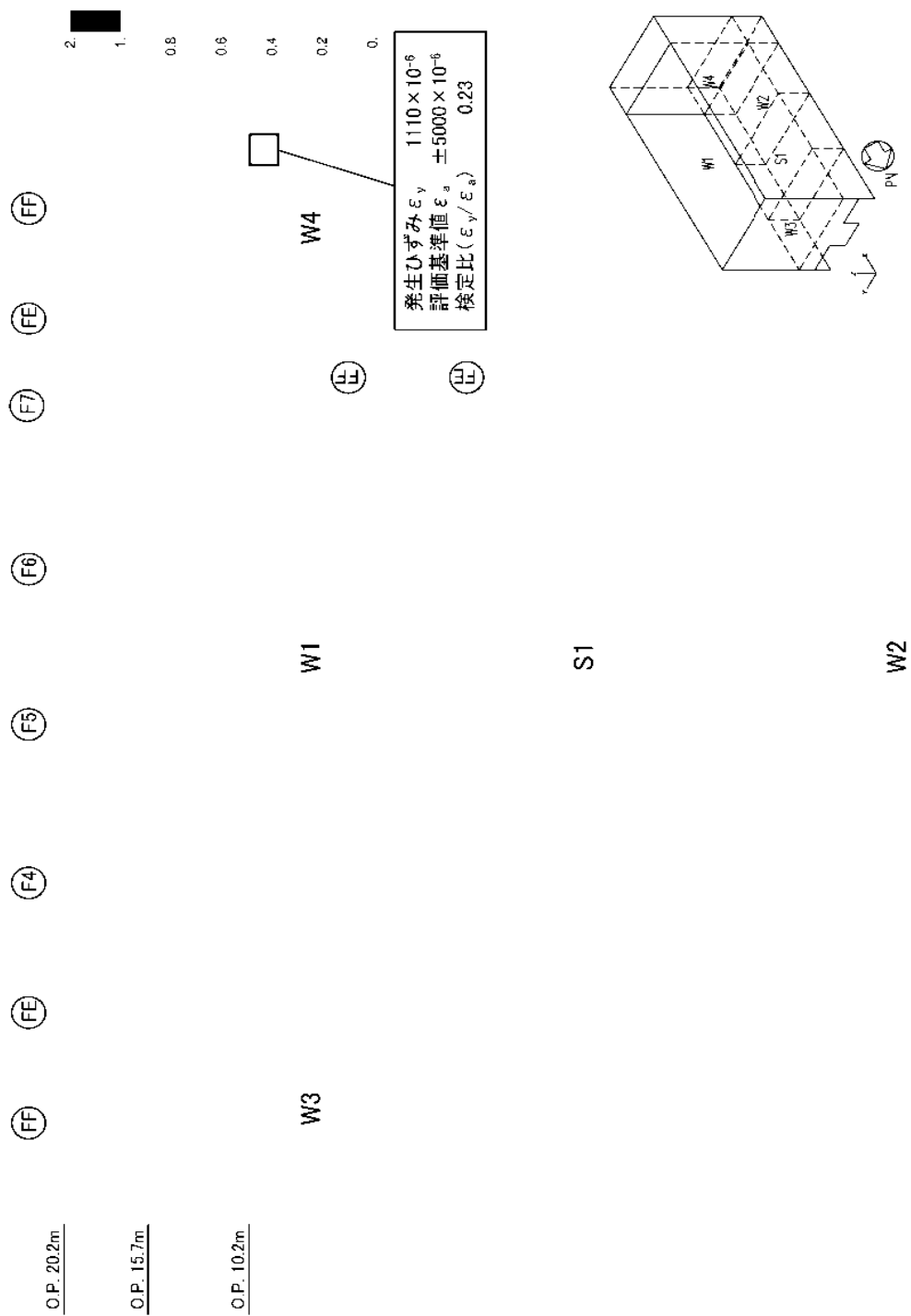


図 2.9 断面算定結果 鉄筋のひずみ 検定比コンタール図 ϵ_y / ϵ_a (壁：鉛直方向，床東西方向)

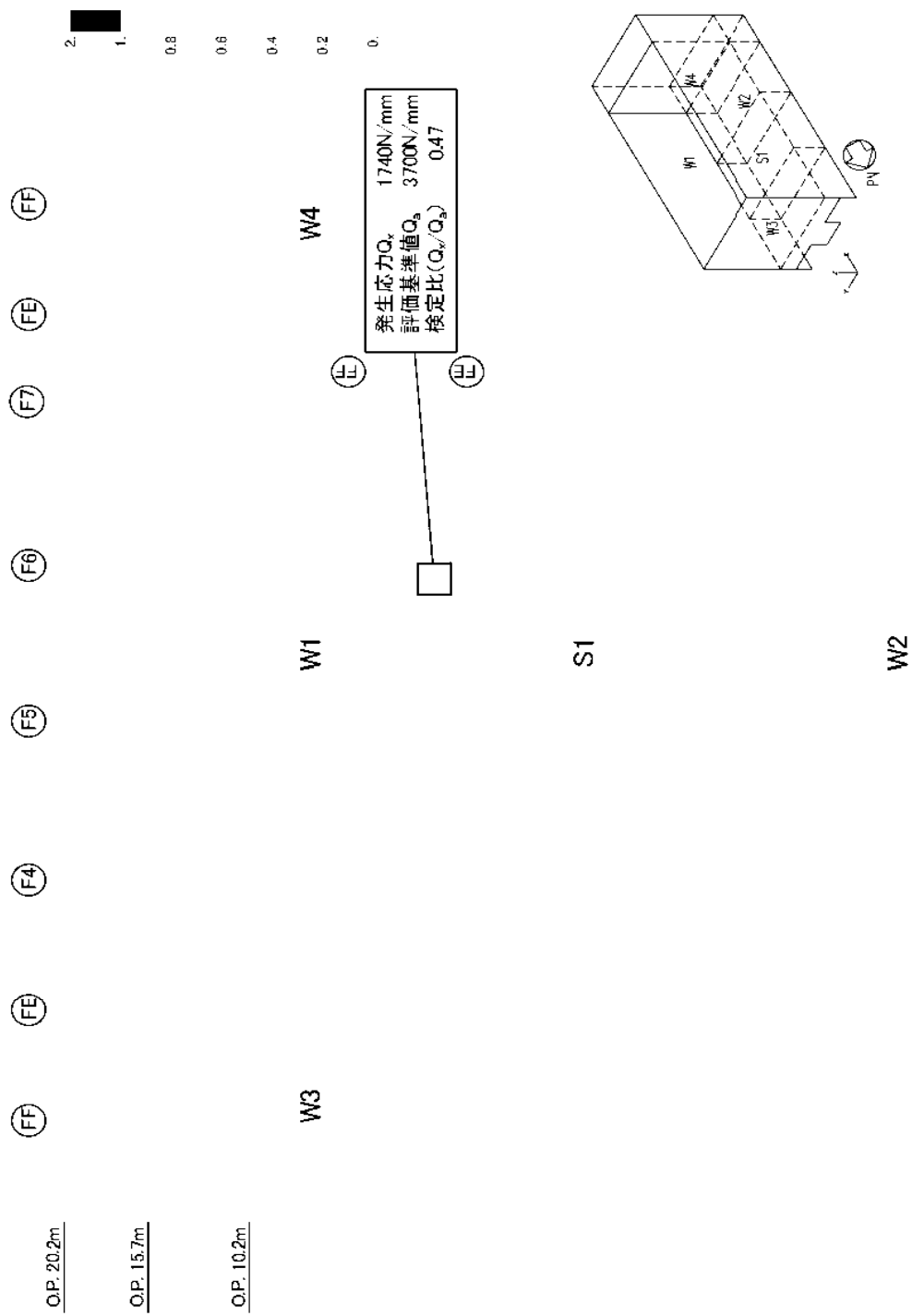


図 2.10 断面算定結果 面外せん断力 検定比コンタナー図 Q_x/Q_s (壁：水平方向, 床：南北方向)

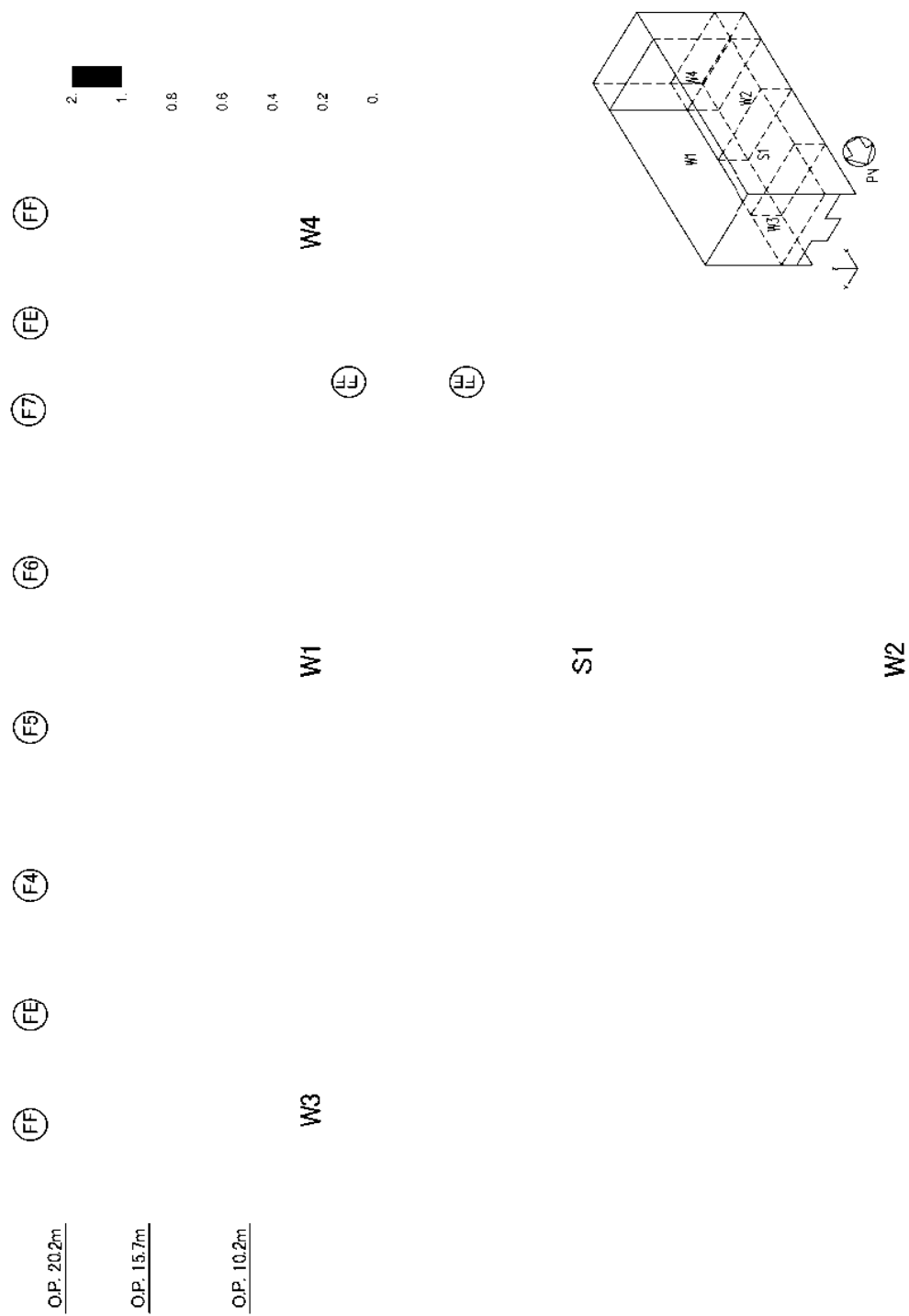


図 2.11 断面算定結果 面外せん断力 検定比コンタール図 Q_y/Q_a (壁：鉛直方向，床：東西方向)

3. 別添

- 別添 1 福島第一原子力発電所 運用補助共用施設共用プール棟 耐震壁の耐震安全性
評価について（東京電力株式会社，平成25年2月21日，特定原子力施設
監視・評価検討会（第4回）資料3-2）

特定原子力施設監視・
評価検討会(第4回)
資料3-2
(第3回資料3-2を再配布)

福島第一原子力発電所 運用補助共用施設共用プール棟 耐震壁の耐震安全性評価について

平成25年2月21日
東京電力株式会社



印刷複製・転載禁止 東京電力株式会社

1. 評価方針
 2. 地震応答解析
 3. 耐震壁の耐震安全性評価
 4. コメント回答
- ・参考資料



印刷複製・転載禁止 東京電力株式会社

1

1. 評価方針

運用補助共用施設共用プール棟（以下、PL/Bという）は、Sクラス設備（使用済燃料共用プール、キャスクピット、使用済燃料貯蔵ラック）の間接支持構造物として機能保持させることとする。

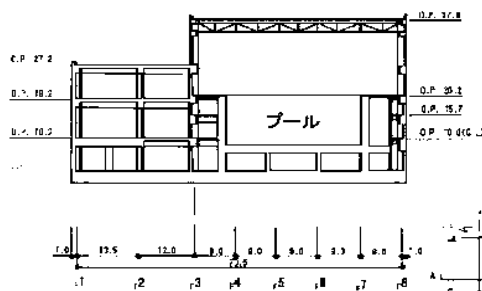
PL/Bの耐震壁は、機能保持限界における許容限界ひずみ 2×10^{-3} を評価基準値とする。

2. 地震応答解析 (1) PL/Bの概要

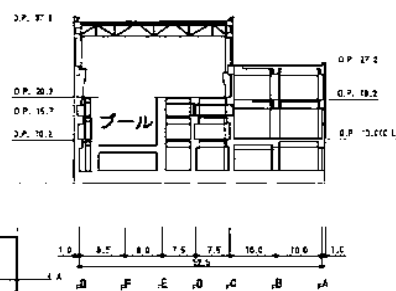
構 造：鉄筋コンクリート造
 （一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造）
 階 数：地上3階、地下1階
 基 礎：厚さ2.7mのべた基礎で、泥岩盤上に設置
 平面形状：72.5m（NS方向）×54.5m（EW方向）
 高 さ：基礎版底面から37.6m（地上高さ27.6m）



平面図

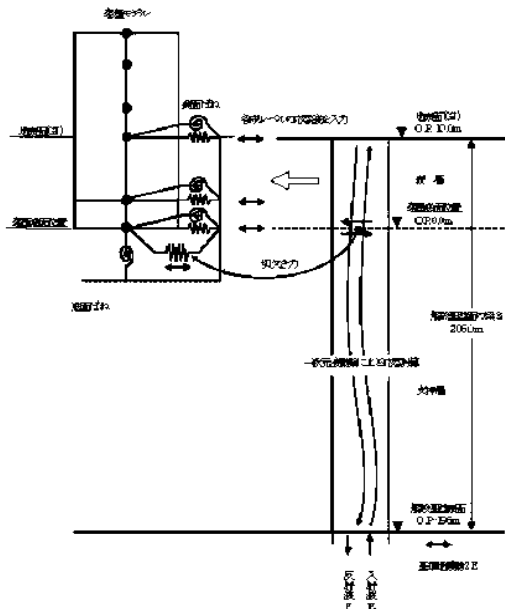


断面図 (NS方向)



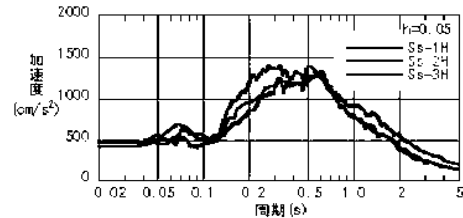
断面図 (EW方向)

2. 地震応答解析 (2) 入力地震動の算定



PL/Bの水平方向の入力地震動については、解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を入力として、解放基盤表面から地表面までの速度構造を成層と仮定した地盤モデルを用いた一次元波動論による地震応答解析を行い、PL/B基礎底面位置及び側面ばね位置での地震動を入力地震動とした。

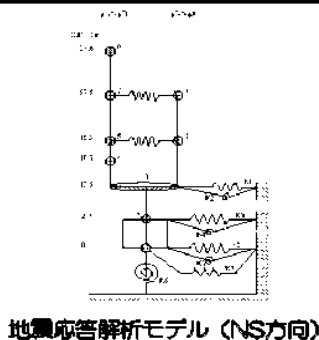
建屋基礎底面位置におけるせん断力（切欠き力）を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮した。



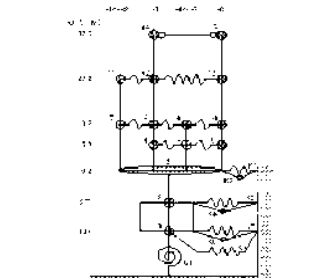
入力地震動の応答スペクトル（基礎底面E+F）

入力地震動の概念図（水平方向）

2. 地震応答解析 (3) 地震応答解析モデル



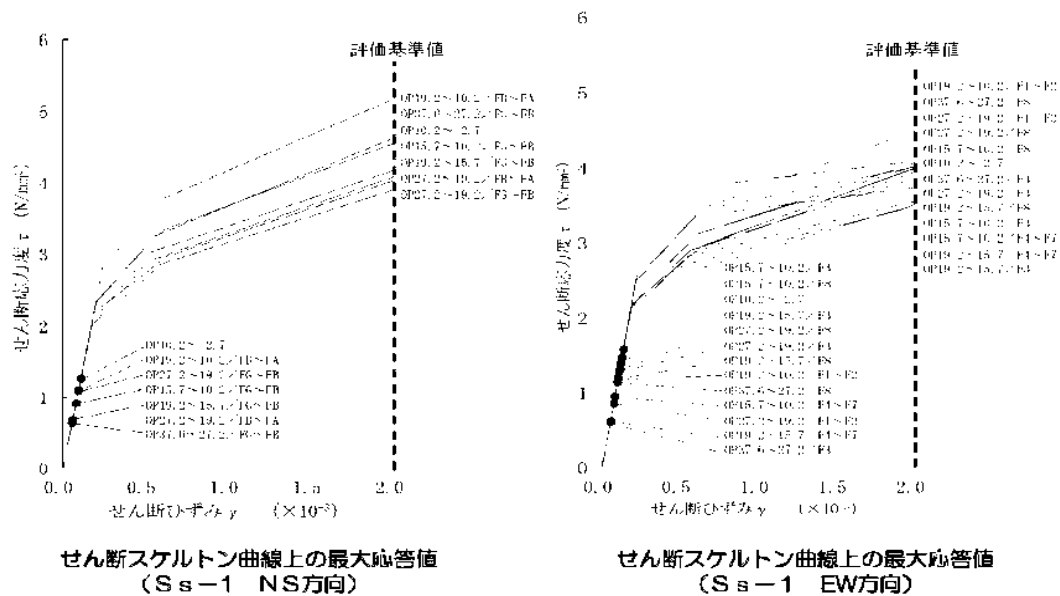
地震応答解析モデル（NS方向）



地震応答解析モデル（EW方向）

- 多質点系モデル
 - ・建屋と底面・側面地盤との相互作用を考慮
 - ・耐震壁のせん断剛性と曲げ剛性を考慮
- 地盤ばね
 - ・建屋底面地盤ばね（水平・回転）は、JEAG4601-1991による振動アドミタンス理論に基づく近似ばね
 - ・建屋側面地盤ばね（水平・回転）は、JEAG4601-1991によるNOVAKの手法に基づく近似ばね
- 建屋耐震壁のモデル化
 - ・せん断および曲げとも非線形性を考慮
- 材料特性
 - ・コンクリート実強度（40N/mm²）を採用
- 建屋の減衰
 - ・5%（コンクリート部）
- 固有周期（ $S_s=1$ ）
 - ・NS方向（1次：0.289s 2次：0.154s）
 - ・EW方向（1次：0.298s 2次：0.155s）

3.耐震壁の耐震安全性評価



耐震壁の最大応答せん断ひずみは、最大で 0.14×10^{-3} (Ss-1, EW方向, 1階)であり、評価基準値 (2.0×10^{-3}) を満たすことを確認した。

4. コメント回答

①地震応答解析モデル及び耐震安全性評価への、平成23年3月11日以降の地震、津波等による影響について



3階〈オペフロ〉（撮影日：平成24年12月9日）



2階（撮影日：平成24年12月9日）



1階（撮影日：平成24年12月9日）



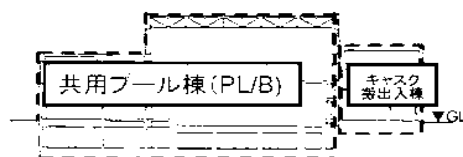
地下1階（撮影日：平成24年12月9日）

目視点検（実施期間：平成23年12月6日～平成24年4月26日）の結果*、プール壁には、平成21年度調査後に発生したひび割れは見られず、一般壁で最大幅0.5mm、一般床で最大幅0.9mmのひび割れが新たに確認されたものの、躯体の健全性を損なうひび割れは見られなかった。

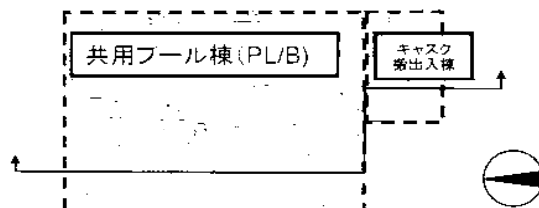
*点検はマニュアルに基づき目視可能な範囲において、幅0.3mm以上のひび割れを記録し、1mm以上のひび割れを要補修としている。

4. コメント回答

②地震応答解析モデルへの地盤による埋め込み効果の適用性について



共用プール棟 (PL/B) ・キャスク搬出入棟 NS方向断面図



共用プール棟 (PL/B) ・キャスク搬出入棟 平面図

- ⇒ JEAC4601-2008では、地下部分の大部分（3面または面積で75%以上）が周辺地盤と接している場合には全面埋込みと同様な埋込み効果が期待できるものとしている。
 よって、上図に示すようにPL/Bにおいては地下部分の3面以上が周辺地盤と接しており、埋め込み効果が期待できるものとして、NOVAKの方法による側面ばねを考慮している。

4. コメント回答

③地震応答解析モデルへの基準地震動 S_s に対する建屋の接地率について

	接地率			単位 (%)
	S_s-1	S_s-2	S_s-3	
NS方向	100	100	100	
EW方向	100	100	100	

- ⇒ 基礎浮上り非線形性を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率65%以上」をいずれも満足する。

4. コメント回答

④コンクリートの実強度の適用性について

鉄筋コンクリートの物性値

コンクリート	強度*1 Fc (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	単位体積重量*2 γ (kN/m ³)
	40.0	281×10 ⁴	1.17×10 ⁴	0.2	24.5
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

PL/Bの圧縮強度試験データ分析結果

設計基準強度		23.5 N/mm ²
平均圧縮強度*1 (調査年:平成 17年)	1階外壁	53.6 N/mm ² (3供試体の平均)
	1階内壁	46.9 N/mm ² (3供試体の平均)
解析採用値		40.0 N/mm ²

*1: R/C造部の剛性を評価する際に用いるコンクリート強度は、PL/Bの圧縮強度試験の平均値を小さめに丸めた値を設定した。

*2: 鉄筋コンクリートの値を示す。

*1 福島第一原子力発電所第4号機 高経年化技術評価報告書
(平成19年10月、東京電力株式会社)



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

10

【参考資料】

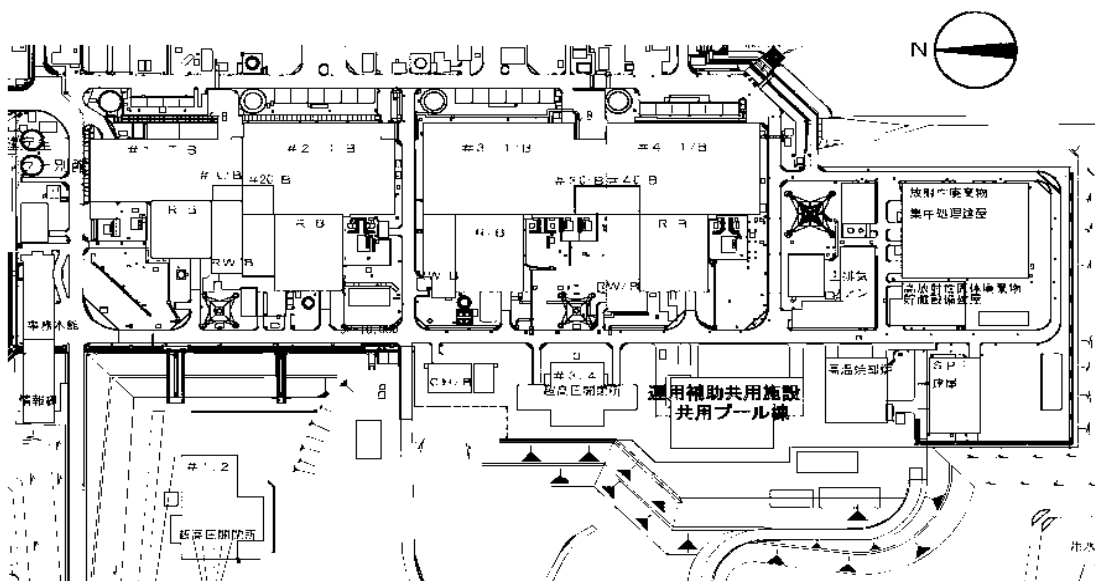


東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

11

PL/Bの配置



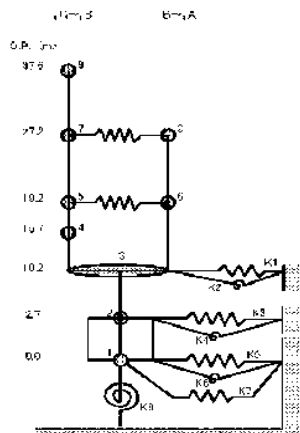
地盤定数

地盤モデル及び物性値については、PL/B付近の地盤の調査結果に基づき、せん断弾性係数及び減衰定数のひずみ依存性を考慮した等価線形解析により、基準地震動Ss-1、Ss-2及びSs-3のそれぞれについて個別に設定した。

地盤定数

標高 P (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体 積重量 γ (kN/m³)	ポア ソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G₀ (×10⁹kN/m²)	弾性 低下率 G/G₀			せん断 弾性係数 G (×10⁹kN/m²)			ヤング 係数 E (×10⁹kN/m²)			減衰 定数 h (%)			層厚 H (m)
						Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3	
10.0	凝岩	380	17.3	0.473	3.62	0.86	0.86	0.87	2.26	2.25	2.28	6.63	6.63	6.72	3	3	3	7.3
2.7		450	16.5	0.454	3.41	0.79	0.81	0.78	2.59	2.76	2.66	7.83	8.08	7.79	3	3	3	12.7
-10.0		500	17.1	0.455	4.36				3.44	3.53	3.40	10.61	10.27	9.89				70.0
00.0		550	17.6	0.446	5.63				4.45	4.56	4.39	12.87	13.15	12.70				28.0
-108.0		600	17.8	0.442	6.53				5.16	5.29	5.09	14.88	15.26	14.68				88.0
-195.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	1.00	1.00	1.00	9.24	9.24	9.24	26.26	26.26	26.26	-	-	-	-

地震応答解析モデル



ヤング係数: $E=25.1$ (kN/mm²)
ポアソン比: $\nu=0.2$
減衰定数: $h=5\%$

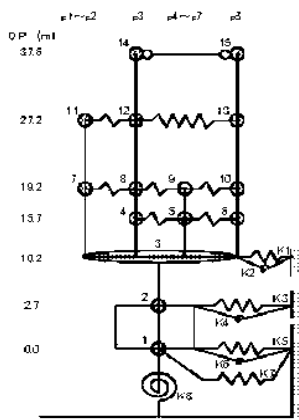
9	41.810		
	11.06		
45.40			
12.08			
?	100.630	B	29.650
	50.38		18.65
81.50		42.10	
48.48		31.66	
5	131.540	0	45.030
	70.36		21.61
249.00		47.20	
68.20		38.88	
4	38.480		
	20.04		
247.20			
84.82			
			360.000
	5		152.05
330.40			
157.87			
2	237.920	凡例	
	170.00	習点番号	
3951.00		せん師 習点番号	
1730.70		師面2次モーメント	
	23.560	($\times 10^6$ m ²)	
1	55.62		

床せん断ばな (単位: $\times 10^4$ kN/m)		
7	28.75	8
5	18.23	6

凡例	
習点番号	重量 (kN) 同転慣性 ($\times 10^4 \text{ kNm}^2$)
せん断面積 (cm^2)	
断面2次モーメント ($\times 10^6 \text{ cm}^4$)	

解析モデルの諸元 (NS方向)

地震応答解析モデル



ヤング係数: $E=28.1 \text{ (kN/mm}^2\text{)}$
ポアソン比: $\nu=0.2$
減衰定数: $h=5\%$

はり部材 (剛震壁)		14	20,900		15	20,940	
		19.70	4.50		19.70	4.50	
		3.94			3.94		
11	56,470	12	49,430		13	34,310	
	10.37		14.05			10.15	
64.00		22.40			35.90		
28.96		5.77			12.58		
7	59,370	8	28,060	9	76,270	10	18,470
	16.94		8.12		24.09		4.99
81.70		25.60		87.4		48.00	
35.95		7.08		4.27		19.51	
		4	8,180	5	79,250	6	11,050
			1.16		9.13		1.35
		25.00		106.6		41.00	
		7.70		4.43		18.23	
						380,400	
						101.79	

2

306.10		凡 例	質点番号	質量 (kN)	回転慣性 (× 10 ⁴)
95.52					
2	237,620				
	62.97				
2951.00					
978.00					
1	125,540				
	31.10				

せん断面積 (m ²)		断面2次モーメント (× 10 ⁸ m ⁴)	
14	19.32	12	5.14
7	15.71	8	5.14
		9	5.09

CO (剛まねとした)	
14	3.56
7	10.75

床せん断ばね
(単位: × 10⁶ kN/m)

解析モデルの諸元 (EW方向)

固有値解析結果

1次モード
固有周期0.289s

2次モード
固有周期0.154s
モード図 NS方向 (S s - 1 H)

3次モード
固有周期0.073s

4次モード
固有周期0.060s

1次モード
固有周期0.298s

2次モード
固有周期0.155s
モード図 EW方向 (S s - 1 H)

3次モード
固有周期0.098s

4次モード
固有周期0.080s



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

16

固有値解析結果

固有値（固有周期、固有振動数）
および刺激係数（水平方向、NS方向）

(Ss-1H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.289	3.46	1.367	建屋-地盤連成系 1 次
2	0.154	6.50	-0.323	
3	0.073	13.56	-0.106	
4	0.060	16.74	-0.108	
5	0.050	19.81	0.047	

(Ss-2H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.286	3.49	1.371	建屋-地盤連成系 1 次
2	0.156	6.46	-0.327	
3	0.073	13.56	-0.106	
4	0.060	16.74	0.111	
5	0.050	19.82	0.048	

(Ss-3H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.281	3.54	1.386	建屋-地盤連成系 1 次
2	0.155	6.47	-0.322	
3	0.073	13.56	-0.106	
4	0.060	16.74	-0.107	
5	0.050	19.81	0.047	

固有値（固有周期、固有振動数）
および刺激係数（水平方向、EW方向）

(Ss-1H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.208	3.36	1.458	建屋-地盤連成系 1 次
2	0.155	6.44	0.555	
3	0.098	10.18	-0.304	
4	0.080	12.44	0.775	
5	0.076	13.13	-0.031	

(Ss-2H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.205	3.39	1.503	建屋-地盤連成系 1 次
2	0.154	6.50	0.552	
3	0.098	10.17	-0.303	
4	0.080	12.45	0.778	
5	0.076	13.14	-0.031	

(Ss-3H)

次数	固有周期 (sec)	固有振動数 (Hz)	刺激係数	備考
1	0.209	3.31	1.497	建屋-地盤連成系 1 次
2	0.156	6.43	-0.580	
3	0.098	10.16	-0.004	
4	0.080	12.43	-0.074	
5	0.075	13.13	-0.031	



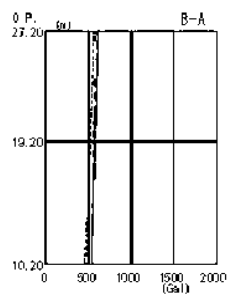
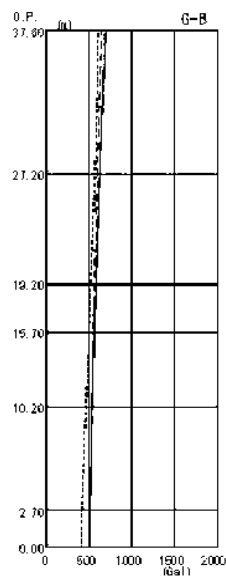
東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

17

地震応答解析結果

— Sa-1H
--- Sa-2H
- - - Sa-3H



最大応答加速度 (NS方向)



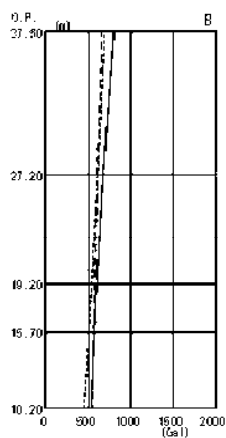
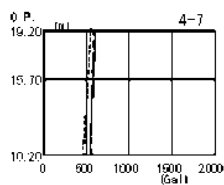
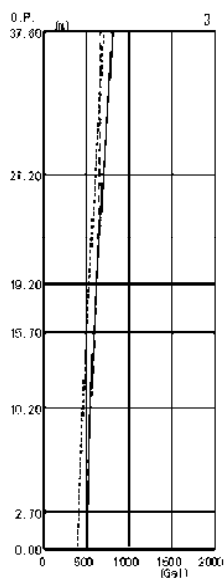
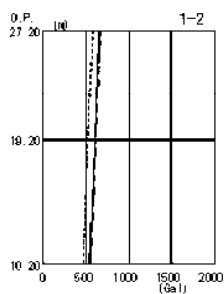
東京電力

新設機・新設止 東京電力株式会社

18

地震応答解析結果

— Sa-1H
--- Sa-2H
- - - Sa-3H



最大応答加速度 (EW方向)



東京電力

新設機・新設止 東京電力株式会社

19

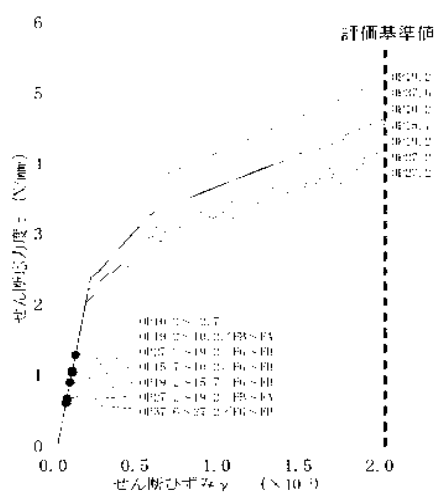
耐震壁の耐震安全性評価

耐震安全性の評価は、基準地震動 S_s による各層の鉄筋コンクリート耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認する。
地震応答解析から得られる最大せん断応答ひずみを示す。

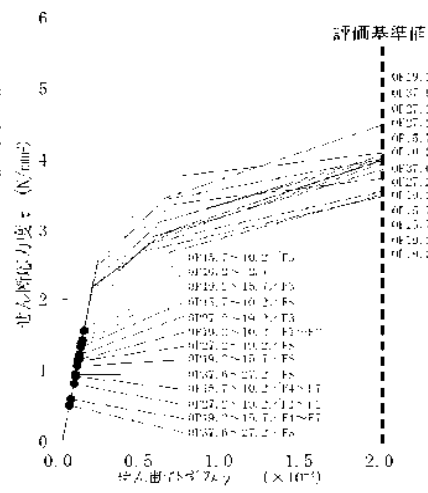
耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧

基準地震動 S_s	NS方向		EW方向	
	最大応答 せん断ひずみ	部位	最大応答 せん断ひずみ	部位
S_s-1	0.11×10^{-3}	地下1階	0.14×10^{-3}	1階
S_s-2	0.11×10^{-3}	地下1階	0.14×10^{-3}	1階
S_s-3	0.10×10^{-3}	地下1階	0.12×10^{-3}	1階

耐震壁の耐震安全性評価

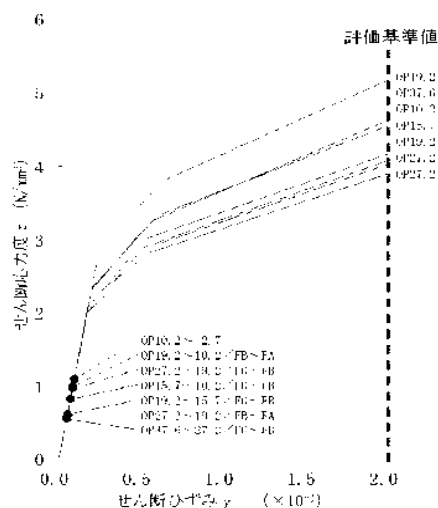


せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(S_s-2 NS方向)

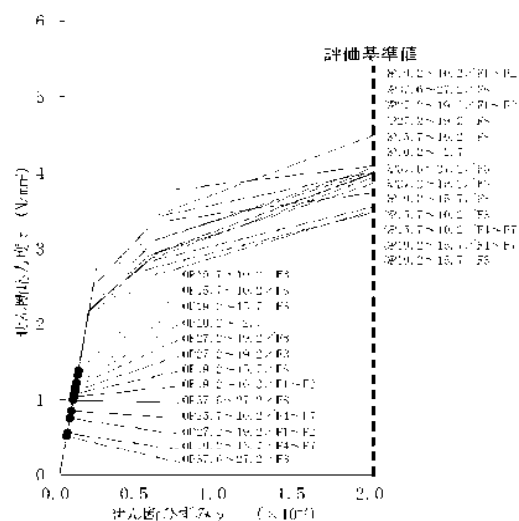


せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(S_s-2 EW方向)

耐震壁の耐震安全性評価



せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(Ss-3 NS方向)



せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(Ss-3 EW方向)

共用プール冷却機能の喪失評価

1. 原因

共用プール冷却中に、ポンプの故障や地震・津波等の原因により共用プールの冷却機能が喪失し、共用プール水の温度が上昇すると共に共用プール水位が低下する。

2. 対策及び保護機能

- (1) 待機ポンプ（今後、待機ポンプを1台復旧する）を起動させる。
- (2) 冷却機能喪失後、共用プールの冷却機能の復旧に長時間を要する場合は、共用プール補給水系により共用プール水の補給を行い、プール水位の異常な低下を防止する。
- (3) 地震・津波等により電源喪失が発生し、共用プールの冷却機能が停止し、電源喪失の復旧に長時間を要する場合は、予め免震重要棟西側(OP. 36, 900)に待機している消防車の配備を行い、直接プールに注水を行うことにより、プール水位の異常な低下を防止する。

3. 評価条件及び評価結果

(1) 評価条件

- ・ 保守的に、使用済燃料から発生する崩壊熱は全て共用プール水の温度上昇及び共用プール水の蒸発に寄与するものとし、外部への放熱は考慮しないものとする。
- ・ 共用プール水の初期温度は52℃とする。
- ・ 共用プール初期水位はオーバーフロー水位付近(有効燃料頂部一約7.2m)とする。
- ・ 共用プールに貯蔵されている使用済燃料は、1～6号機の使用済燃料プール燃料及び5,6号機のか心燃料の受け入れに必要な体数を取り出す予定であるが、ORIGEN2を用いた崩壊熱の評価に当たっては、保守的に共用プールからの燃料取出しによる崩壊熱の減少は考慮しない。
- ・ 平成25年1月に5,6号機使用済燃料プールの燃料取り出し、同年4月に5,6号機か心燃料の取り出し、同年11月に4号機使用済燃料プールの燃料取り出し、平成27年1月に3号機使用済燃料プールの燃料取り出し、平成28年1月に1,2号使用済燃料プールの燃料取り出しが開始され、即時全ての燃料が共用プールに移送されると仮定して、使用済燃料から発生する崩壊熱を評価した。評価結果を表1に示す。(実際の取り出し時期は確定していないため、取り出し時期が早まり、評価条件を超える場合は再評価を行う)

表1 使用済燃料から発生する崩壊熱

評価時期	(1) 共用 プール既 存燃料の 崩壊熱 (MW)	(2) 1, 2 号機 SFP ※燃料の 崩壊熱 (MW)	(3) 3 号 機 SFP※ 燃料の 崩壊熱 (MW)	(3) 4 号 機 SFP※ 燃料の 崩壊熱 (MW)	(4) 5, 6 号機 SFP ※燃料の 崩壊熱 (MW)	(5) 5, 6 号機炉 心燃料 の崩壊 熱 (MW)	共用プ ールで 考慮す る発熱 量 (MW)
平成 24 年 12 月	1.06	—	—	—	—	—	1.06
平成 25 年 1 月	1.06				0.80		1.86
平成 25 年 4 月	1.05	—	—	—	0.76	0.50	2.31
平成 25 年 11 月	1.03			0.51	0.69	0.40	2.62
平成 27 年 1 月	1.00	—	0.18	0.41	0.59	0.29	2.47
平成 28 年 1 月	0.98	0.25	0.16	0.36	0.54	0.24	2.53

(※SFP:使用済燃料プール)

(2) 評価結果

共用プール水位が有効燃料頂部+2m に至るまで：約 20 日

4. 判断基準への適合性の検討

本事象に対する判断基準は、「使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去できること」である。

共用プールの冷却機能が喪失した後、共用プール水位が、水遮へいが有効とされる有効燃料頂部+2m に至るまでには、最短でも約 20 日の時間的余裕がある。なお、水遮へいの効果については「II.2.12 添付資料—3」に示すとおりである。このことから、他に緊急度の高い復旧作業がある場合は、そちらを優先して実施することになるが、共用プールの冷却機能の復旧作業を、事前準備が整い次第、速やかに実施することで、共用プール冷却を再開する。また、共用プールの冷却機能の復旧作業に長時間を要する場合にも、共用プール補給水系または消防車※により共用プール水位を保つことは十分可能である。

以上より、共用プールの冷却機能が喪失した場合でも、使用済燃料の冠水は確保され、使用済燃料から発生する崩壊熱が確実に除去されることから、判断基準は満足される。

※：消防車による注水開始までの所要時間（目安）は、作業開始から約 3 時間。

燃料集合体の落下評価

1. 原因

共用プール内における使用済燃料の取扱い中に、何らかの原因で燃料集合体が落下し、放射性物質が放出される。

2. 対策及び保護機能

燃料集合体の落下を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

- (1) 燃料取扱装置は、燃料集合体の総重量を十分に回る重量に耐えることのできる強度に設計している。
- (2) 燃料つかみ機のワイヤを二重化している。
- (3) 燃料つかみ機は、圧縮空気が喪失した場合、燃料集合体が外れないフェイル・セーフ設計としている。
- (4) 燃料つかみ機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊り上げが出来ないようなインター・ロックを設けている。
- (5) 運転要領を十分整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取り扱い作業を行う運転管理体制とする。

3. 評価条件及び評価結果

設置許可申請書において、「共用プールにおける燃料集合体落下事象」は、「炉心上への燃料集合体の落下事象」と比較して、敷地境界外の実効線量は小さく、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと評価されている。

下表に、「炉心上への燃料集合体の落下事象」と「共用プールにおける燃料集合体落下事象」の評価条件と評価結果を示す。共用プールで取扱う使用済燃料は19ヶ月以上冷却された燃料であり、「炉心上への燃料集合体の落下事象」における冷却期間1日と比べて長いことからよう素及び希ガスは半減期に応じて減衰しており、また燃料集合体の落下高さの違いから破損燃料も少ない。したがって、大気中に放出される核分裂生成物の量は少なく、これによる敷地境界外の実効線量は、「炉心上への燃料集合体の落下事象」より小さい。

	原子力建屋※	共用プール
燃料種類	9×9 燃料	9×9 燃料
落下場所	炉心	共用プール燃料ラック上
破損燃料体数	2, 3 体	2 体
冷却期間	1 日	19 ヶ月
放出経路	スタック経由	地上放出
よう素（I - 131 等価量）大気放出量	$4.7 \times 10^{11} \text{Bq}$	$1.3 \times 10^9 \text{Bq}$
希ガス（ γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）大気放出量	$3.2 \times 10^{11} \text{Bq}$	$4.2 \times 10^{11} \text{Bq}$
敷地境界での被ばく量	0.068mSv	0.068mSv 以下

※：2～5 号機について記載。

4. 判断基準への適合性の検討

3. に示したとおり，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

使用済燃料共用ブール設備の耐震安全性について

1. 概要

使用済燃料共用ブール設備の耐震性については、建設時の工事計画認可申請時に確認しているが、当該工事計画認可申請は、発電用原子力施設に関する耐震設計審査指針の改定（平成18年）以前におこなったものである。本項では、同指針に基づき策定された基準地震動 S_s に対して、使用済燃料共用ブール設備の耐震性を検討した結果を示す。検討対象設備は耐震Sクラス設備である使用済燃料貯蔵ラック、耐震Sクラス設備に対する波及的影響を考慮すべき設備である燃料取扱装置、天井クレーンである。

2. 準拠基準等

本検討は、原則として下記に準拠して行う。

原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601・補-1984）

原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）

原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1991 追補版）

原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）

発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）

また、本検討に用いる設計時の図書は以下のとおり。

工事計画認可申請書（6資字第2935号 平成6年4月27日認可）

工事計画届出書（総文発官5 第1218 号 平成6 年4 月13 日届出）

3. 使用済燃料貯蔵ラックに対する検討

使用済燃料共用ブールに存在する3種類のラック各々に対して、設計時において評価に用いた S_d 地震動の震度と基準地震動 S_s の震度との応答比を算出し、設計時における S_d 地震動での応力評価値に乗じることにより、簡易評価を行う（応答倍率法）。応答倍率法の結果、評価が厳しい場合は詳細評価を実施する。

3.1 応答倍率法による検討

3.1.1 検討方法

表1に、各ラック1次モードの固有周期、 S_d 震度及び基準地震動 S_s の震度を示す。図1に、使用済燃料貯蔵ラックの評価床に対応するOP10.2mでの基準地震動 S_s の水平方向の床応答スペクトル図を示す。なお、設計時は使用済燃料貯蔵ラックは1%の減衰定数での床応答スペクトルを用いているが、ここでは過去に当社で実施した類似構造ラックの加振試験の結果を踏まえ、7%の減衰定数の床応答スペクトルを評価に用いた。また、鉛直方向はラック評価床OP10.2mでの基準地震動 S_s による最大加速度の1.2倍（1.2ZPA）を用いた。

表1より、応答比は最も震度の差異の大きい鉛直方向の比を採用することとし、基準地震動S sの鉛直震度0.49を設計時の鉛直震度0.23で除することにより、2.13と設定した。

表1 使用済燃料貯蔵ラックの固有周期及び震度

機器		固有周期(秒)	設計時の震度(G)	S s震度(G)	応答比
使用済燃料 貯蔵ラック	その1	水平：0.097 鉛直：－	水平：0.82 鉛直：0.23	水平：0.68 鉛直：0.49	水平：0.83 鉛直：2.13
	その2	水平：0.090 鉛直：－	水平：0.73 鉛直：0.23	水平：0.68 鉛直：0.49	水平：0.94 鉛直：2.13
	その3	水平：0.110 鉛直：－	水平：1.23 鉛直：0.23	水平：0.70 鉛直：0.49	水平：0.57 鉛直：2.13



図1 共用プールOP10.2mでの床応答スペクトル（水平方向）

3.1.2 検討結果

3.1.1で求めた応答比（2.13）を設計時の応力評価値に乗じた結果を表2に示す。表2より、その1ラック及びその2ラックについては許容応力を満足する結果となった。なお、許容応力は設計・建設規格（JSME S NC1-2005）に基づき設計時から見直しを行った。

表 2 使用済燃料貯蔵ラックの応答倍率法による検討結果

(単位：MPa)

ラック	部位	応力の種類	設計時計算値	Ss 計算値	許容応力
その 1	角管	組合わせ	39	84	246
	補強板	組合わせ	67	143	246
	ボルト	引張	97	207	488
		せん断	36	77	375
その 2	角管	組合わせ	36	77	246
	補強板	組合わせ	58	124	246
	ボルト	引張	47	101	488
		せん断	21	45	375

3.2 解析モデルによる検討

3.2.1 検討方法

応答倍率法による検討の結果、その 3 ラックについては補強板の応力が許容応力を超過する結果となったため、その 3 ラックについて解析モデルを作成し、耐震性の検討を行った。解析コードとして NASTRAN を用いた。図 2 にその 3 ラックの解析モデル、表 3 に重量を示す。検討に用いる水平方向の床応答スペクトルは図 1 と同様であり、鉛直方向はラック評価床 OP10.2m での基準地震動 S_s による最大加速度の 1.2 倍 (1.2ZPA) を用いた。

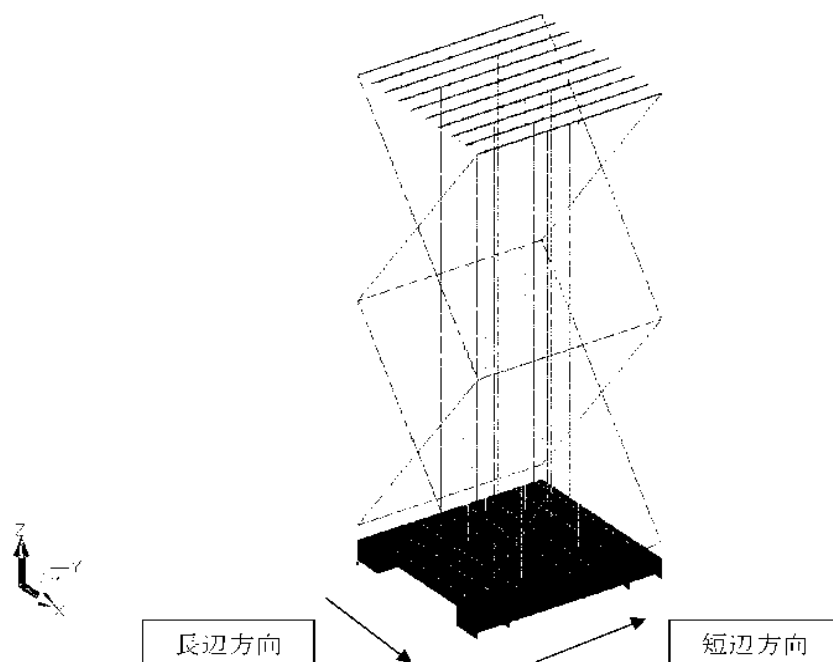


図2 使用済燃料貯蔵ラック（その3）の解析モデル

表3 使用済燃料貯蔵ラック（その3）の重量

（単位：ton）

使用済燃料貯蔵時の ラック全重量 $W^{※1}$	使用済燃料 の重量 W_F	ラックの 重量 W_R	ラックに含まれ る水の重量 W_W
47.84	28.44	14.0	5.4

※1 $W=W_F+W_R+W_W$

3.2.2 検討結果

表4に使用済燃料貯蔵ラック（その3）のスペクトル応答解析の検討結果を示す。発生応力は許容応力を満足する結果となった。

表4 使用済燃料貯蔵ラック（その3）スペクトル応答解析の検討結果

（単位：MPa）

部材	応力の種類	Ss 計算値	許容応力
角管	組合わせ	33	246
補強板	組合わせ	78	246
基礎ボルト	引張	12	488
	せん断	14	375

4. 燃料取扱装置に対する検討

4.1 検討方法

設計時において評価に用いた S_d 地震動の震度と基準地震動 S_s の震度との応答比を算出し、設計時における S_d 地震動での応力評価値に乗じることにより、簡易評価を行う（応答倍率法）。応答倍率法の結果、評価が厳しい場合は以下の式に示すように設計時の水平震度による組合わせ応力、設計時の鉛直震度による組合わせ応力それぞれに応答比を乗じることによって検討を行う。表 5 に、設計時の S_d 震度、基準地震動 S_s の震度及び応答比を示す。図 3 に、燃料取扱装置の評価床である OP27.2m での基準地震動 S_s の水平方向の床応答スペクトル図を示す。また、図 4 に、鉛直方向の床応答スペクトルを示す。設計時において燃料取扱装置は複数の次数の固有周期および震度を用いて評価しているが、本検討では保守的に設計時の震度と基準地震動 S_s での震度の比がもっとも大きいものを応答比として用いた。表 5 より、応答倍率法に用いる応答比は水平・鉛直のうちより値の大きい鉛直の応答比である 7.79 を用いた。また、応答比を水平・鉛直それぞれ検討に用いる場合、水平：1.95、鉛直：7.79 を用いた。

$$\text{発生応力} : \sigma = \sqrt{(\beta_H \cdot \sigma_H)^2 + (\beta_V \cdot \sigma_V)^2} + \sigma_0$$

β_H ：水平方向の応答比

β_V ：鉛直方向の応答比

σ_H ：設計時の S_d 地震動における水平震度による組合わせ応力

σ_V ：設計時の S_d 地震動における鉛直震度による組合わせ応力

σ_0 ：設計時の S_d 地震動における地震以外の応力（自重）

表 5 燃料取扱装置の評価に用いる震度及び応答比

機器	設計時の震度（G）	S_s 震度（G）	応答比
燃料取扱装置	水平：0.76	水平：1.48	水平：1.95
	鉛直：0.23	鉛直：1.79	鉛直：7.79



図3 共用プールOP27.2mでの床応答スペクトル（水平方向）



図4 共用プールOP27.2mでの床応答スペクトル（鉛直方向）

4.2 検討結果

応答比（7.79）を用いた応答倍率法による検討，または設計時の水平震度による組合わせ応力，鉛直震度による組合わせ応力それぞれに応答比（水平：1.95，鉛直：7.79）を乗じることで検討を行った結果を表6に示す。表6より，基準地震動S_sによる計算値は許容応力を満足する結果となった。なお，燃料取扱装置は図5に示すように脱線防止ラグを有しており，レールからの脱落を防止する構造になっている。

表6 燃料取扱装置に対する検討結果

（単位：MPa）

部位			応力の種類	評価方法※	設計時 計算値	S s 計算値	許容応力
構造物フレーム			組合わせ	B	136	222	276
ブリ ッ ジ	脱線防止 ラグ	本体	組合わせ	A	4	32	253
		取付 ボルト	引張	A	7	55	350
			せん断	A	5	39	269
	ブリッジガ イドフレー ム	本体	組合わせ	A	24	187	253
		取付 ボルト	引張	A	5	39	350
			せん断	A	13	102	269
トロ リ	トロリ脱線 防止ラグ	本体	組合わせ	A	3	24	253
		取付 ボルト	引張	A	1	8	350
			せん断	A	2	16	269
走行レール			組合わせ	A	26	203	548

※ A：応答倍率法による評価（応答比：7.79）

B：設計時の水平・鉛直震度による組合わせ応力それぞれに応答比を乗じた評価（水平：1.95，鉛直：7.79）

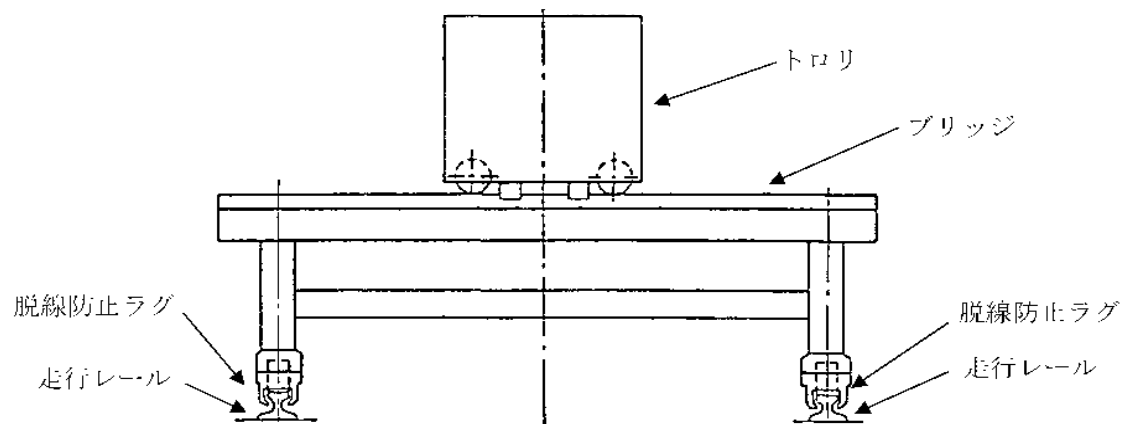


図5 燃料取扱装置概念図

5. 天井クレーンに対する検討

5.1 検討方法

天井クレーンは基準地震動 S_s により S クラス設備への波及的影響を及ぼさないことが要求される。本検討では、基準地震動 S_s において天井クレーンがランウェイガードから脱落し落下する事のないことを、時刻歴応答解析を用いることにより天井クレーンの浮き上がり量を評価することで確認する。また、あわせて天井クレーンに発生する応力を検討する。

天井クレーンは共用プールエリア及びキャスク搬出入エリアの2台が存在するため、本検討では両者について確認を行う。図 6 及び図 7 に、検討に用いる解析モデル、図 8 及び図 9 に入力値である基準地震動 S_s の時刻歴波形を示す。検討に用いる時刻歴波形は、各天井クレーンの鉛直方向固有周期における応答スペクトル値が最も大きい S_s-1 を用いた。検討には解析コードとして NASTRAN を用いた。

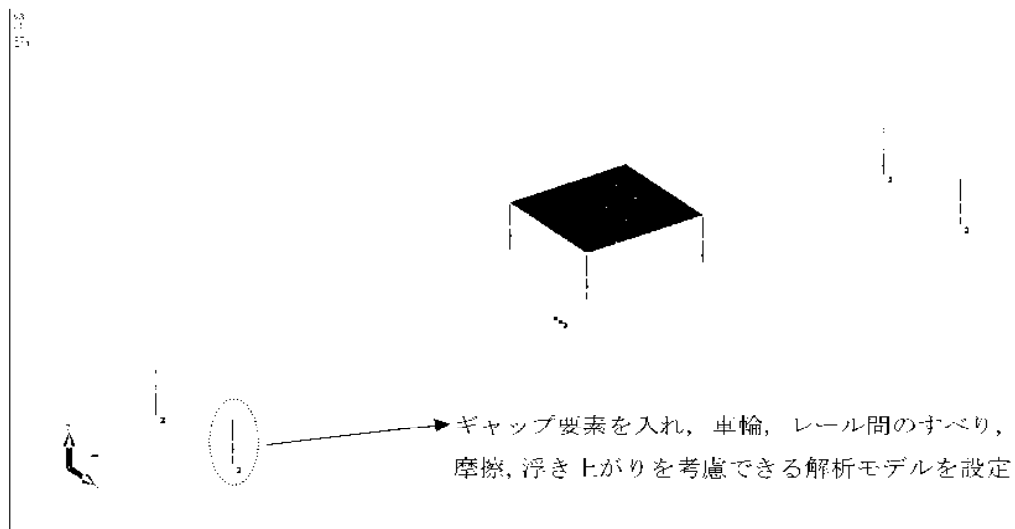


図6 共用プールエリア天井クレーンの解析モデル

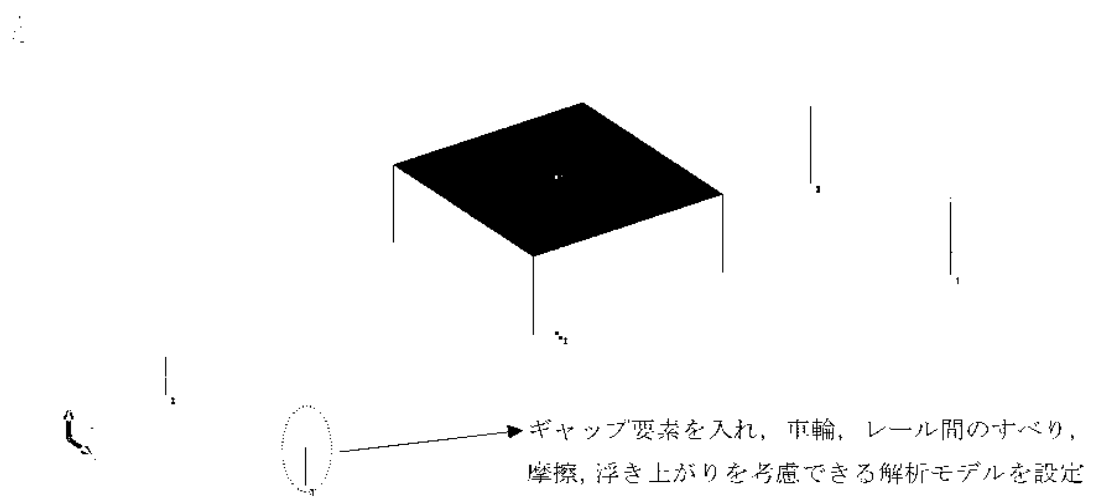
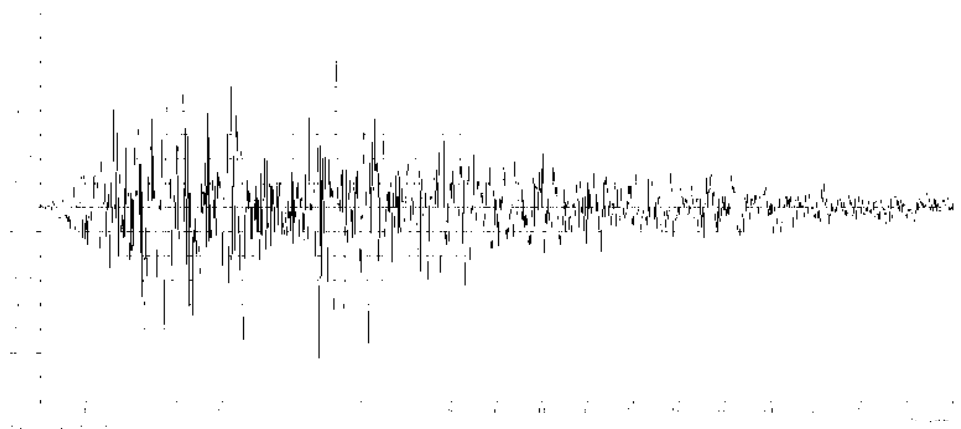
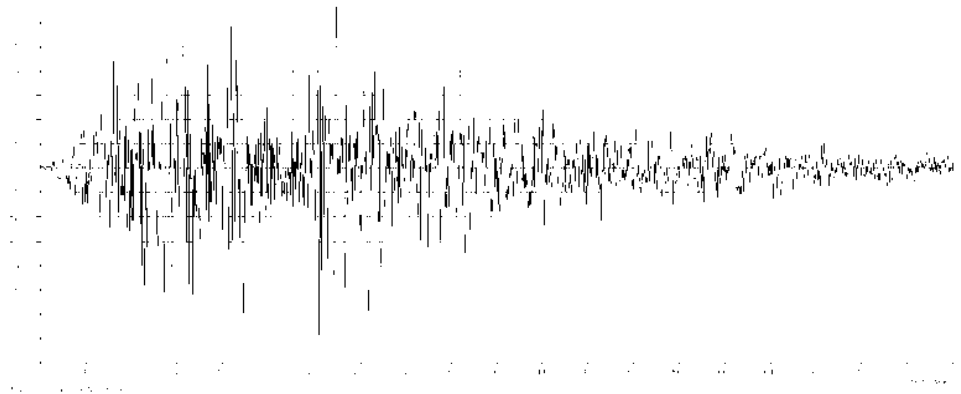


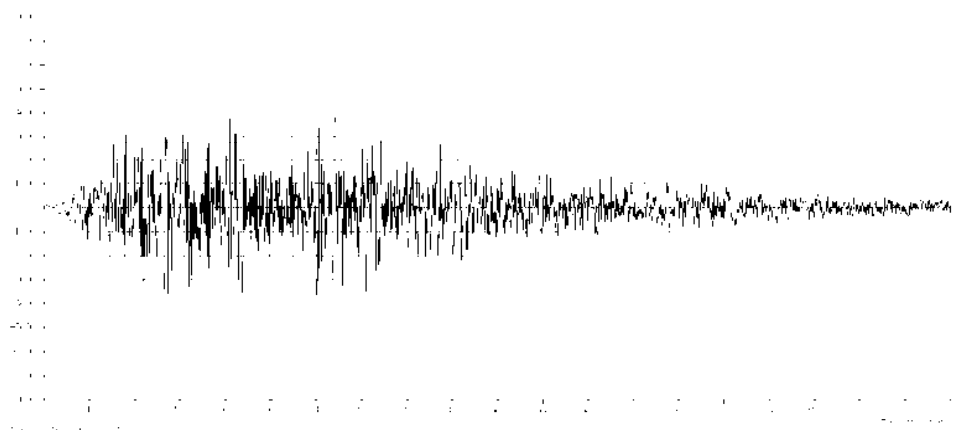
図7 キヤスク搬出入エリア天井クレーンの解析モデル



(1)NS 加振 (1F·PLB_NS)



(1)EW 加振 (1F·PLB_EW)



(1)UD 加振 (1F·PLB_UD)

図8 基準地震動 S_s の時刻歴波形 (共用プールエリア天井クレーン)

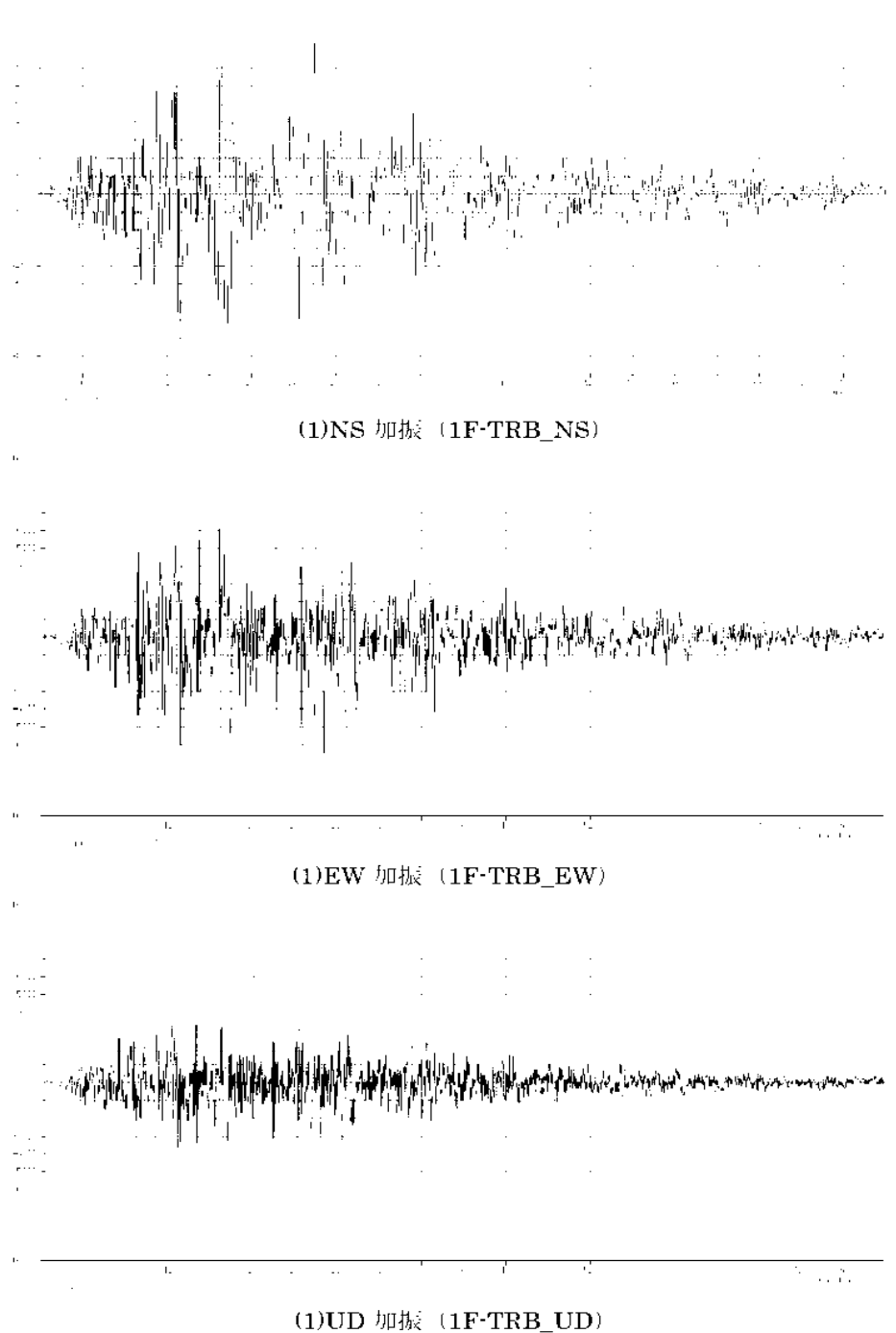


図9 基準地震動 S_s の時刻歴波形（キャスク搬出入エリア天井クレーン）

5.2 検討結果

時刻歴応答解析により評価した各天井クレーンの浮き上がり量を表7に示す。また、各天井クレーンの応力を表8に示す。基準地震動 S_s による応力を試算した結果、評価値は許容応力に対して裕度を有している。また、浮き上がり量は各天井クレーンの脱線防止ラグとランウェイガーダのクリアランス以下であり、接触しないため(図10参照)、ランウェイガーダ及び脱線防止ラグが損傷することはない、天井クレーンは落下しないことが確認できた。

表7 各天井クレーンの浮き上がり量

(単位：mm)

種類	部位	浮き上がり量	脱線防止ラグとランウェイガーダとのクリアランス
共用ブールエリア	ガーダ	8.1	65
キャスク搬出入エリア	ガーダ	8.2	65

表8 各天井クレーンの応力検討結果

(単位：MPa)

種類	部位	評価値	許容応力
共用ブールエリア	ガーダ	185	392
キャスク搬出入エリア	ガーダ	99	336

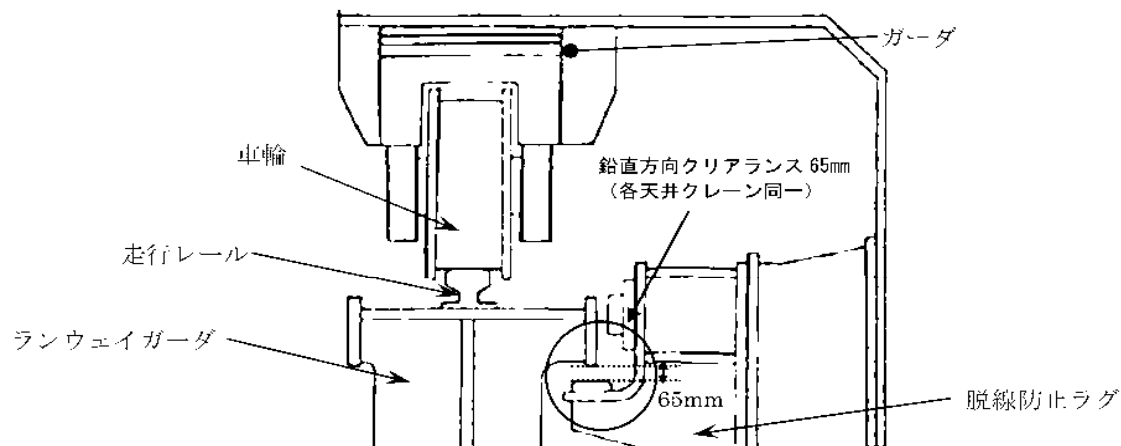


図10 天井クレーン脱線防止ラグ周り概念図

6. まとめ

使用済燃料貯蔵ラック、燃料取扱装置及び天井クレーンについて、基準地震動 S_s に対する耐震安全性評価を実施したところ、いずれも評価基準値に対して裕度を有していることを確認した。

以上

2.13 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

2.13.1 基本設計

2.13.1.1 設置の目的

使用済燃料輸送容器保管建屋（以下、「キャスク保管建屋」という。）には現在（平成24年12月時点）9基（中型4基、大型5基）の使用済燃料乾式貯蔵容器（以下、「乾式貯蔵キャスク」という。）にて408体の使用済燃料を貯蔵している。しかしながら、キャスク保管建屋は継続して使用することが困難な状況にあることから、9基の乾式貯蔵キャスクをキャスク保管建屋から搬出し、使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（以下、「キャスク仮保管設備」という。）に保管することを目的とする。

また、使用済燃料共用プール（以下、「共用プール」という。）に、1～4号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料、5,6号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料（合計5,936体）の受け入れを計画している。この受け入れ準備として共用プールの空き容量を確保するため、共用プールに貯蔵中で健全性が確認された使用済燃料を乾式貯蔵キャスク及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器（以下、「輸送貯蔵兼用キャスク」という。また、乾式貯蔵キャスクと輸送貯蔵兼用キャスクを総じて「乾式キャスク」という。）に装填し、キャスク仮保管設備に保管することを目的とする。

2.13.1.2 要求される機能

- (1) 原則、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」指針49から50に適合すること。
- (2) 「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」を参照すること。
- (3) 適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計であること。
- (4) 乾式貯蔵キャスクの落下防止対策、乾式貯蔵キャスク相互の衝突防止等の適切な対策が講じられていること。
- (5) 被災した既設乾式貯蔵キャスク（9基）については、乾式貯蔵キャスクとして必要な機能（除熱、密封、遮へい、臨界防止機能及び構造強度）が確保されていることを確認するとともに、収納されている使用済燃料の健全性を確認すること。

2.13.1.3 設計方針

キャスク仮保管設備は、乾式キャスク及びこれを収納するキャスク仮保管構造物、揚重機、監視装置、障壁等で構成し、使用済燃料が核分裂性物質及び核分裂生成物等を内包し、放射線を発生し、崩壊熱を伴うことを考慮し、周辺公衆及び放射線業務従事者の安全を守る観点から、以下に示すとおり、除熱、遮へい、密封及び臨界防止の安全機能を有する設計とするとともに、必要な構造強度を有する設計とする。

- (1) 除熱機能

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について、使用済燃料の健全性及び安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

(2) 密封機能

乾式キャスクについて、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

(3) 遮へい機能

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。

(4) 臨界防止機能

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について、想定されるいかなる場合にも、使用済燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

(5) 構造強度

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について、除熱機能、密封機能、遮へい機能、臨界防止機能を維持するために必要な構造強度を有する設計とする。

(6) 落下防止対策

キャスク仮保管設備は、乾式キャスクの落下防止及び乾式キャスク相互の衝突防止等の適切な対策を講ずる。

(7) 耐震性

キャスク仮保管設備は、基準地震動 S_s を考慮しても、(1)～(4)に示す安全機能が維持される設計とする。

2.13.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 乾式キャスクの表面温度に異常がないこと
- (2) 乾式キャスクの蓋間圧力に異常がないこと

2.13.1.5 主要な機器

(1) 乾式キャスク

キャスク仮保管設備において、乾式キャスクは既存設計のものを使用する。乾式キャスクは、貯蔵容器本体、蓋部、バスケット等で構成され、これらの部材は、設計貯蔵期間^中における放射線照射影響、腐食、クリープ、疲労、応力腐食割れ等の経年変化に対して十分信頼性を有する材料を選定し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのないように設計されている。

また、乾式キャスクには、使用済燃料プールまたは共用プールで所定の期間以上冷却

され、かつ運転中のデータ、シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料を使用済燃料プール内あるいは共用プール内で装填し、排水後内部にはヘリウムガスを封入する。ヘリウムガスは、冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止する。

※：設計貯蔵期間は、乾式貯蔵キャスク：40 年、輸送貯蔵兼用キャスク：50 年である。

(2) コンクリートモジュール

仮保管する乾式キャスク 1 基毎にこれを覆うコンクリートモジュールを設置する。壁面下部に給気口を、上部に排気口を設けることで、乾式キャスクからコンクリートモジュール内空気に伝達された使用済燃料の崩壊熱をモジュール内の自然対流により大気へ拡散する。

(3) 監視装置

キャスク仮保管設備には、乾式キャスクの一次蓋、二次蓋間の圧力を監視することにより密封機能を監視する密封監視装置と、乾式貯蔵キャスク表面の温度を監視することにより乾式貯蔵キャスクの除熱機能を監視する表面温度監視装置を設置する。又、過度の放射線レベル上昇が確認できるエリア放射線モニタを設置する。

(4) クレーン

キャスク仮保管設備内で乾式キャスク及びコンクリートモジュールの据付ができるクレーンを設置する。乾式キャスクの落下防止対策として、ワイヤーロープ、ブレーキを 2 重化し、電源喪失時には直ちにブレーキが作動し、ドラムの空転による荷の落下を防止する設計とする。

(5) 電源

キャスク仮保管設備の電源は、所内共通 M/C 1 A 及び 1 B からそれぞれ受電している多核種除去設備変圧器盤（A）及び（B）の 2 系統より受電しており、いずれからも受電可能な構成である。

2.13.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

キャスク仮保管設備は、発電所構内の高台（約 OP. 39.7m）に位置するグラウンドに設置することから、津波の影響を受けることはない。

(2) 火災

火災の発生が考えられる箇所について、火災の早期検知につとめるとともに、消火器を設置することで初期消火を可能にし、火災により安全性を損なうことのないよう

にする。

(3) 台風・竜巻

乾式キャスクは基礎に据え付けられ、コンクリートモジュールの中に保管されているため、台風・竜巻の影響を受けない。

(4) 環境条件

乾式キャスクの除熱機能、密封機能、遮へい機能、臨界防止機能及びコンクリートモジュールの除熱機能については、保守的な環境条件にて設計を行っている。またその他の経年的な影響についても、監視や定期的な巡視点検等を行うことで劣化等の早期発見に努め、機能維持を図る。

また、キャスク仮保管設備に保管する乾式貯蔵キャスクのうち、津波により一時的に水没したとみられるキャスク保管建屋に保管している既設 9 基については、必要な点検や消耗品の交換を行ったうえで、キャスク仮保管設備に搬入し、他の乾式キャスクと同様に管理する。

2.13.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 乾式キャスク及び支持架台

乾式キャスク及び支持架台については、JSME 設計・建設規格の分類に基づく設計とする。

b. コンクリートモジュール

コンクリートモジュールについては、建築基準法に基づく設計とする。

c. クレーン

クレーンについては、クレーン構造規格に基づく設計とする。

d. コンクリート基礎

キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに、これを固定する固定ボルトの引抜き力が許容引抜き力を下回り、基礎の傾斜が許容傾斜量を下回る設計とする。

(2) 耐震性

a. 乾式キャスク及び支持架台

乾式キャスクについては、基準地震動 S_s に対し、乾式キャスクの安全機能を維持するために必要な構造強度を有する設計とする。

支持架台については、基準地震動 S_s に対し、乾式キャスクを落下・転倒させない設計とする。

b. コンクリートモジュール

基準地震動 S_s に対し、建築基準法及び国土交通省告示に基づくとともに、倒壊等により、乾式貯蔵キャスクの安全機能に波及的影響を与えない設計とする。

c. クレーン

基準地震動 S_s に対し、JSME 設計・建設規格に基づくとともに、転倒・倒壊・逸走等により、乾式キャスクの安全機能に波及的影響を与えない設計とする。

d. コンクリート基礎

キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに、これを固定する固定ボルトの引抜きに抵抗すること、基礎の傾斜によりクレーンの転倒、倒壊などが生じない設計とする。

2.13.1.8 異常時の措置

乾式キャスクの蓋開圧力及び温度は免震重要棟にて監視でき、万一、蓋開圧力が設定値まで低下した場合や表面温度が設定値まで上昇した場合には免震重要棟に設置した監視装置にて警報が確認できる。

警報確認後に現場確認を行い状況に応じた対処を行う。また、必要に応じ乾式キャスクを共用プールまで運搬し、共用プールにて必要な措置を行う。

2.13.2 基本仕様

2.13.2.1 主要仕様

(1) 乾式キャスク仮保管設備

表 2. 1 3 - 1 乾式キャスク仮保管設備仕様

項目	仕様	
エリア	約 96m×約 80m	
保管対象物	乾式貯蔵キャスク	輸送貯蔵兼用キャスク
保管容量	20 基	30 基

(2) 乾式キャスク

表 2. 1 3 - 2 乾式貯蔵キャスク仕様

項目	乾式貯蔵キャスク（中型）	乾式貯蔵キャスク（大型）
重量（t） （燃料を含む）	約 96	約 115
全長（m）	約 5.6	約 5.6
外径（m）	約 2.2	約 2.4
収納体数（体）	37	52
基数（基）	4（既設） 8（増設）	5（既設） 3（増設）
収納可能燃料	8×8 燃料（燃焼度 30,000MWd/t 以下） 新型 8×8 燃料（燃焼度 33,500MWd/t 以下） 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（燃焼度 36,500MWd/t 以下） 冷却期間 4 年以上（既設 9 基）※ 冷却期間 13 年以上（増設 11 基）	

※既設 9 基の乾式貯蔵キャスク内に収納している使用済燃料を取り出し、共用プールで貯蔵している使用済燃料と入れ替える場合、冷却期間 13 年以上の燃料を収納する。

表 2. 1 3 - 3 輸送貯蔵兼用キャスク仕様

項目	輸送貯蔵兼用キャスク A	輸送貯蔵兼用キャスク B
重量 (t) (燃料を含む)	約 119	約 119
全長 (m)	約 5.4	約 5.3
外径 (m)	約 2.5	約 2.5
収納体数 (体)	69	69
基数 (基) ※1	22	8
収納可能燃料※2	<p>8×8 燃料</p> <p>平均燃焼度 26,000MWd/t 以下 最高燃焼度 29,000MWd/t 以下 冷却期間 18 年以上</p> <p>新型 8×8 燃料, 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料 平均燃焼度 34,000MWd/t 以下 最高燃焼度 40,000MWd/t 以下 冷却期間 18 年以上</p>	<p>新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料</p> <p>平均燃焼度 34,000MWd/t 以下 最高燃焼度 40,000MWd/t 以下 冷却期間 18 年以上</p>

※1 製造工程やキャスクへの使用済燃料の装填工程等に応じて配分が変わることがある

※2 燃焼度や燃料タイプに応じて、以下の図書に基づき収納物の配置制限を行う

- ・輸送貯蔵兼用キャスク A：核燃料輸送物設計承認申請書 (NEO-2569CB 型)
(平成 22 年 8 月 23 日申請 東京電力株式会社)
- ・輸送貯蔵兼用キャスク B：核燃料輸送物設計承認申請書 (HDP-69B 型)
(平成 22 年 8 月 23 日申請 東京電力株式会社)

(3) コンクリートモジュール

表 2. 1 3 - 4 コンクリートモジュール仕様

項目		仕様	
名称		コンクリートモジュール	
保管対象物		乾式貯蔵キャスク	輸送貯蔵兼用キャスク
数量		20 基	30 基
主要寸法	長手	約 7300mm	約 7100mm
	短手	約 4680mm	約 4680mm
	高さ	約 4000mm	約 4000mm
	板厚	約 200mm	約 200mm
構造		鉄筋コンクリート構造	

(4) クレーン

表 2. 1 3 - 5 クレーン仕様

項目	仕様
型式	門型クレーン
数量	1 基
定格荷重	主巻 150t 補巻 20t
揚程	主巻 9.0m 補巻 11.3m

(5) 監視装置

表 2. 1 3 - 6 圧力・温度監視装置仕様

項目	仕様	
名称	蓋間圧力検出器	温度検出器
検出器の個数	2 個/基	1 個/基
計測対象	蓋間圧力	外筒表面温度
取付箇所	二次蓋	外筒表面
計測範囲	50～500kPa abs.	-20～160℃

表 2. 13-7 放射線監視装置仕様

項目	仕様
名称	エリア放射線モニタ
基数	4 基 ^{注 1), 注 2)}
種類	半導体検出器
取付箇所	設備敷地内
検出高さ	基礎から 600mm 以上 1800mm 以下
計測範囲	$10^{-1} \mu\text{Sv/h} \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$

注 1) 4 基の内 1 基は将来増設予定。

注 2) 監視可能とする基数は乾式キャスクの保管状況による。

2.13.3 添付資料

添付資料-1 設備概略図

添付資料-2 評価の基本方針

添付資料-3 構造強度及び耐震性について

添付資料-4 安全評価について

添付資料-5 安全対策について

添付資料-6 管理・運用について

添付資料-7 工事工程表

添付資料-8 キャスク保管建屋及び既設 9 基乾式貯蔵キャスクの現在の設備状況並びに既設 9 基乾式貯蔵キャスクの健全性について

添付資料-9 既設 9 基乾式貯蔵キャスクのキャスク保管建屋からの搬出について

添付資料-10 キャスク仮保管設備クレーンレーン間移動時の転倒について

添付資料-11 キャスク仮保管設備に係る確認事項について

設備概略図

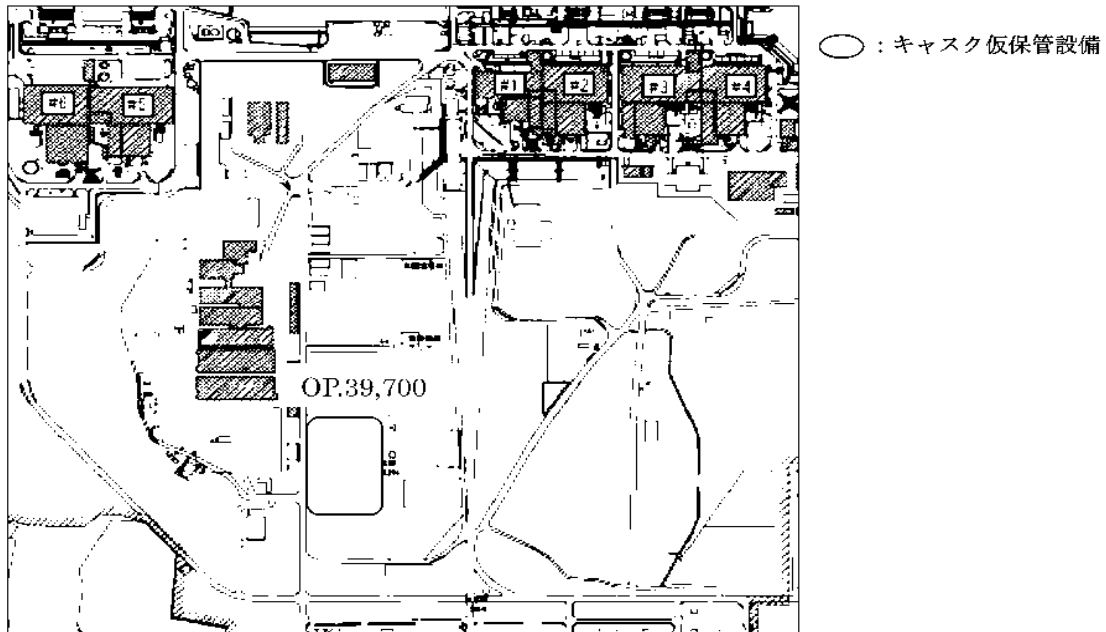
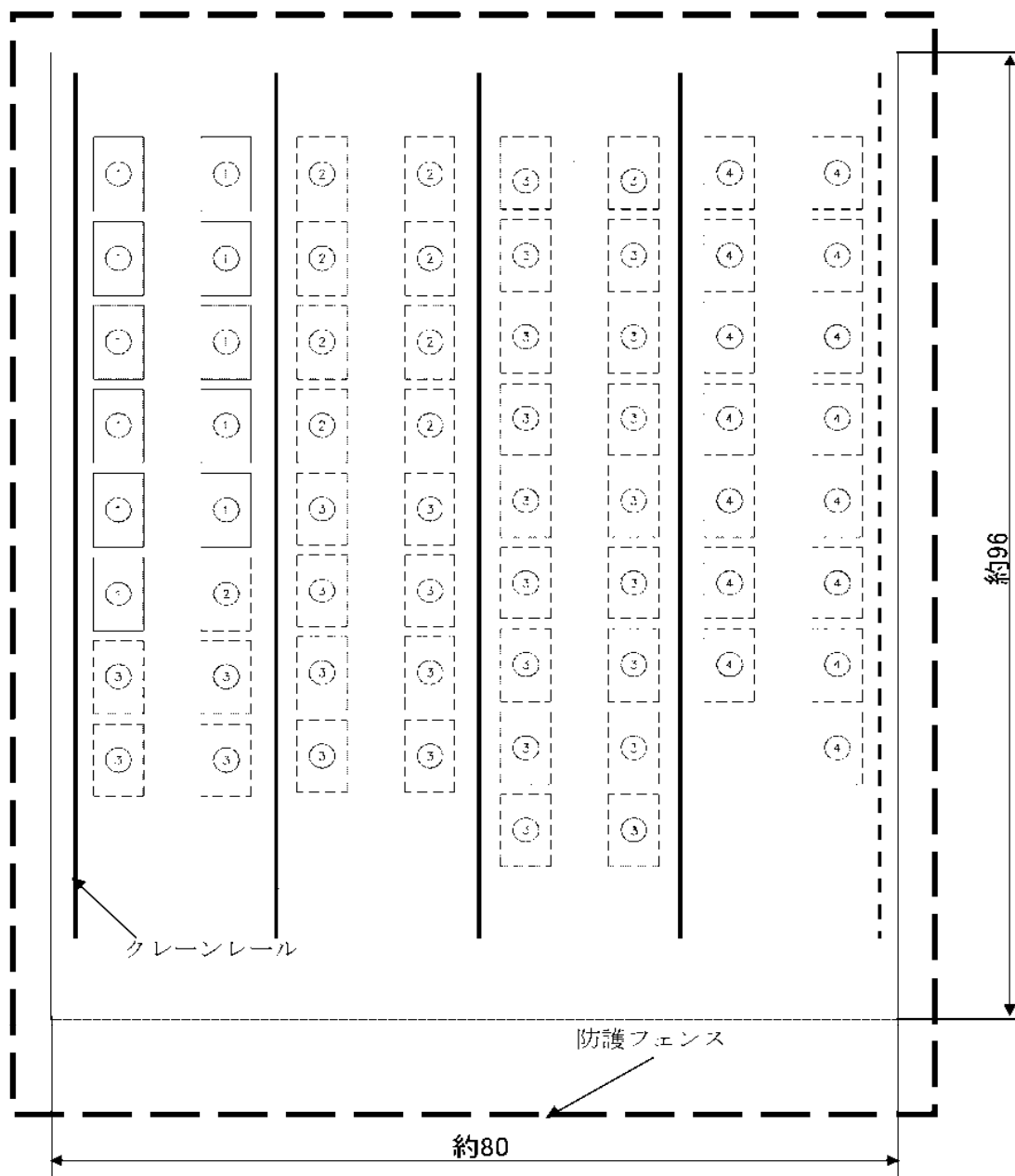


図 1-1 キャスク仮保管設備の構内位置



①②	乾式貯蔵キャスク	20 基
③	輸送貯蔵兼用キャスク	30 基
④	輸送貯蔵兼用キャスク (将来設置)	15 基

図 1-2 キャスク仮保管設備配置概略図 (単位 : m)

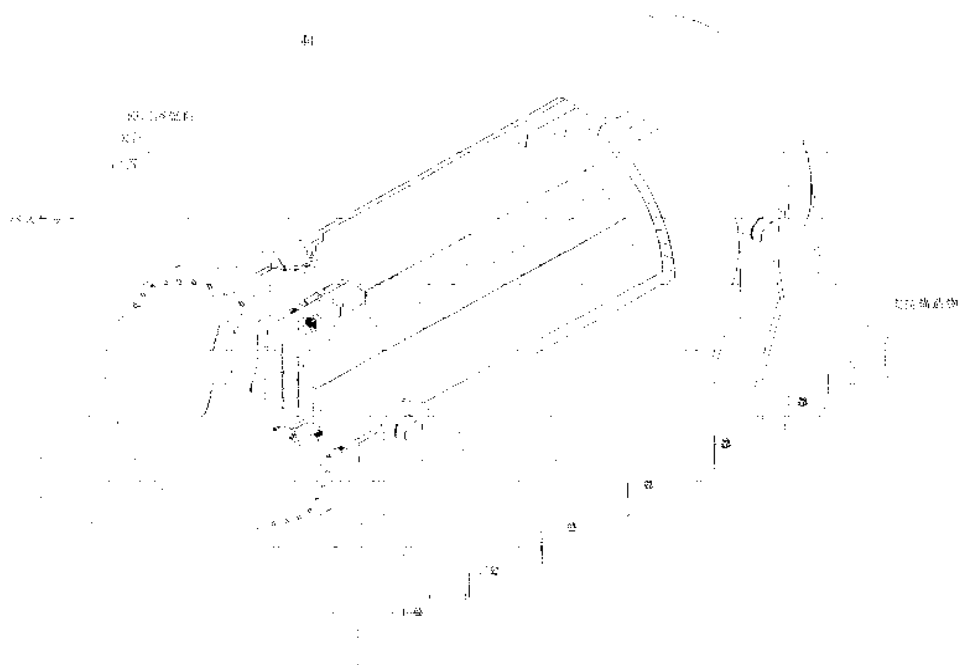


図 1-3 乾式貯蔵キャスクの構造図例
(大型)

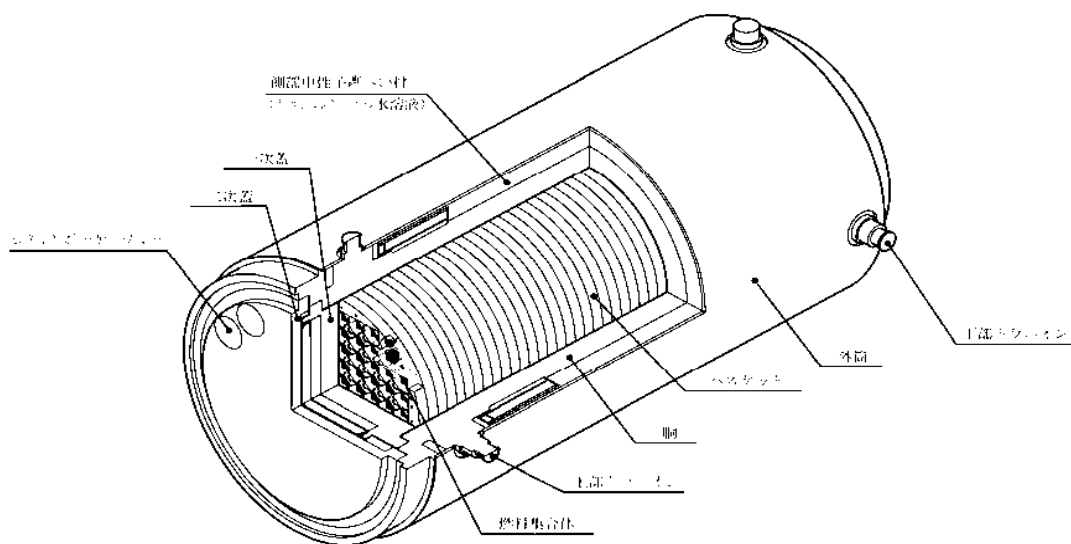


図 1-4 輸送貯蔵兼用キャスクの構造図例
(輸送貯蔵兼用キャスク A)

評価の基本方針

1 設計方針

1.1 基本的安全機能

本設備は、乾式キャスク及びこれを収納するコンクリートモジュール、支持架台、クレーン、監視装置等で構成され、本文の設計方針に示される除熱、遮へい、密封及び臨界防止の安全機能を設計とするとともに、必要な構造強度を有する設計であることを確認する。

1.2 乾式キャスクの安全機能について

本設備で保管する乾式キャスクは、既存設計のものを使用する。乾式キャスクの安全機能に関しては、以下の図書にて評価されている。

(1) 乾式貯蔵キャスク

- ① 沸騰水型原子力発電所 使用済燃料の乾式キャスク貯蔵施設について(平成 5 年 7 月株式会社東芝 TLR-053 改訂 1)
- ② 沸騰水型原子力発電所 使用済燃料の乾式キャスク貯蔵施設の安全設計で使用する解析コードについて(平成 5 年 4 月 株式会社東芝 TLR-054)
- ③ 福島第一原子力発電所 第 4 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 6 年 3 月 14 日申請, 東京電力株式会社)
- ④ 福島第一原子力発電所 第 6 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 6 年 3 月 14 日申請, 東京電力株式会社)
- ⑤ 福島第一原子力発電所 第 4 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 22 年 10 月 22 日申請, 東京電力株式会社)
- ⑥ 福島第一原子力発電所 第 5 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 22 年 10 月 22 日申請, 東京電力株式会社)
- ⑦ 福島第一原子力発電所 第 6 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 22 年 10 月 22 日申請, 東京電力株式会社)

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク

- ① 使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクについて (NEO-2569CB 型)
(平成 21 年 5 月 株式会社オー・シー・エル OCL-TR-001-改 1)
- ② 使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクについて (HDP-69B 型)
(平成 21 年 5 月 日立GEニュークリア・エナジー株式会社 HLR-110 訂 1)
- ③ 核燃料輸送物設計承認申請書(NEO-2569CB 型)
(平成 22 年 8 月 23 日申請 東京電力株式会社)

- ④ 核燃料輸送物設計承認申請書 (HDP-69B 型)
(平成 22 年 8 月 23 日申請 東京電力株式会社)
- ⑤ 使用済燃料貯蔵施設に関する設計及び工事の方法の認可申請書 本文及び添付資料の一部補正 (平成 22 年 8 月 リサイクル燃料貯蔵株式会社)
- ⑥ 使用済燃料貯蔵施設に関する設計及び工事の方法の認可申請書 本文及び添付資料の一部補正 (平成 22 年 12 月 リサイクル燃料貯蔵株式会社)

2 安全設計・評価方針

表 2-1 に評価すべき各安全機能に関する既存の評価内容と本設備での安全設計・評価の方針を示す。

表2: キヤスクロ保護等設備安全対策の考え方針

[illegible]

[illegible]

3 耐震設計方針

(1) 耐震設計の基本方針

キャスク仮保管設備は、本文「設計方針」に基づき、基準地震動 S_s に対し、設備の設計方針に示される除熱機能、密封機能、遮へい機能、臨界防止機能等の安全機能が維持されていることを確認する。

(2) 対象設備と構造計画

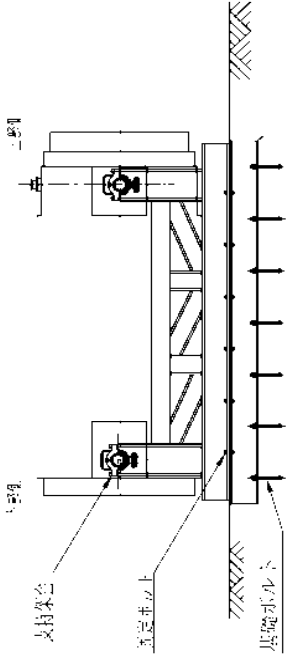
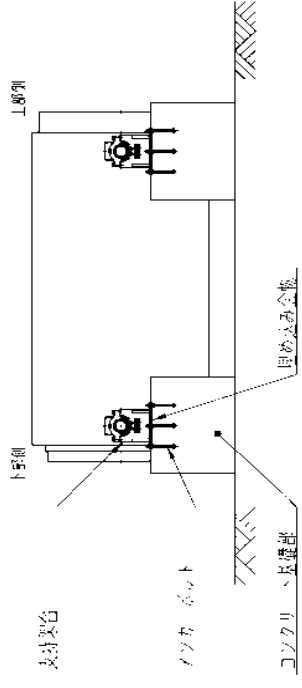
キャスク仮保管設備は、乾式キャスク、支持架台、コンクリートモジュール、クレーン、並びにコンクリート基礎から構成される。

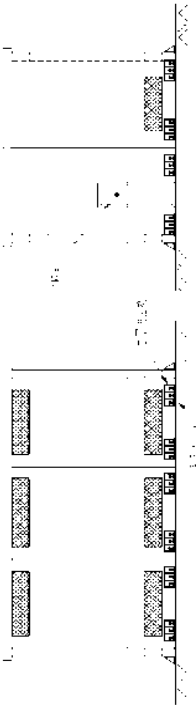
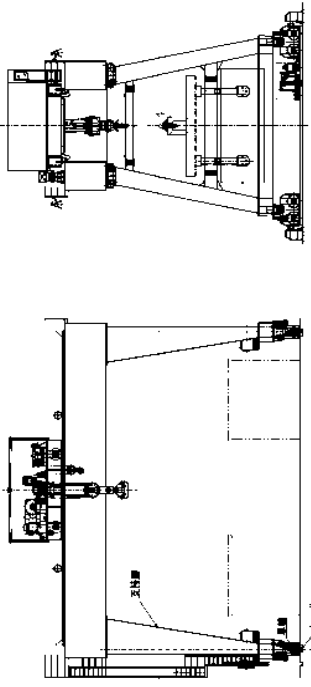
これらの設備のうち、乾式キャスクは、使用済燃料を収納し、除熱、密封、遮へい、臨界防止等の基本的安全機能を有する。このことから基準地震動 S_s に対する評価は、乾式キャスクの健全性維持の観点から、次の設備を対象に実施する。

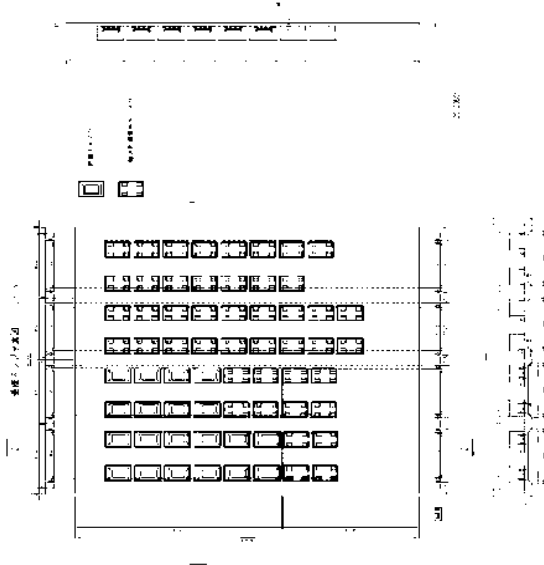
- ① 乾式貯蔵キャスク及び支持架台
- ② 輸送貯蔵兼用キャスク及び支持架台
- ③ コンクリートモジュール
- ④ クレーン
- ⑤ コンクリート基礎

表 3-1 に各設備の構造計画の概要と概略図を示す。

表 3-1 主要設備の構造計画

主要設備	構造計画の概要	概略構造図
①乾式貯蔵キャスク及び支持架台	乾式貯蔵キャスクは横置きで、トラニオンを介し4つの支持脚柱を持つ支持架台で支持され、支持架台は固定ボルトと基礎ボルトで基礎に固定される。	
②輸送貯蔵兼用キャスク及び支持架台	輸送貯蔵兼用キャスクは横置きで、トラニオンを介し鋼製の支持架台で支持され、支持架台は、アンカーボルトで埋め込み金物に固定される。埋め込み金物は、アンカーボルトで基礎から立ち上げたコンクリート基礎部に固定される。	

主要設備	構造計画の概要	概略構造図
③コンクリートモジュール	<p>コンクリートモジュールの平面寸法は、約7.3m×約4.7m又は約7.1m×約4.7mであり、高さは約4mある。コンクリートモジュールは、厚さ200mmの鉄筋コンクリート製パネルで構成され、各パネルは金物にて連結され、基礎とは固定用金物を介して固定ボルトで固定される。</p>	
④クレーン	<p>クレーンはスパン約19mの門型クレーンで、定格荷重は約150トンである。クレーンは、4つの支持脚、車輪を介して、レール上を走行する。</p>	

主要設備	構造計画の概要	概略構造図
<p>⑤コンクリート基礎</p>	<p>基礎は、N-S 方向 80m、E-W 方向約 96m、厚さ 0.8m (一部 1.0m、1.8m) の鉄筋コンクリート基礎である。</p> <p>基礎は、埋め込まれる固定ボルトや固定金具を介して、①乾式キヤスク及び支持架台並びに、②コンクリートモジュールを固定する。また、③クレーンのレールを固定する。</p>	

(3) 設計用地震力

各機器の耐震設計に用いる設計用地震力は、以下より算定する。

項目	機器等	摘要
(1) 基準地震動	Ss	
(2) 設計用地震動	基準地震動 Ss-1 : (水平)最大加速度振幅 450gal, 約 81 秒間 (鉛直)最大加速度振幅 300gal, 約 81 秒間 基準地震動 Ss-2 : (水平)最大加速度振幅 600gal, 約 60 秒間 (鉛直)最大加速度振幅 400gal, 約 60 秒間 基準地震動 Ss-3 : (水平)最大加速度振幅 450gal, 約 26 秒間 (鉛直)最大加速度振幅 300gal, 約 26 秒間	0. P. -196m の基盤 (Vs=約 700m/s) を解放基盤表面として定義する。
(3) 動的解析の方法	時刻歴応答解析法 応答スペクトル法	

(4) 運転状態と地震動の組合せに対する供用状態

運転状態と地震動の組合せに対応する供用状態は以下とする。

運転状態と地震動の組合せ	供用状態
I ^{注1)} +Ss	D (IVAS) ^{注2)}

注 1) 「運転状態 I」とは、通常運転の運転状態をいい、乾式キャスクの場合は、取り扱い時及び本設備での機器の通常の保管時の状態で「設計事象 1」に読み替える。

注 2) 「原子力発電所耐震設計技術指針」において規定される許容応力状態（「設計・建設規格」の許容状態 D 相当）

基準地震動 S_s による荷重を運転状態Ⅰにより生じる荷重と組み合わせた状態で、保管を行っている使用済燃料に過大な影響が生じないよう許容応力を定めるものとするが、本設備の乾式キャスクに対する機能維持の基本的な考え方は以下とする。

設備区分	基準地震動 S_s に対する機能維持
乾式キャスク	乾式キャスクの安全機能を維持するために必要な構造強度を有すること。
支持架台	基準地震動 S_s に対し、乾式キャスクを落下・転倒させないこと。
コンクリートモジュール	基準地震動 S_s に対し、コンクリートモジュールの倒壊等により、乾式キャスクの安全機能に影響を与えないこと。
クレーン	クレーンの倒壊、転倒等により、乾式キャスクの安全機能に影響を与えないこと。
コンクリート基礎	支持架台に作用する力を支持するとともに、これを固定する固定ボルトの引き抜きに抵抗すること。 基礎の傾斜により、クレーンの転倒、倒壊などが生じないこと。

(5) 地盤の応答解析による設計用地震力の算定

1) 解析概要

本検討では基礎－地盤連成系の 2 次元 F E M 応答解析を行い、基礎上面での応答波の応答スペクトルの作成、設計用地震力の算定を行う。解析プログラムは Super-FLUSH/2D を用いる。

2) 解析に用いる検討用地震動

検討用地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関わる耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 S_s を用いる。解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_{s-1} 、 S_{s-2} 、 S_{s-3} の加速度時刻歴波形を図 3-1～3 に示す。

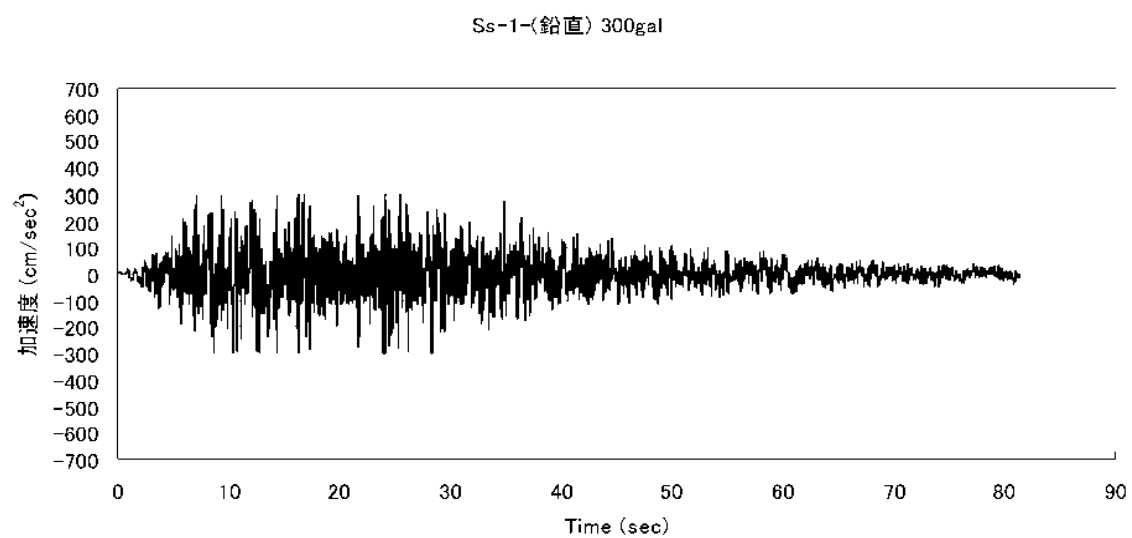
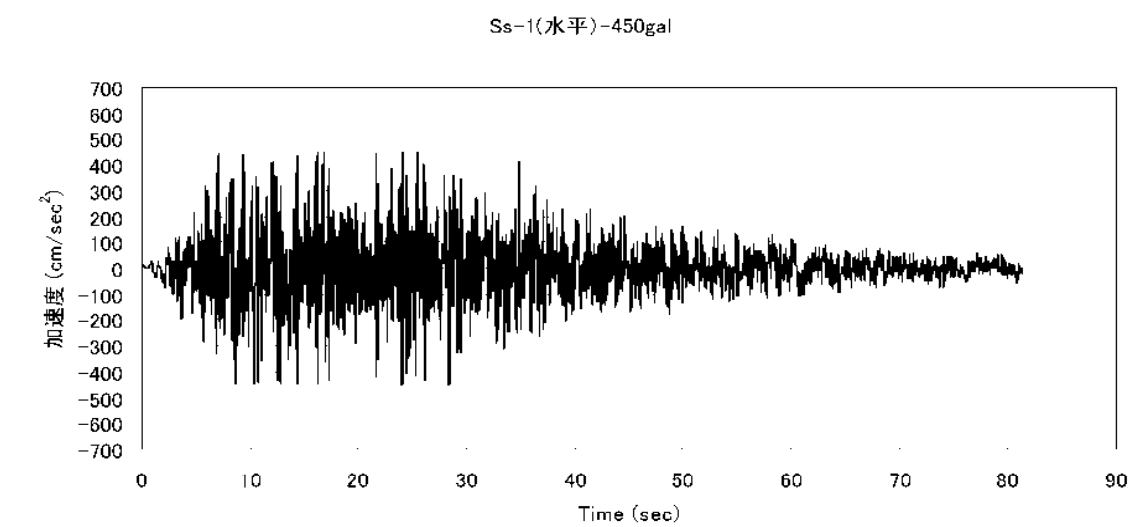


図 3-1 基準地震動加速度時刻歴波形 (Ss-1)

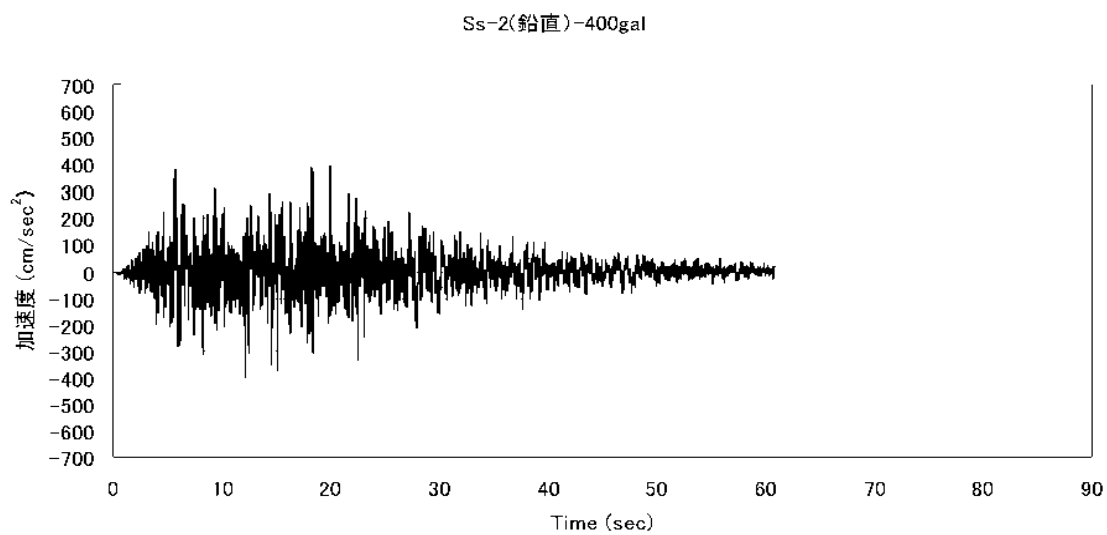
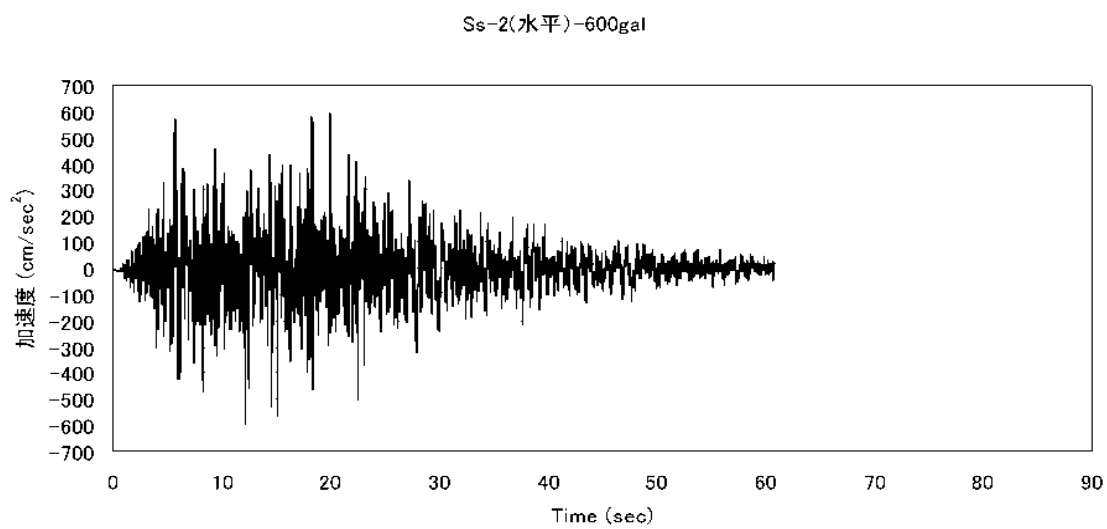


図 3-2 基準地震動加速度時刻歴波形 (Ss-2)

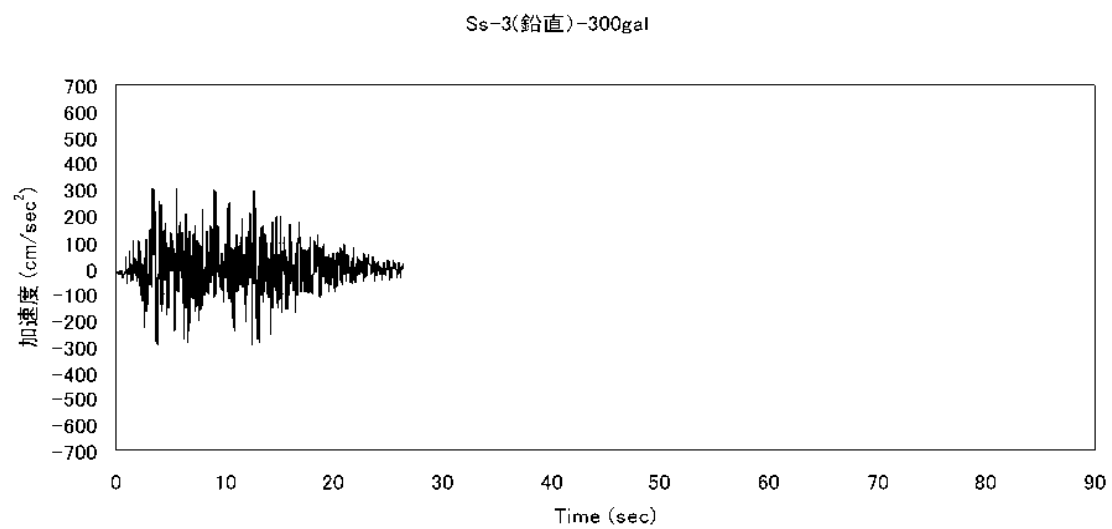
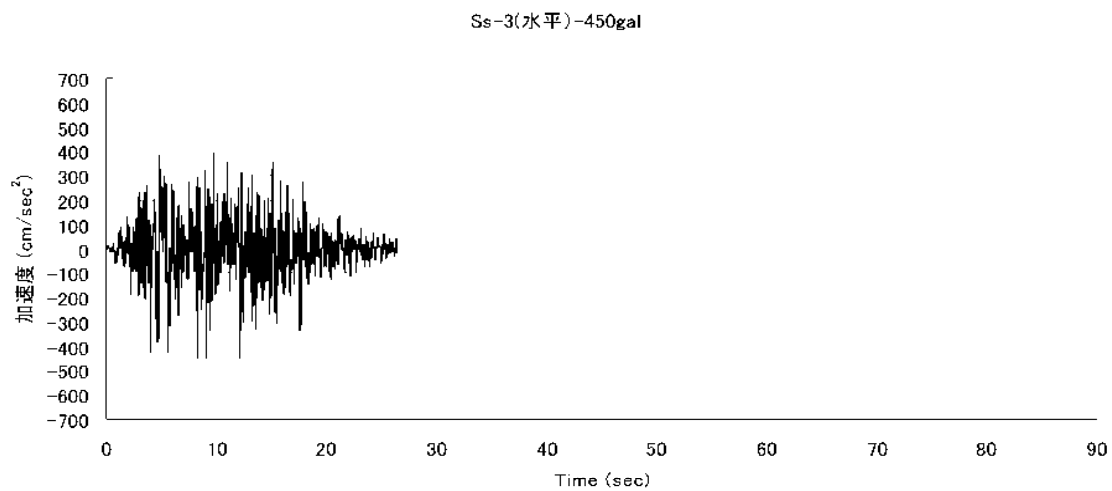


図 3-3 基準地震動加速度時刻歴波形 (Ss-3)

3) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは図 3-4, 5 のように、基礎-地盤連成系モデルとする。地盤応答解析に用いる地盤定数の設定結果を表 3-2 に示す。また、コンクリート基礎を除く各層のモデル化においては、地盤の非線形性を考慮する。図 3-6 に各層の動的変形特性を示す。

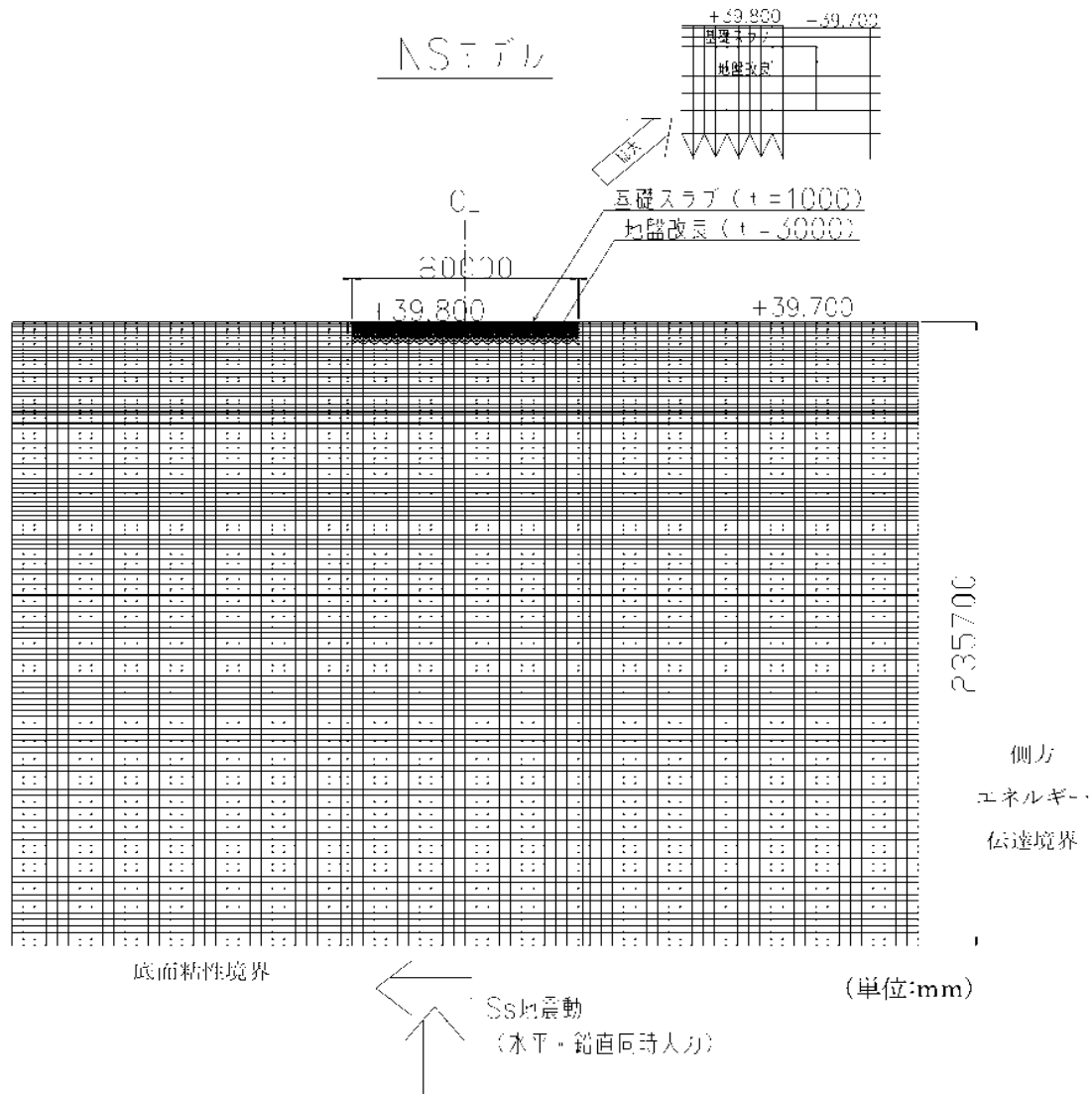


図 3-4 解析モデルの概要 (N-S 方向)

EWモデル

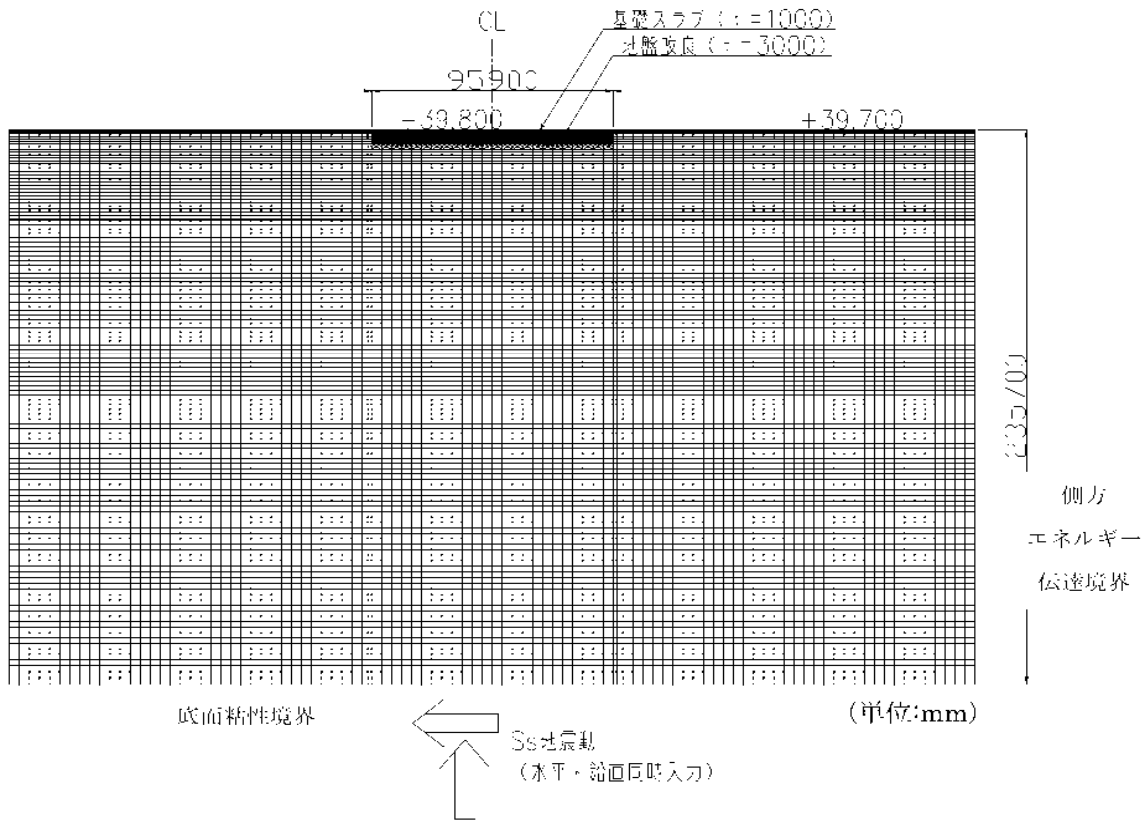


図 3-5 解析モデルの概要 (E-W 方向)

表 3-2 解析用地盤定数

地層名	層標高		各地層厚 (m)	湿潤密度 ρ (t/m ³)	せん断弾性 係数 G_0 (kN/m ²)	せん断波 速度 V_s (m/sec)	強度特性	
	上端	下端					C	ϕ
	OP(m)	OP(m)					(N/mm ²)	(°)
コンクリート基礎	39.800	38.800	1.000	2.679	10,420,000	1972	-	-
埋戻し土	39.700	35.800	3.900	1.8	72,600	201	0	30
改良地盤	38.800	35.800	3.000	1.8	380,000	459	-	-
段丘堆積物	35.800	29.026	6.774	1.59	158,000	315	0.039	24.7
T3 部層 中粒砂岩層	29.026	25.215	3.811	1.84	210,000	338	0.098	38.6
T3 部層 泥質部	25.215	18.837	6.378	1.71	427,000	500	1.5	0
T3 部層 互層部	18.837	8.694	10.143	1.76	302,000	414	0.098	38.6
T3 部層 泥質部	8.694	6.109	2.585	1.71	427,000	500	1.5	0
T3 部層 中粒砂岩層	6.109	4.754	1.355	1.84	210,000	338	0.098	38.6
T3 部層 泥質部	4.754	1.693	3.061	1.71	427,000	500	1.5	0
T3 部層 粗粒砂岩層	1.693	1.128	0.565	1.84	210,000	338	0.098	38.6
T3 部層 泥質部	1.128	-24.980	26.108	1.71	427,000	500	1.5	0
T2 部層	-24.980	-118.400	93.420	深度依存 1.76～ 1.80	深度依存 334,000～ 635,000	深度依存 436～594	深度依存 1.131～ 1.839	0
T1 部層	-118.400	-185.880	67.480	1.79	667,000	610	1.62	0
先富岡層	-185.880	-196.000	10.120	1.88	954,000	712	1.8	0
解放基盤面	-196.000	-	-	1.88	954,000	712	1.8	0

出典：「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書」（平成5年4月）等

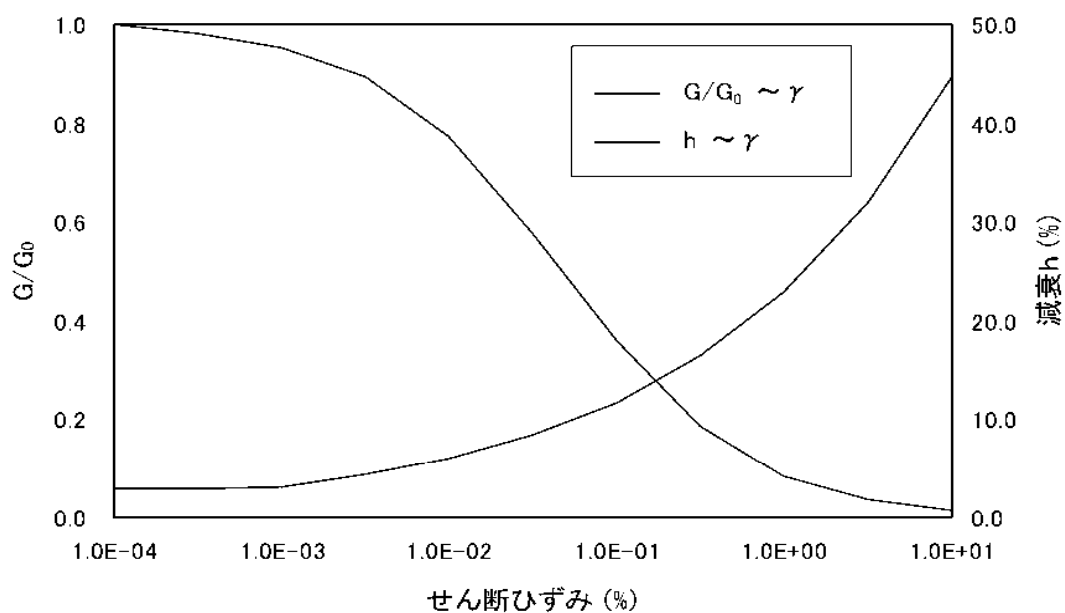


図 3-6 (1) 埋戻土層の動的変形特性

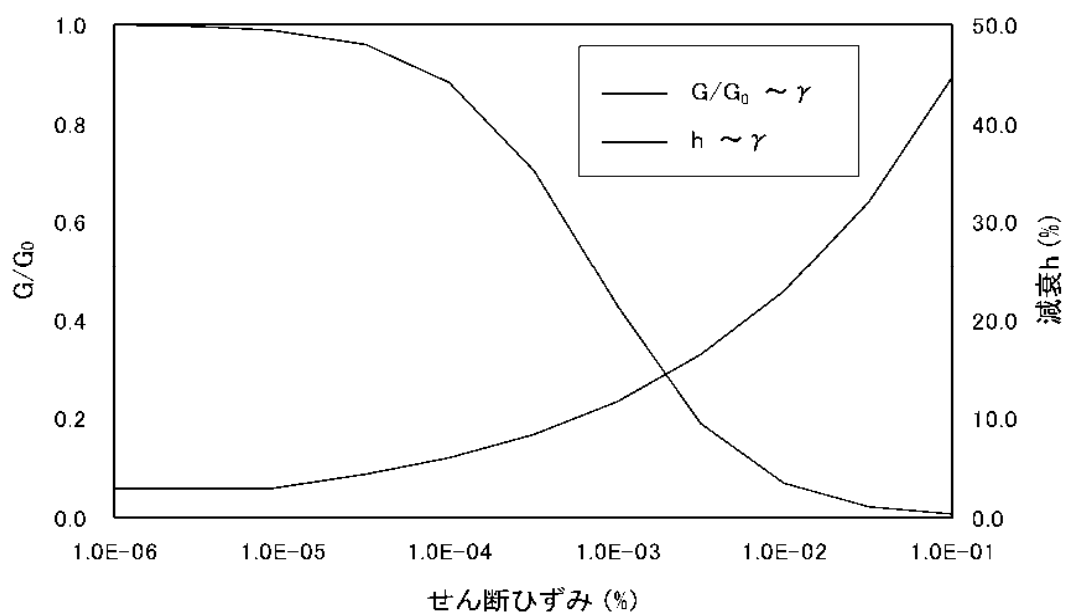


図 3-6 (2) 改良地盤の動的変形特性

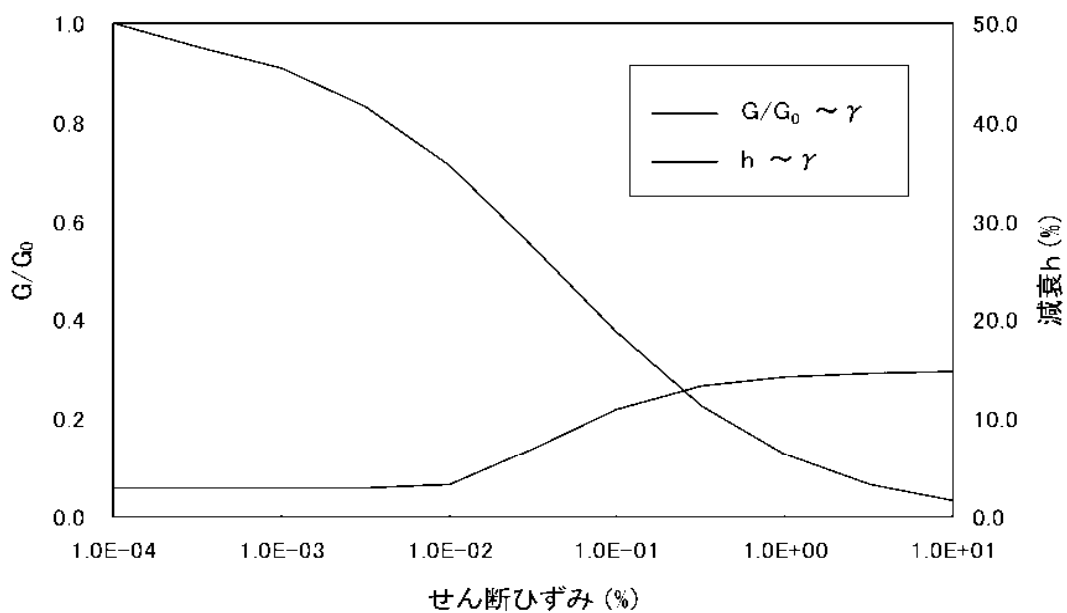


図 3-6 (3) 段丘堆積物の動的変形特性

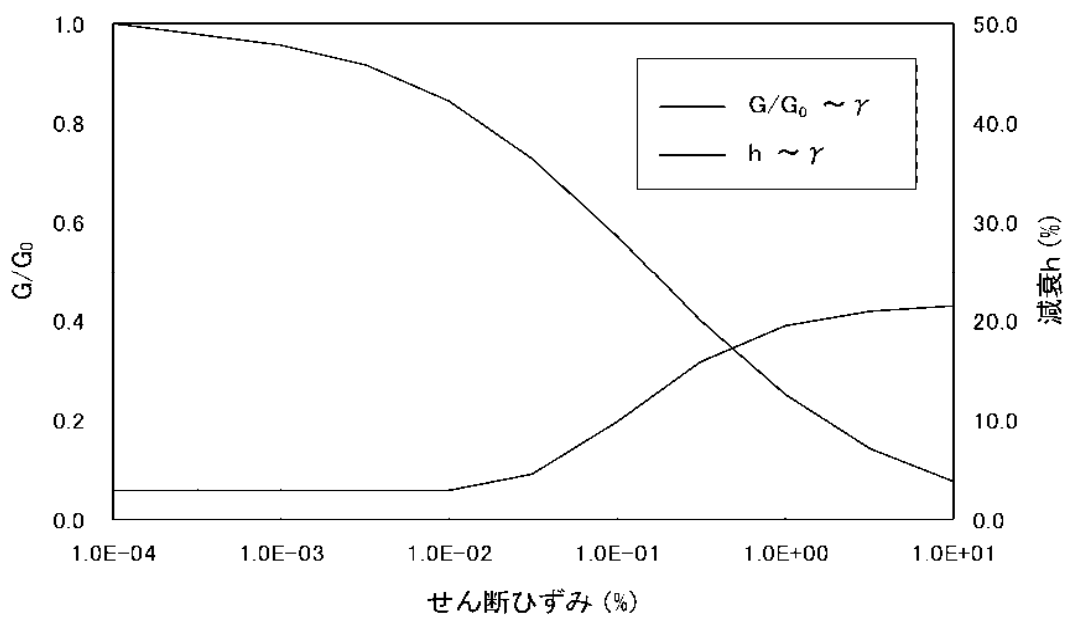


図 3-6 (4) T3 部層中粒砂岩層の動的変形特性

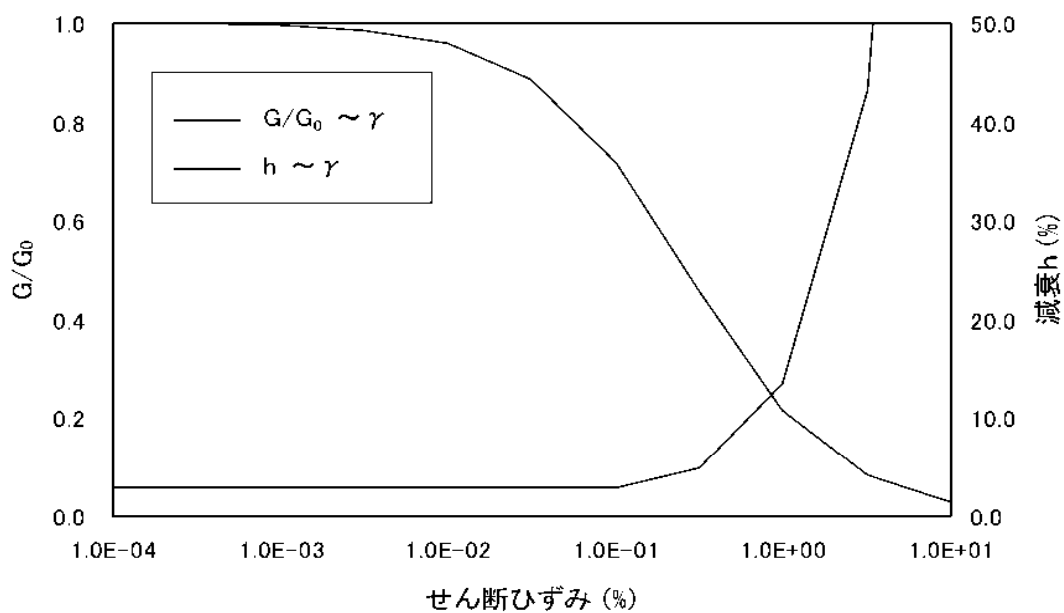


図 3-6 (5) T3 部層泥質部の動的変形特性

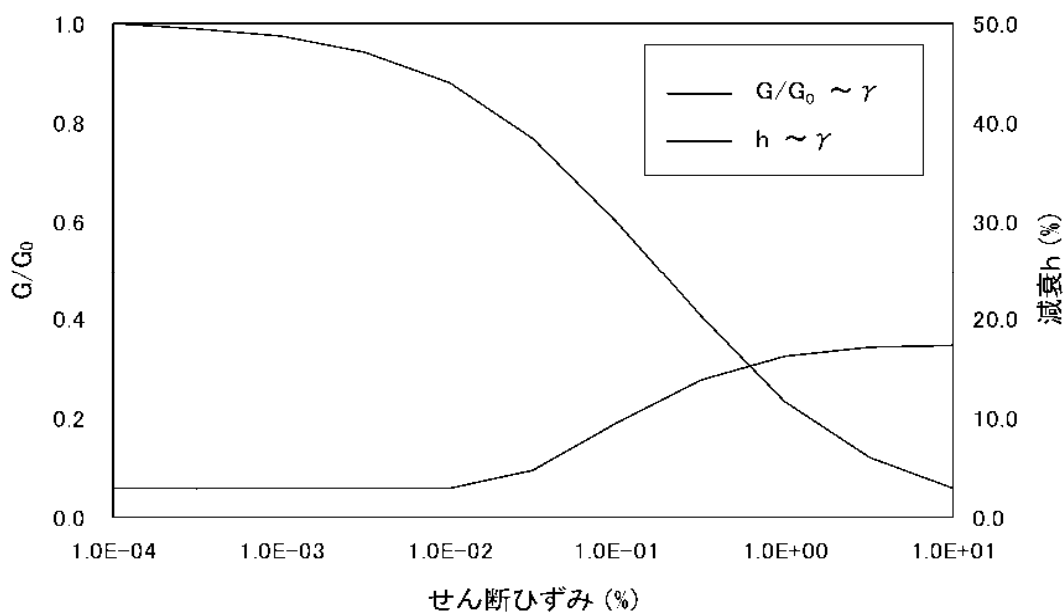


図 3-6 (6) T3 部層互層部の動的変形特性

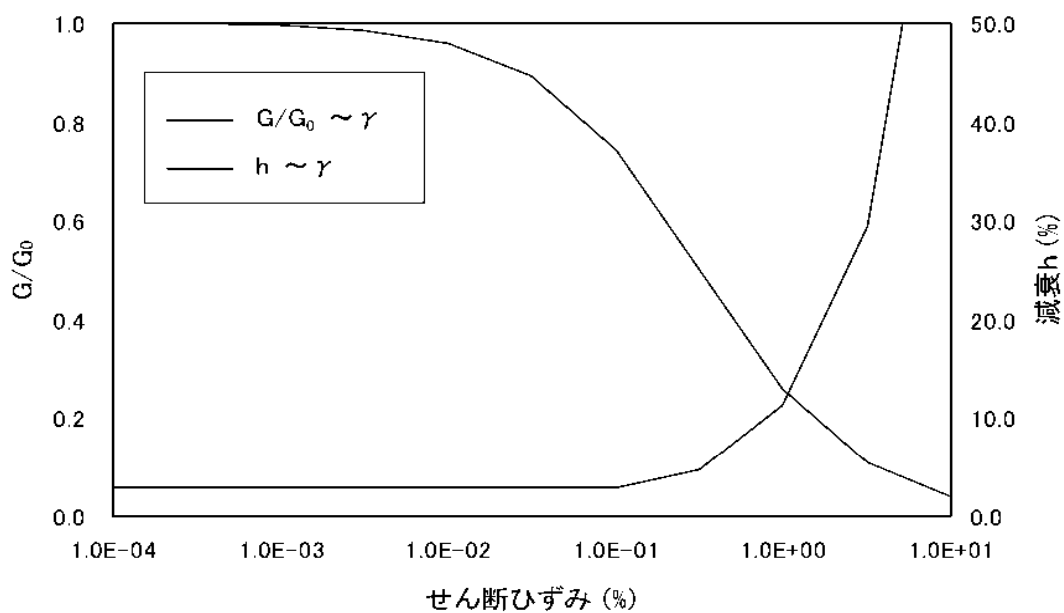


図 3-6 (7) T2 部層の動的変形特性

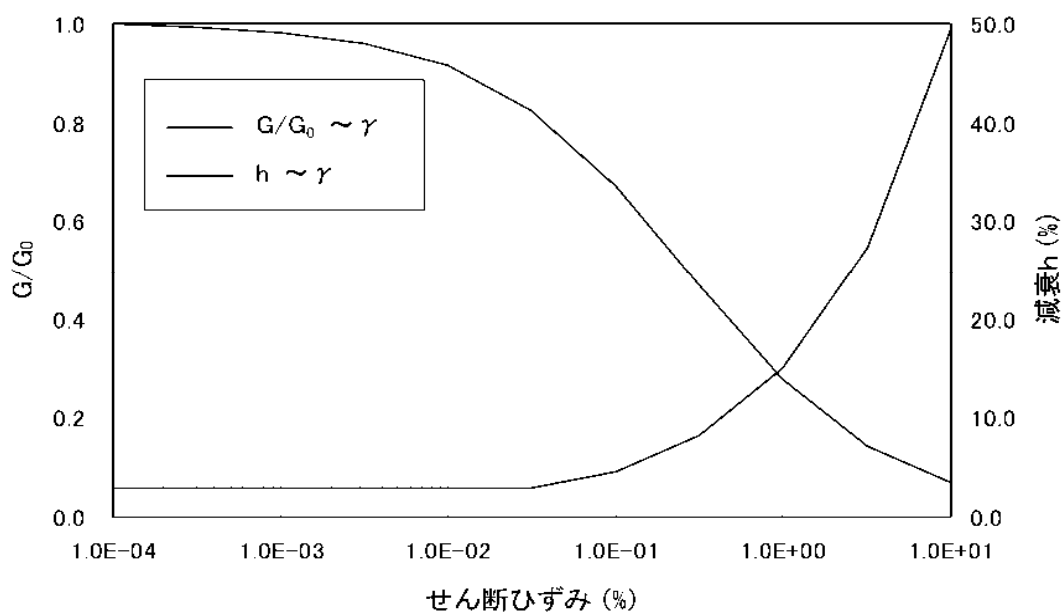


図 3-6 (8) T1 部層の動的変形特性

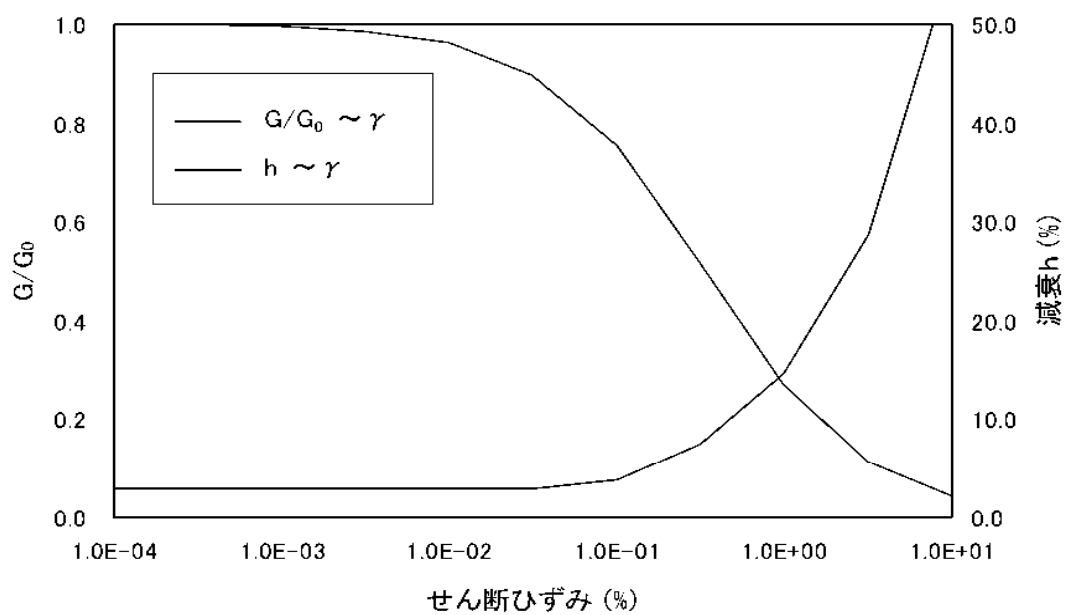


図 3-6 (9) 先富岡層の動的変形特性

4) 設計用地震力の算定

地盤表面における地震波の加速度応答の包絡スペクトル (Ss-1~Ss-3) を図 3-7~15 に示す。設計用地震力は、床応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅したスペクトルを用いて算定する。

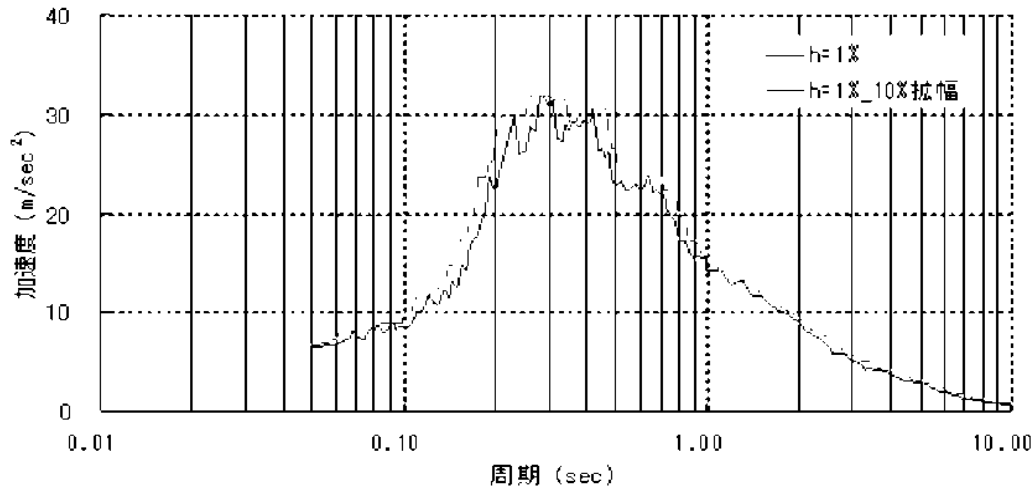


図 3-7 加速度応答包絡スペクトル Ss-H (水平 NS) (h=1%)

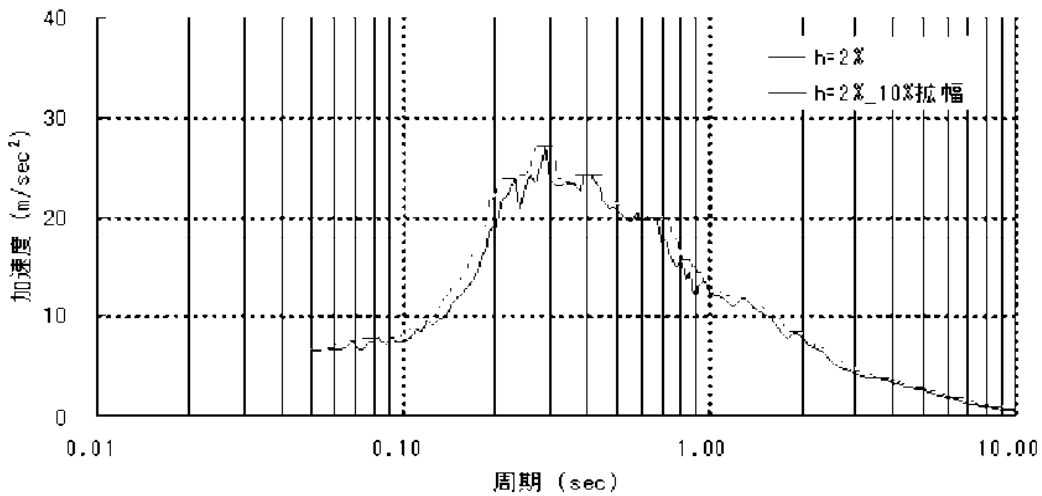


図 3-8 加速度応答包絡スペクトル Ss-H (水平 NS) (h=2%)

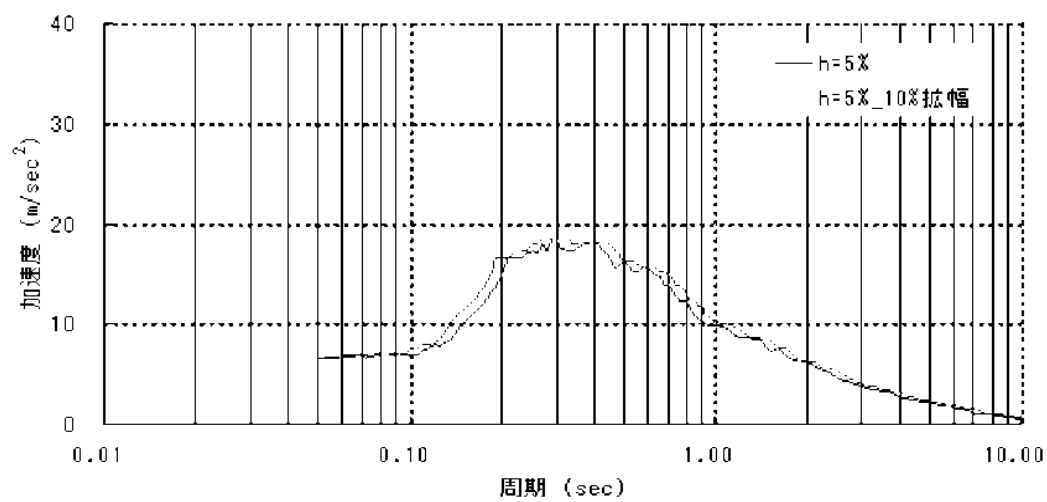


図 3-9 加速度応答包絡スペクトル Ss-H (水平 NS) (h=5%)

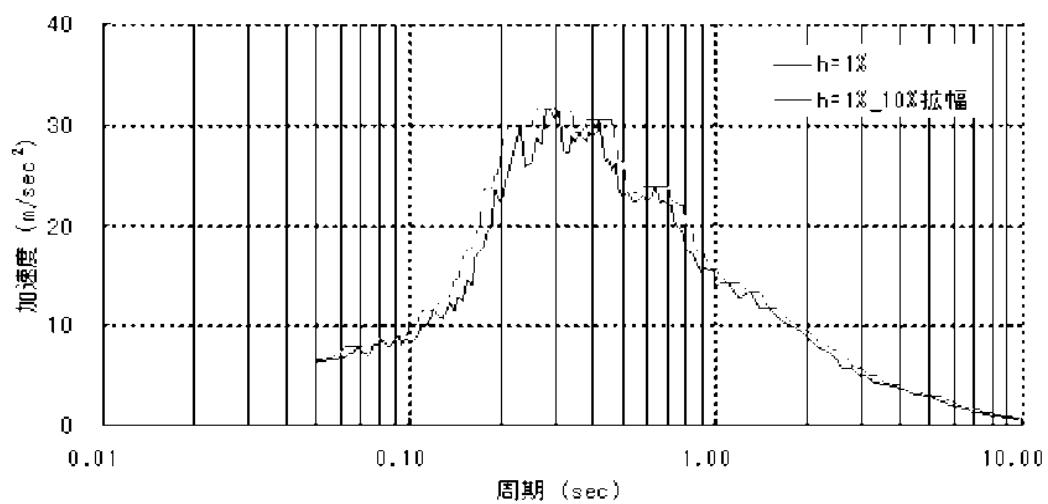


図 3-10 加速度応答包絡スペクトル Ss-H (水平EW) (h=1%)

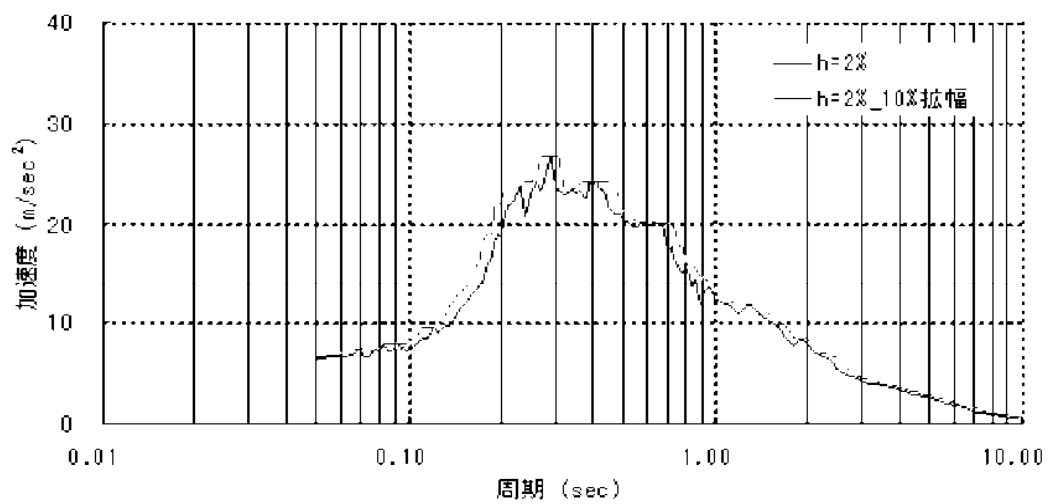


図 3-11 加速度応答包絡スペクトル Ss-H (水平EW) (h=2%)

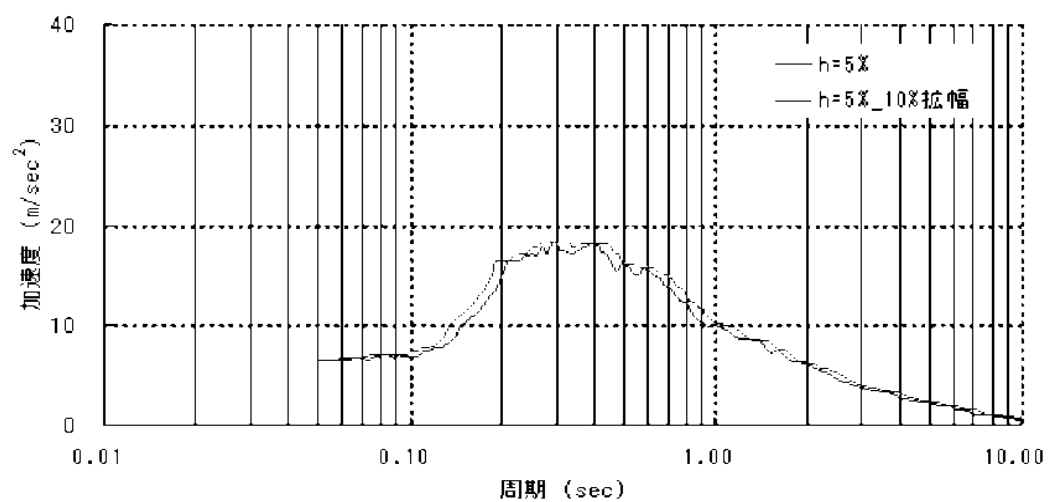


図 3-12 加速度応答包絡スペクトル Ss-H (水平EW) (h=5%)

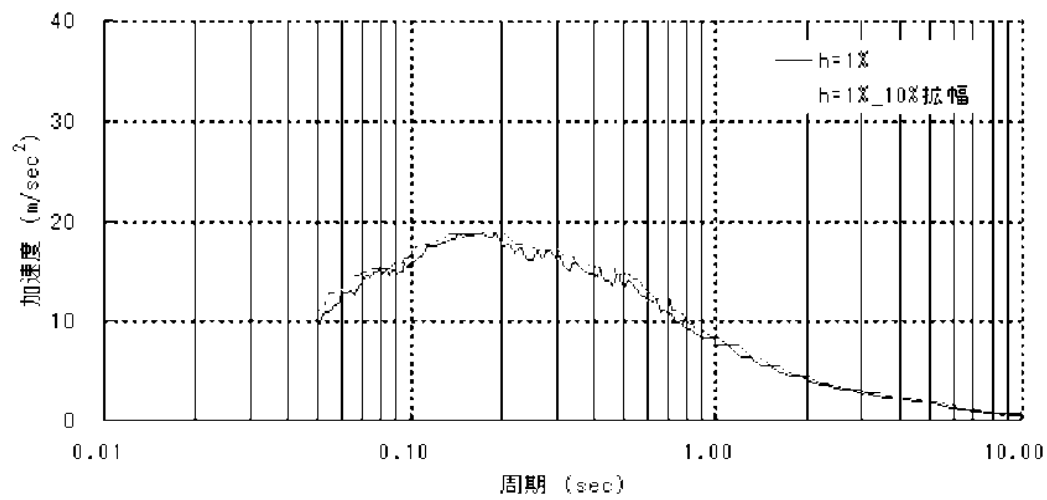


図 3-13 加速度応答包絡スペクトル S_s-V (鉛直) (h=1%)

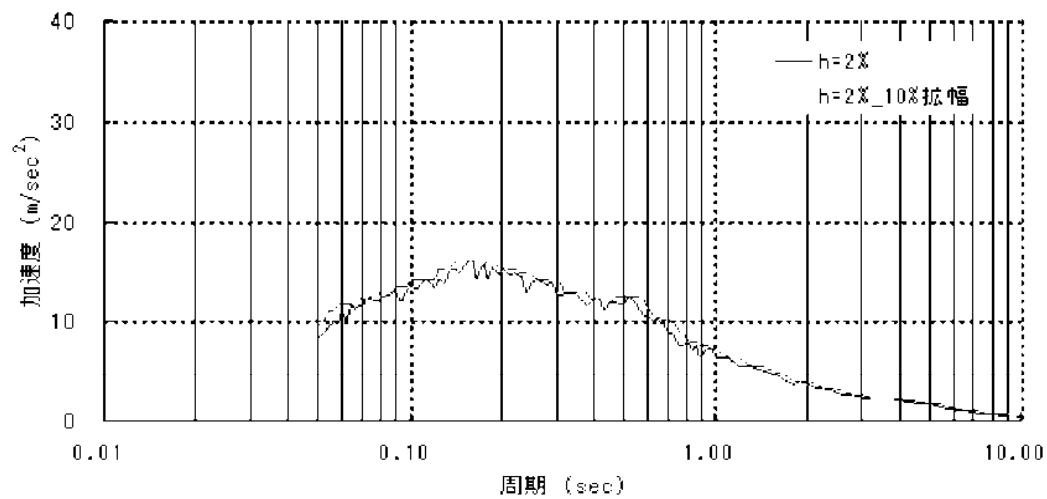


図 3-14 加速度応答包絡スペクトル S_s-V (鉛直) (h=2%)

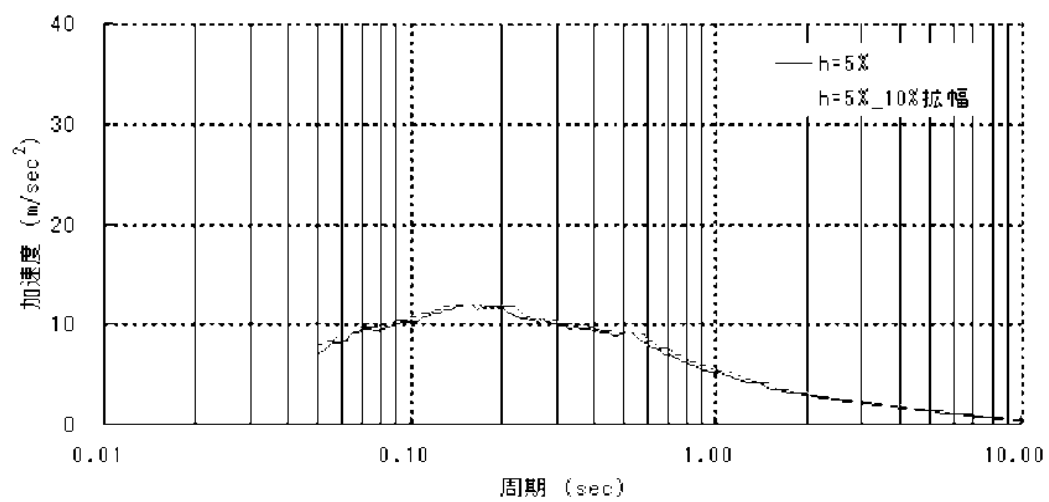


図 3-15 加速度応答包絡スペクトル S_s-V (鉛直) ($h=5\%$)

（１）概要

Super-FLUSH/2D は、主に地盤－構造物連成系の相互作用解析を行う二次元有限要素プログラムである。

（２）機能

Super-FLUSH/2D は、解析に際して以下の機能を有している。

- ①面外方向へのエネルギーの逸散を考慮した疑似三次元解析を行うことができる。
- ②側方の十分な掘りを持った成層構造の地盤を表せる。
- ③歪依存による土の非線形特性を考慮できる。

（３）使用実績

原子力発電環境整備機構の「地層処分施設の耐震性評価」にて用いられている。

耐震安全性解析に用いるコード（NASTRAN）について

（１） 概要

NASTRAN コードは 1968 年アメリカ航空宇宙局(NASA)で開発され、1971 年に米国 MacNeal-Schwendler Corporation(MSC 社)から発売された有限要素法に基づく構造解析等の汎用解析コード(MSCNastran)であり、航空宇宙、自動車、造船、重機械、原子力機器、土木・建設など重工業を中心に広く受け入れられている。輸送キャスクでは固有振動解析に利用されている。

（２） 機能

NASTRAN コードは固有振動解析に際して以下の機能を有している。

- ①ある固有振動範囲の設定、あるいは必要固有値個数を設定すればその範囲の多くの固有振動及び必要固有値個数に対応する固有振動を求めることができる。
- ②各振動モードに対する刺激係数、有効質量を算出できる。
- ③引張等の初期応力があれば、この初期応力を考慮した固有振動解析ができる。
- ④スペクトルモード解析の入力データとして固有振動解析結果をそのまま利用できる。
- ⑤使用要素は一次元～三次元の多くの要素が適用できる。
- ⑥質量は集中質量、分布質量が適用できる。

（３） 解析フロー

NASTRAN コードの固有振動解析フローを図 3-16 に示す。

（４） 使用実績

NASTRAN コードは、これまで多くの固有振動解析に対し使用実績がある。

（５） 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認。

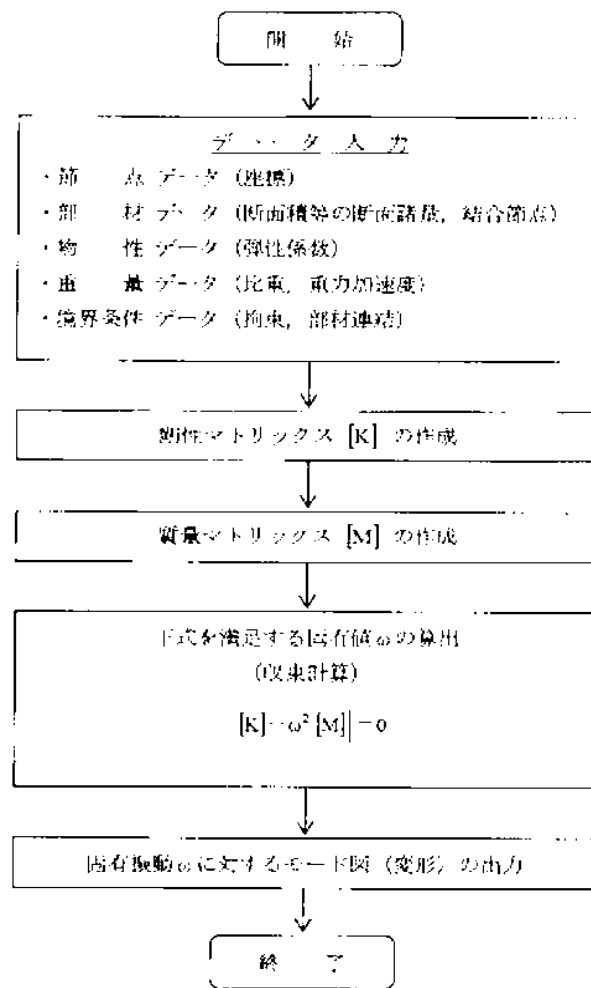


図 3-16 NASTRAN コードの固有振動解析フロー図

耐震安全性解析に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

ABAQUS コードは米[国]Hibbitt, Karlsson&Sorensen, Inc (KHS 社) で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり、輸送キャスクの応力解析等に広く利用されている。

(2) 機能

ABAQUS コードは、応力解析に際して以下の機能を有している。

- ①定常・非定常の弾性・弾塑性のいずれの解も得ることができる。
- ②材料特性として時間依存、歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。
- ③モデルの形状は一次元～三次元、また連続体についても取り扱うことができる。
- ④伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
- ⑤荷重条件として集中荷重、分布荷重、モーメント、加速度力 (慣性力)、圧力、遠心力、コリオリ力等が取り扱える。また、これら条件の時間依存、線形変化に対しても対応可能である。

(3) 解析フロー

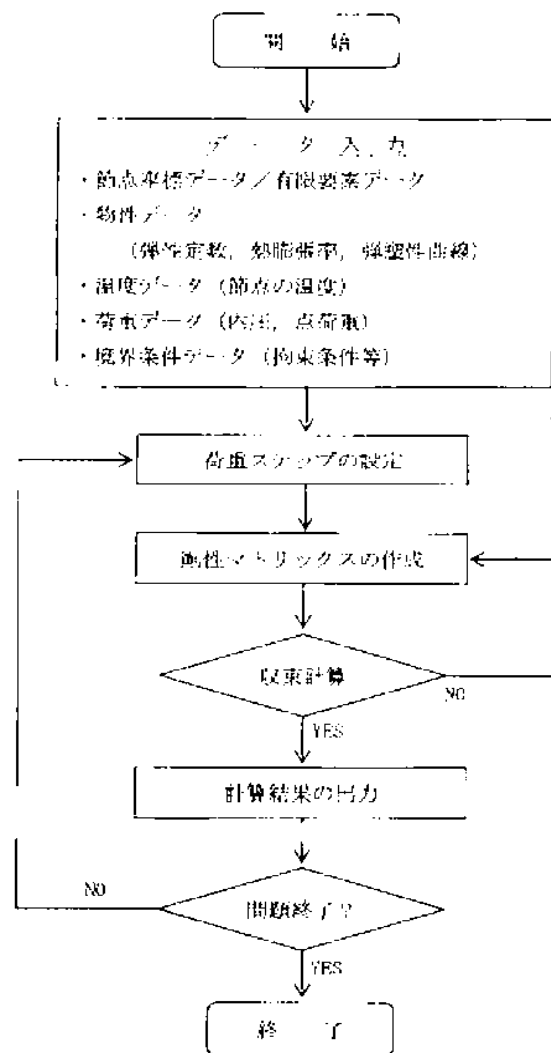
ABAQUS コードの解析フローを図 3-17 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは、これまで多くの固有振動解析に対し使用実績がある。

(5) 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認。



【※ 3-17 ABAQUS コードの解析フロー【※

構造強度及び耐震性について

1 構造強度

1.1 乾式キャスクの構造強度

(1) 乾式貯蔵キャスク

1) 評価方針

本設備で保管する乾式貯蔵キャスク及び支持架台は、既存設計のものを使用し、乾式貯蔵キャスクの安全機能に関しては、添付資料-2「評価の基本方針」で記載している既存評価書にて評価されている。

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造強度については、既存評価の結果を基に、乾式貯蔵キャスクの構造強度が本設置場所での保管に適合していることを確認する。

2) 主な構成部材と適用基準

① 主な構成部材

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造強度設計は、要求される安全機能を維持するため、次の構造部材について評価する。

A. キャスク容器

乾式貯蔵キャスクのうち、放射性物質を閉じ込めるための圧力バウンダリを構成するものであって、胴板、底板、一次蓋、一次蓋締付けボルト、貫通孔蓋板及び貫通孔蓋板締付けボルトをいう。

B. バスケット

乾式貯蔵キャスクの容器内に配置され、使用済燃料を収納し、かつ燃料間距離を保つことにより、燃料の支持機能及び臨界防止機能を併せ持つものであって、バスケットプレート、バスケットサポート及びバスケットサポート取付けボルトをいう。

C. トラニオン

乾式貯蔵キャスクの取扱い時及び仮保管時の支持のため、吊上げ及び固定に使用されるものであって、トラニオン及びトラニオン締付けボルトをいう。

D. 二次蓋

乾式貯蔵キャスクの密封監視のために圧力空間を保持するための部材である。

E. 支持架台

乾式貯蔵キャスクの仮保管時にトラニオンを支持する構造であり、乾式貯蔵キャスク全体を支持するものであって、支持架台、固定ボルト及び基礎ボルトをいう。なお、基礎ボルトについては、本設備において新たに設置するため、本評価から除き、耐震性についての説明書に記載する。

② 適用基準と規格

乾式貯蔵キャスクの構造強度設計における適用基準と規格を構造部材ごとに表 1.1-1

に示す。

表 L.1-1 乾式貯蔵キャスクの構造強度に係る適用基準・規格

機器	設計・建設規格 機器区分	構造強度 評価方法	考え方
キャスク容器	クラス 3 容器	クラス 1 容器の 規定を準用	放射性物質を貯蔵する観点から、使用済燃料プールや使用済燃料貯蔵タンク等と同様に JSME 設計・建設規格の区分の定義からクラス 3 容器に区分されるものと考えられる。しかしながら、構造強度評価方法については、熱荷重や取扱い時の衝撃荷重等の各種の荷重の作用が想定されることから応力解析により発生応力を求めて評価することが必要であり、構造強度評価手法は「解析による設計」の考え方が採用されている JSME 設計・建設規格のクラス 1 容器に準拠することとする。
バスケット	ノンクラス	炉心支持構造物の規定を準用	バスケットは、使用済燃料ラックと同様に JSME 設計・建設規格の区分の定義に当てはまらないと考えられる。しかしながら、使用済燃料を直接支持する部材であるため、構造強度評価手法は JSME 設計・建設規格の炉心支持構造物に準拠することとする。なお、バスケット材料として使用するアルミニウム合金 (A6061P) 及びボロン添加アルミニウム合金 (B-A0) は、「使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格 (2007 年版) JSME S FAI-2007」の規定に準じてバスケット材料として A6061P 及び B-A0 を使用すると共に、材料と強度評価手法の整合の観点から、バスケットは構造規格に準じた評価手法による強度評価も行う。
トラニオン	クラス 3 支持構造物	クラス 1 支持構造物の規定を準用	トラニオンはキャスク容器を支持することから、JSME 設計・建設規格の区分の定義からクラス 3 支持構造物に区分されるものと考えられる。しかしながら、乾式貯蔵キャスク全体を支持するため、キャスク容器との整合をとり、構造強度評価手法は JSME 設計・建設規格のクラス 1 支持構造物に準拠することとする。
二次蓋	ノンクラス	クラス 3 容器の規定を準用	JSME 設計・建設規格に該当する機器区分はないものと考えられる。しかしながら、乾式貯蔵キャスクの貯蔵時の密封監視のために圧力空間を保持するための部材であり、二次蓋及び一次蓋の蓋内が正圧となる。したがって、構造強度評価手法はクラス 3 容器の規定に準拠することとする。
支持架台	クラス 3 支持構造物	クラス 1 支持構造物の規定を準用	支持架台は、トラニオンと同様にキャスク容器を支持することから、JSME 設計・建設規格の区分の定義からクラス 3 支持構造物に区分されるものと考えられる。しかしながら、保管時にトラニオンを支持するため、トラニオンとの整合をとり、構造強度評価手法は JSME 設計・建設規格のクラス 1 支持構造物に準拠することとする。

3) 既存評価書における構造強度評価方法

① 設計条件

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造評価に当たっての荷重を以下に示す。

A. 圧力による荷重

乾式貯蔵キャスク各部の内面及び外面が受ける最高使用圧力、取り扱い時及び貯蔵時に受ける圧力並びに試験圧力による荷重をいう。

既存評価における乾式貯蔵キャスクの最高使用圧力を以下に示す。

キャスク容器：1.6 MPa

一次蓋：0.4 MPa

B. 機械的荷重

自重、衝撃荷重及びその他の付加荷重をいう。機械的荷重の主なものは以下の通りである。

- a. 自重による荷重
- b. ボルト締付け力
- c. 運搬時荷重
- d. 吊上げ荷重
- e. 衝撃荷重

C. 熱荷重

乾式貯蔵キャスクに生じる温度変化、温度こう配による荷重であって、熱解析の結果から得られるものをいう。

既存評価において用いる各構造部材の最高使用温度を以下に示す。

キャスク容器：170℃

バスケット：225℃

トラニオン：170℃

支持架台：50℃

② 評価方法

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造解析フローを図 1.1-1 に、主な構造部材の応力評価箇所を図 1.1-2(1)～(4)に示す。

A. キャスク容器

キャスク容器の胴、底板及び蓋部等の構造強度は、想定される圧力荷重、機械的荷重、熱荷重をもとに、キャスク容器の実形状をモデル化し、構造解析コード ABAQUS を用いて胴、底板、一次蓋、一次蓋締付けボルト等の応力評価を行う。

ABAQUS による解析は、圧力荷重、機械的荷重及び熱荷重によって生じる形状の不連続の効果を含み応力の解析及び温度分布計算に使用する。

B. バスケット

バスケットの構造強度評価は、想定される機械的荷重、熱荷重をもとにバスケットの

実形状をモデル化し、構造解析コード ABAQUS 及び応力評価式を用いて応力評価を行う。

ABAQUS による解析は、荷重によって生じる形状の不連続の効果を含む応力の解析及び温度分布計算に使用する。

C. トラニオン

トラニオンの構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に、応力評価式を用いて行う。

D. 二次蓋

二次蓋の構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に、応力評価式を用いて行う。

E. 支持架台

支持架台の構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に、応力評価式を用いて行う。

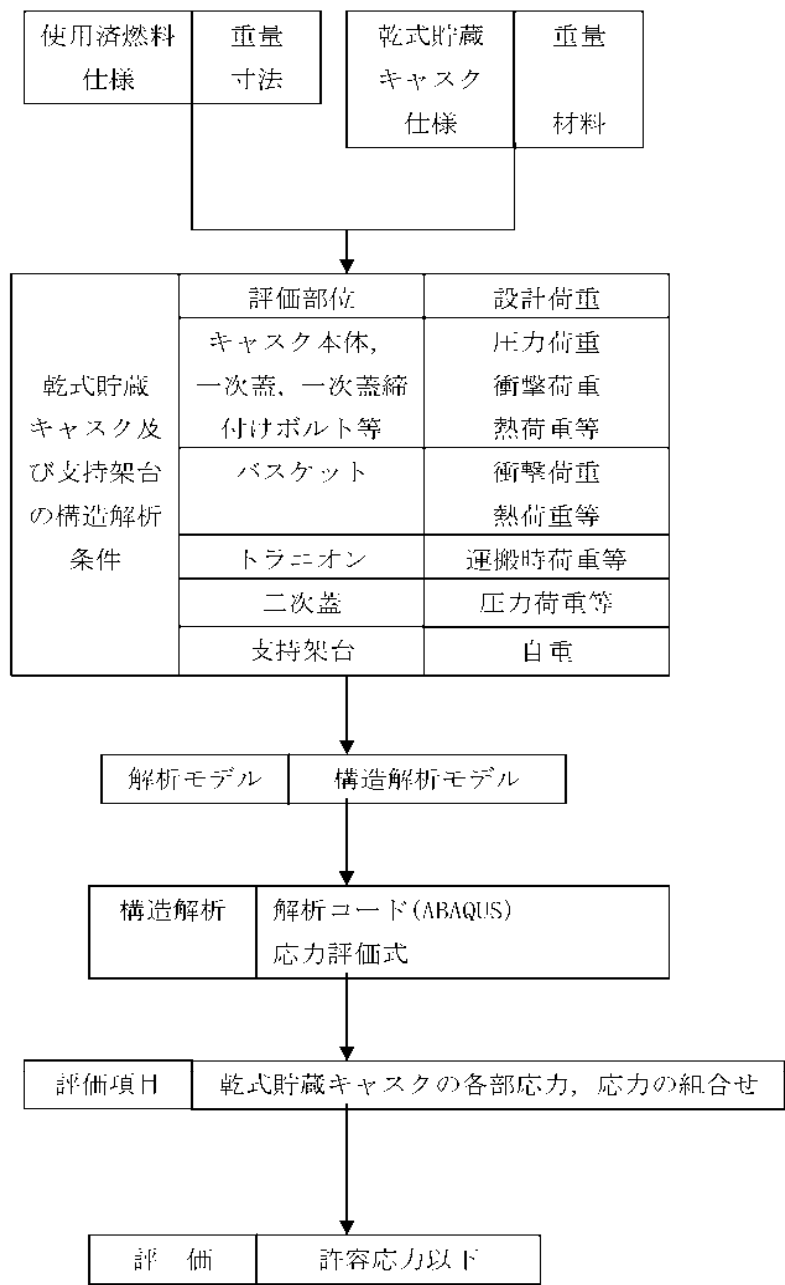


図 1.1-1 乾式貯蔵カスク及び支持架台の構造強度評価フロー

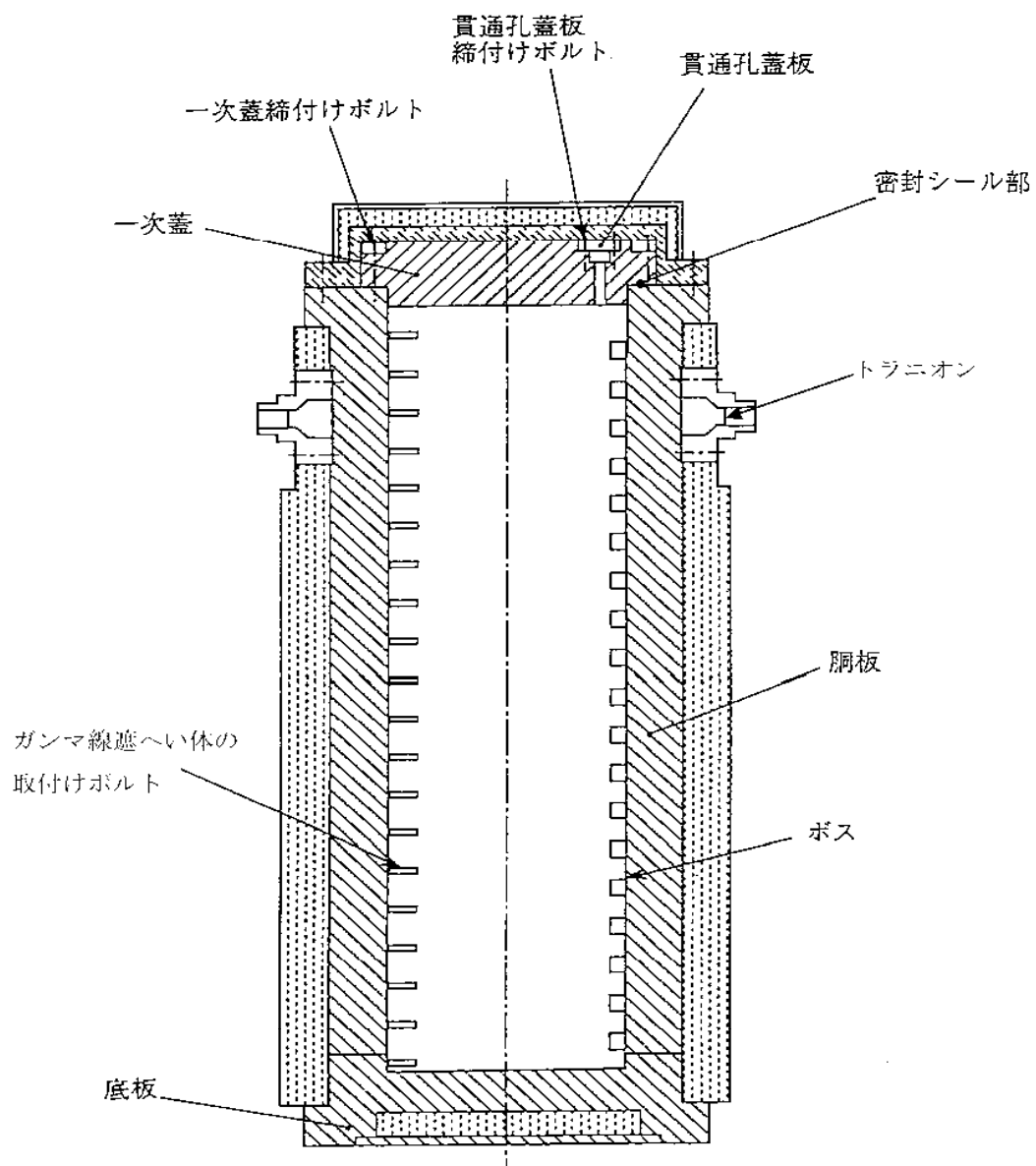


図 1.1 2 (1) キャスク容器の応力評価箇所（全体断面図）

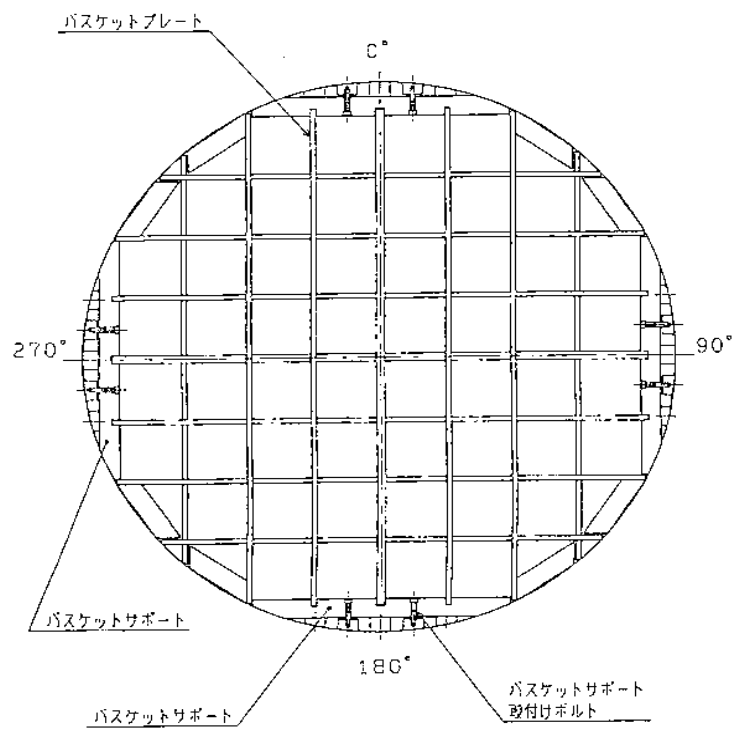


図 1.1-2 (2) バスケットの応力評価箇所

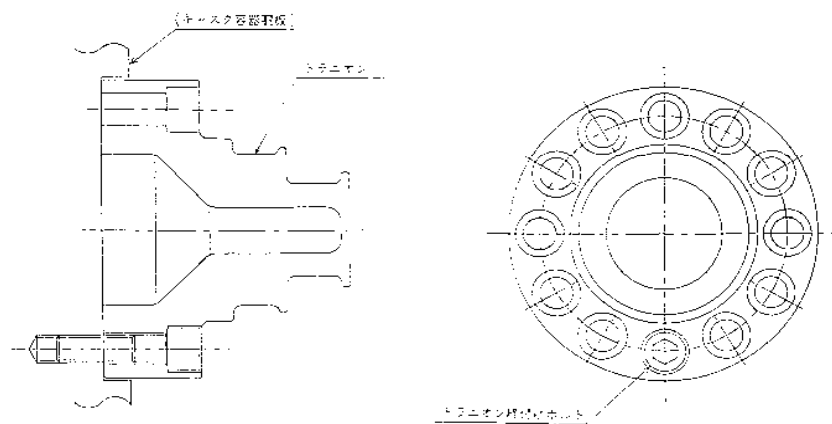
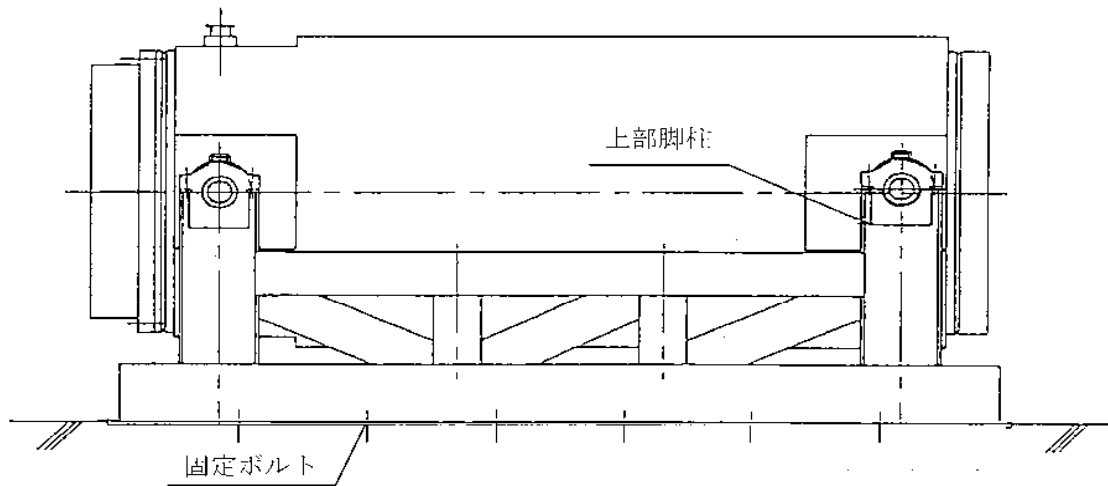
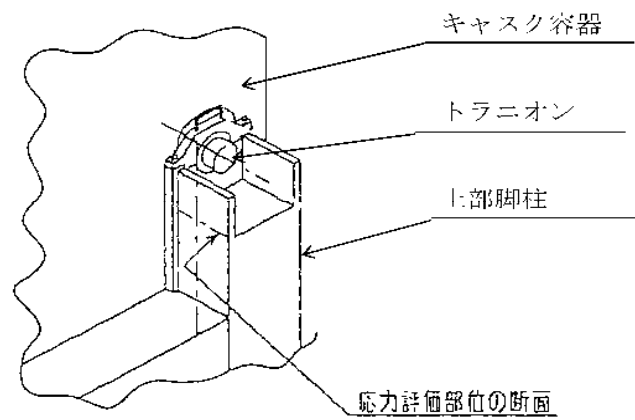


図 1.1-2 (3) トラニオンの応力評価箇所



a) 支持架台の応力評価箇所



b) 上部脚柱詳細

図 1.1-2 (4) 支持架台の応力評価箇所

③ 設計事象と荷重の組み合わせ

乾式貯蔵キャスクの構造強度評価において考慮する設計事象を表 1.1-2 に示す。

既存評価における選定事象は以下の通りである。

〔設計事象Ⅰ〕

- ・貯蔵
- ・乾式貯蔵キャスクの吊上げ，吊下げ，移動
- ・事業所内運搬

〔設計事象Ⅱ〕

- ・コンクリート基礎への支持架台付きでの衝突

また，各設計事象においてキャスク容器，バスケット，トラニオン，二次蓋及び支持架台の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せを表 1.1-3(1)～(5)に示す。（地震時を除く）

表 1.1-2 乾式貯蔵キャスクの設計事象

設計事象	定義	解説	既存評価における選定事象
I	乾式貯蔵キャスクの通常の取扱い時及び貯蔵時の状態をいう。	貯蔵状態及び計画的な取扱い状態。	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵 ・乾式貯蔵キャスクの吊上げ，吊下げ，移動 ・事業所内運搬
II	設計事象 I，設計事象 III，設計事象 IV 及び試験状態以外の状態をいう。	乾式貯蔵キャスクの寿命程度の期間中に予想される取扱い機器の単一故障，単一誤動作等の事象によって，乾式貯蔵キャスクが通常貯蔵状態あるいは通常取扱い状態から外れるような状態をいう。	<ul style="list-style-type: none"> ・乾式貯蔵キャスクの異常着床 ・乾式貯蔵キャスクのキャスク支持架台への衝突
III	乾式貯蔵キャスク又はその取扱い機器等の故障，異常な作動等により，貯蔵又は計画された取扱いの停止が緊急に必要とされる状態をいう。	発生頻度が十分低い事象によって引き起こされる状態をいう。すなわち，設計事象 II でいう機器の単一故障，運転員の単一誤操作等によって引き起こされるもののうち，その発生頻度が十分に低いと考えられるものを分類する。	
IV	乾式貯蔵キャスクの安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。	発生頻度が極めて低く，乾式貯蔵キャスクの寿命中に起こるとは考えられない事象によって引き起こされる状態をいうが，万一発生した場合の設計の妥当性を確保するために特に設けたものをいう。	
試験状態	耐圧試験によりキャスク容器に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。		<ul style="list-style-type: none"> ・耐圧試験（製造時）

(JSME S FA1-2007 使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格による)

表 1.1-3 (1) キャスク容器の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象		荷 重	圧力による荷重	自重による荷重	ボルト初期締付け力	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重 (基礎コンクリートへの衝突)	熱荷重	備考
I	設計条件	設計時	○ ¹⁾	○	○	○ ²⁾	○ ²⁾	○ ²⁾		
		貯蔵時	○	○	○				○	
		運搬時	○	○ ³⁾	○	○			○	
		吊上げ時	○	○ ³⁾	○		○		○	
		搬出前作業及び燃料取出し作業時	○	○	○				○	
II		衝撃荷重作用時	○	○ ³⁾	○			○	○	
試験状態	試験時		○ ²⁾	○	○					

注 1) 最高使用圧力

注 2) 運搬時荷重、吊上げ荷重及び衝撃荷重は同時に作用しないので、最大荷重を用いて評価する。

注 3) 本状態での自重による荷重は、運搬時荷重、吊上げ荷重及び衝撃荷重に含まれる。

注 4) 最高使用圧力の 1.5 倍の圧力

表 1.1-3 (2) バスケットの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象		荷 重	自重による荷重	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重 (基礎コンクリートへの衝突)	熱荷重	備考
I	設計条件	設計時	○	○ ¹⁾	○ ¹⁾	○ ¹⁾		
		貯蔵時	○				○	
		運搬時	○ ²⁾	○			○	
		吊上げ時	○ ²⁾		○		○	
II		衝撃荷重作用時	○ ²⁾			○	○	

注 1) 運搬時荷重、吊上げ荷重及び衝撃荷重は同時に作用しないので、最大荷重を用いて評価する。

注 2) 本状態での自重による荷重は、運搬時荷重、吊上げ荷重及び衝撃荷重に含まれる。

表 1.1-3 (3) トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象 \ 荷 重 荷重時		自重による荷重	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重 (基礎コンクリートへの衝突)	熱荷重	備考
I	貯 蔵 時	○				○	
	運 搬 時	2)	○			○	
	吊 上 げ 時	2)		○		○	
II	衝撃荷重作用時	2)			○	○	

注 1) 乾式貯蔵キャスクにおける温度変化により生じる荷重をいう。ただし、キャスク容器の熱膨張により生じる荷重に限る。

注 2) 本状態での自重による荷重は、運搬時荷重、吊上げ荷重及び衝撃荷重に含まれる。

表 1.1-3 (4) 二次蓋の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象 \ 荷 重 荷重時		圧力による荷重	ガスケットからの荷重	自重による荷重	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重 (基礎コンクリートへの衝突)	熱荷重	備考
I	貯蔵時	○	○	○					

表 1.1-3 (5) 支持架台の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

<div> <div>設計事象</div> <div>荷重時</div> <div>荷 重</div> </div>		自重による荷重	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重 (基礎コンクリートへの衝突)	熱荷重	備考
I	貯蔵時	○				○	

注 1) 乾式貯蔵キャスクにおける温度変化により生じる荷重をいう。ただし、キャスク容器の熱膨張により生じる荷重に限る。

④ 評価結果

既存評価の評価結果から規定を満足していることが確認されている。評価結果については参考資料に示す。

4) 本設備での評価

表 1.1-4(1)～(4)に本仮保管設備での荷重条件と既存評価との比較を示す。

なお、二次蓋については圧力による荷重等により評価されるが、既存評価と本仮置設備での評価でこれらの荷重条件に変更がないため、既存評価と差異はない。

以上から、本仮保管設備での荷重条件は既存評価における荷重条件に包絡されることから、本仮保管設備の乾式貯蔵キャスクの構造強度は規定を満たす。

表 1.1-4(1) 既存評価との荷重条件の比較（キャスク容器）

設計 事象	キャスク仮保管設備				既存評価（1Fキャスク工認）			
	代表 事象 ^{注1)}	包絡され る事象	荷重条件	評価結果	代表 事象	包絡される 事象	荷重条件	備考
設計 条件	設計時		運搬時と 同じ	既存評価と同じ荷重 条件	設計時		運搬時と 同じ	設計時のうち、運搬時荷 重、吊上げ荷重及び衝撃荷 重の中で荷重条件が最も 厳しいのは運搬時荷重
I	貯蔵時	—	圧力、自重、 ボルト、熱	既存評価と同じ荷重 条件	貯蔵時	—	圧力、自重、 ボルト、熱	設計事象 I のうち大半の 期間を占める代表的事象
	運搬時	・仮保管設 備内での吊上 げ	圧力、ボルト、 運搬 ^{注2)} 、熱	既存評価と同じ荷重 条件	運搬時	・取扱い時（原子 炉建屋内での吊 上げ） ・真空乾燥時 ・取扱い時（保管 建屋内での吊上 げ）	圧力、ボルト、 運搬 ^{注2)} 、熱	荷重条件が最も厳しいた め、代表事象は運搬時
II	基礎コン クリート への架台 付き衝突		圧力、ボルト、 衝撃、熱	「3.2 異常事象の評価」 の結果から、運搬時の 荷重条件に包絡 ^{注3)}	異常着床	—	圧力、ボルト、 熱、衝撃 ^{注4)}	—
					キャスク支 持架台への 衝突 （保管建屋 内）	キャスク支持架台 への衝突（原子炉 建屋内）	圧力、ボルト、 熱、衝撃 ^{注4)}	板厚の薄い胴板が衝突す る保管建屋内での事象が 代表事象
試験 状態	試験時	—	圧力 ^{注5)} 、 自重、ボルト	既存評価と同じ荷重 条件	試験時	—	圧力 ^{注5)} 、自 重、ボルト	—

注1) 本事象について応力解析を行う。

注2) 運搬時の荷重は上方向 2G、下方向 3G(自重を考慮)、前後方向 2G、左右方向 1G

注3) 「3.2 異常事象の評価」の結果より衝撃荷重は中型乾式貯蔵キャスクで 2.75G、大型乾式貯蔵キャスクで 2.63G となり、運搬時の下方向
荷重 3G に包絡される。

注4) 衝撃荷重は 2G であり、自重を含む。

注5) クラス 3 容器の試験圧力である最高使用圧力の 1.5 倍の圧力

表 1.1-4(2) 既存評価との荷重条件の比較（バスケット）

設計 事象	キャスク仮保管設備				既存評価（1Fキャスク工認）			
	代表 事象 ^{注1)}	包絡され る事象	荷重条件	評価結果	代表 事象	包絡される 事象	荷重条件	備考
設計 条件	設計時		運搬時と 同じ	既存評価と同じ荷重 条件	設計時		運搬時と 同じ	設計時のうち、運搬時荷 重、吊上げ荷重及び衝撃荷 重の中で荷重条件が最も 厳しいのは運搬時荷重
I	貯蔵時	—	自重，熱	既存評価と同じ荷重 条件	貯蔵時	—	自重，熱	設計事象 I のうち大半の 期間を占める代表的事象
	運搬時	・仮保管設 備内での吊上 げ	運搬 ^{注2)} ，熱	既存評価と同じ荷重 条件	運搬時	・取扱い時（原子 炉建屋内での吊 上げ） ・真空乾燥時 ・取扱い時（保管 建屋内での吊上 げ）	運搬 ^{注2)} ，熱	荷重条件が最も厳しいた め、代表事象は運搬時
II	基礎コン クリート への架台 付き衝突	—	熱，衝撃	「3.2 異常事象の評価」 の結果から、運搬時の 荷重条件に包絡 ^{注3)}	異常着床		熱，衝撃 ^{注4)}	
					キャスク支 持架台への 衝突 （保管建屋 内）	キャスク支持架台 への衝突（原子炉 建屋内）	熱，衝撃 ^{注4)}	板厚の薄い胴板が衝突す る保管建屋内での事象が 代表事象

注1) 本事象について応力解析を行う。

注2) 運搬時の荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を考慮)，前後方向 2G，左右方向 1G

注3) 「3.2 異常事象の評価」の結果より衝撃荷重は大型乾式貯蔵キャスクで 2.63G，中型乾式貯蔵キャスクで 2.75G となり，運搬時の下方向
荷重 3G に包絡される。

注4) 衝撃荷重は 2G であり，自重を含む。

表 1.1-4(3) 既存評価との荷重条件の比較（トラニオン）

設計 事象	キャスク仮保管設備				既存評価（1Fキャスク工認）			
	代表 事象 ^{注1)}	包絡され る事象	荷重条件	評価結果	代表 事象	包絡される 事象	荷重条件	備考
I	貯蔵時	—	自重、熱	既存評価と同じ荷重 条件	貯蔵時	—	自重、熱	設計事象 I のうち大半の 期間を占める代表的事象
	運搬時	—	運搬 ^{注2)} 、熱	既存評価と同じ荷重 条件	運搬時	・取扱い時（原子 炉建屋内での吊 上げ） ・真空乾燥時 ・取扱い時（保管 建屋内での吊上 げ）	運搬 ^{注2)} 、熱	荷重条件が最も厳しい事 象
	吊上げ時	—	熱、吊上げ ^{注3)}	既存評価と同じ荷重 条件	吊上げ時	—	熱、吊上げ ^{注3)}	—
II	基礎コン クリート への架台 付き衝突	—	熱、衝撃	「3.2 異常事象の評価」 の結果から、運搬時の 荷重条件に包絡 ^{注4)}	異常着床	—	—	トラニオンに支持機能が 働かない状態
					キャスク支 持架台への 衝突 （保管建屋 内）	—	—	この荷重条件は運搬時に 包絡

注1) 本事象について応力解析を行う。

注2) 運搬時の荷重は上方向 2G、下方向 3G(自重を考慮)、前後方向 2G、左右方向 1G

注3) 吊上げ荷重は 1.32G であり、自重を含む。

注4) 「3.2 異常事象の評価」の結果より衝撃荷重は中型乾式貯蔵キャスクで 2.75G、大型乾式貯蔵キャスクで 2.63G となり、運搬時の下
方向荷重 3G に包絡される。

表 1.1-4(4) 既存評価との荷重条件の比較（支持架台）

	キャスク仮保管設備				既存評価（1Fキャスク工認）			
設計 事象	代表 事象 ^{注1)}	包絡され る事象	荷重条件	評価結果	代表 事象	包絡される 事象	荷重条件	備考
I	貯蔵時		自重，熱	既存評価と同じ荷重 条件	貯蔵時		自重，熱	設計事象 I のうち大半の 期間を占める代表的事象

注1) 本事象について応力解析を行う。

参考資料

福島第一原子力発電所第 6 号機 工事計画認可申請書本文及び添付資料
福島第一原子力発電所第 4 号機 工事計画認可申請書本文及び添付資料
における応力計算結果の抜粋（地震時を除く）

1. 乾式貯蔵キャスク(大型) (出典:福島第一原子力発電所第6号機 工事計画認可申請書本文及び添付資料 IV-3-2 使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算書)

1.1 キャスク容器(1/2)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材 料	設計事象	一次一般膜応力強さ		一次局部膜応力強さ		一次膜＋一次曲げ応力強さ		一次・二次応力強さ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
胴 板	GLF1相当	設計時	7	120	17	181	19	181		
		I, II	—	—	—	—	—	—	42	362
		試験時	8	162	5	244	11	244		
一次蓋	GLF1相当	設計時	1	120	15	181	29	181	—	—
		I, II							29	362
		試験時	1	162	20	244	37	244	—	—
底 板	GLF1相当	設計時	3	120	8	181	9	181	—	—
		I, II							17	362
		試験時	3	162	6	244	12	244	—	—
貫通孔蓋板	SUS304	設計時	7	133	33	200	49	200		
		I, II	—	—	—	—	—	—	58	401
		試験時	8	135	33	203	49	203		
密封シール部	GLF1相当	設計時	16	120	—	—	17	181	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	15	181
		試験時	10	162	—	—	10	181	10	181
ボス溶接部	SUS304L	設計時	19	56	—	—	19	84	—	—
		I, II							54	468
		試験時	1	57	—	—	1	85	—	—
ガンマ線遮へい体取付けボルト溶接部	SUS304	設計時	9	60			9	90		
		I, II	—	—	—	—	—	—	99	181
		試験時	3	67			3	101		

キャスク容器(2/2)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材 料	設計事象	平均引張応力		平均引張応力・曲げ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋締付けボルト	GBL1	設計時	89	216		
		I, II	93	433	123	650
貫通孔蓋板締付けボルト	GBL1	設計時	199	216	—	—
		I, II	234	433	306	650

許容応力は設計・建設規格による。

1.2 バスケット(1/2)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材 料	設計事象	一次一般膜応力強さ			一次膜－一次曲げ応力強さ			一次＋二次応力強さ		
			計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾	
バスケット フレート	A6061P及 びB A2	設計時	5	33	33	8	49	49	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	11	99	—
			—	—	—	—	—	—	9 ²⁾	—	49 ²⁾
バスケット サポート	SUS304	設計時	6	126	126	6	189	189	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	6	378	378

バスケット(2/2)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ			一次膜－一次曲げ応力強さ			一次膜＋二次膜応力強さ			(一次＋二次) 膜応力－ 曲げ応力強さ		
			計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾	
バスケットサ ポート取付け ボルト	SUS304	設計時	72	126	126	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	77	125	125	77	166	166

注1) 設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に、構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

注2) 応力強さのサイクルにおける応力の最大値を評価。

1.3 トラニオン(1/3)

(応力値の単位: N/mm²)

図 2-3-17 (3)

部位	材料	設計事象	一次応力											
			引張応力		圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		支圧応力		組合せ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	SUS630	1	10	390	10	389	88	225	188	390	37	732	242	390

（応力値の単位：N/mm²）

トラニオン(2/3)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材料	設計事象	一次－二次応力							
			引張・圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		支圧応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	SUS630	I	20	1172	99	676	188	1172	37	1098

トラニオン(3/3)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材 料	設計事象	一次応力					
			引張応力		せん断応力		組合せ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン 締付けボルト	GBL1	I	233	324	85	249	275	324

許容応力は設計・建設規格による。

1.4 二次蓋

(厚さの単位:mm)

部位	材料	設計事象	設計厚さ	必要厚さ
平板	SUSF304	I	90.00	71.81
胴	SUSF304	I	57.00	3.05

許容応力は設計・建設規格による

1.5 支持架台

(応力値の単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	一次応力 ¹⁾	
			計算値	許容応力
支持架台	炭素鋼 (SS400)	I	11	141

許容応力は設計・建設規格による。

注 1) 圧縮、曲げ、せん断による組合せ応力

2. 乾式貯蔵キャスク(中型) (出典:福島第一原子力発電所第4号機 工事計画認可申請書本文及び添付資料 IV-3-2 使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算書)

2.1 キャスク容器(1/2)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材 料	設計事象	一次一般膜応力強さ		一次局部膜応力強さ		一次膜＋一次曲げ応力強さ		一次－二次応力強さ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
胴 板	GLF1相当	設計時	6	120	10	181	13	181	—	—
		I, II							36	362
		試験時	7	162	4	244	10	244	—	—
一次蓋	GLF1相当	設計時	1	120	13	181	21	181		
		I, II	—	—	—	—	—	—	24	362
		試験時	1	162	17	244	28	244	—	—
底 板	GLF1相当	設計時	2	120	12	181	14	181	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	16	362
		試験時	3	162	5	244	9	244		
貫通孔蓋板	SUS304	設計時	9	133	33	200	50	200	—	—
		I, II							58	401
		試験時	10	135	33	203	50	203	—	—
密封シール部	GLF1相当	設計時	16	120			17	181		
		I, II	—	—	—	—	—	—	15	181
		試験時	9	162	—	—	9	181	9	181
バスケットサ ポート取付け ボルト溶接部	SUS304	設計時	60	60			60	90		
		I, II	—	—	—	—	—	—	142	181
		試験時	4	67			4	101		
ガンマ線遮へ い体取付けボ ルト溶接部	SUS304	設計時	9	60	—	—	9	90	—	—
		I, II							97	181
		試験時	3	67	—	—	3	101	—	—

キャスク容器(2/2)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材 料	設計事象	平均引張応力		平均引張応力＋ 曲げ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋締付け ボルト	GBL1	設計時	84	216		
		I, II	88	433	113	650
貫通孔蓋板締 付けボルト	GBL1	設計時	198	216	—	—
		I, II	230	433	299	650

許容応力は設計・建設規格による。

2.2 バスケット(1/2)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材 料	設計事象	一次一般膜応力強さ			一次膜－一次曲げ応力強さ			一次＋二次応力強さ		
			計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾	
バスケット フレート	A6061P及 びB A2	設計時	5	33	33	9	49	49	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	9	99	—
			—	—	—	—	—	—	8 ²⁾	—	49 ²⁾
バスケット サポート	SUS304	設計時	6	126	126	6	189	189	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	6	378	378

バスケット(2/2)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ			一次膜－一次曲げ応力強さ			一次膜＋二次膜応力強さ			(一次＋二次) 膜応力－ 曲げ応力強さ		
			計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾		計算値	許容応力 ¹⁾	
バスケットサ ポート取付け ボルト	SUS304	設計時	85	126	126	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		I, II	—	—	—	—	—	—	89	125	125	89	166	166

注1) 設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に、構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

注2) 応力強さのサイクルにおける応力の最大値を評価。

2.3 トラニオン(1/3)

(応力値の単位: N/mm²)

部位	材料	設計事象	一次応力											
			引張応力		圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		支圧応力		組合せ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	SUS630	1	9	390	9	389	74	225	157	390	37	732	202	390

トラニオン(2/3)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材料	設計事象	一次－二次応力							
			引張・圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		支圧応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	SUS630	I	17	1172	83	676	157	1172	37	1098

トラニオン(3/3)

(応力値の単位: N/mm²)

部 位	材 料	設計事象	一次応力					
			引張応力		せん断応力		組合せ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン 締付けボルト	GBL1	I	194	324	71	249	230	324

許容応力は設計・建設規格による。

2.4 二次蓋

(厚さの単位:mm)

部位	材料	設計事象	設計厚さ	必要厚さ
平板	SUSF304	I	90.00	64.18
胴	SUSF304	I	57.00	3.00

許容応力は設計・建設規格による

2.5 支持架台

(応力値の単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	一次応力 ¹⁾	
			計算値	許容応力
支持架台	炭素鋼 (SS400)	I	9	141

許容応力は設計・建設規格による

注 1) 圧縮、曲げ、せん断による組合せ応力

構造強度計算に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt, Karlsson&Sorensen, Ins. (HKS 社) で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり、輸送キャスクの応力解析等に広く利用されている。

(2) 機能

ABAQUS コードは、応力解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常、非定常の弾性、非弾性のいずれの解も得ることができる。
- ② 材料特性として時間依存、歪の履歴依存及びに等方性・異方性等を考慮することができる。
- ③ モデルの形状は一次元～三次元、又は連続体についても取り扱うことができる。
- ④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
- ⑤ 荷重条件として集中荷重、分布荷重、モーメント、加速度力 (慣性力)、圧力、遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また、これらの条件の時間依存、線形変化に対しても対応可能である。

(3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1.1.3 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは、これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

(5) 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

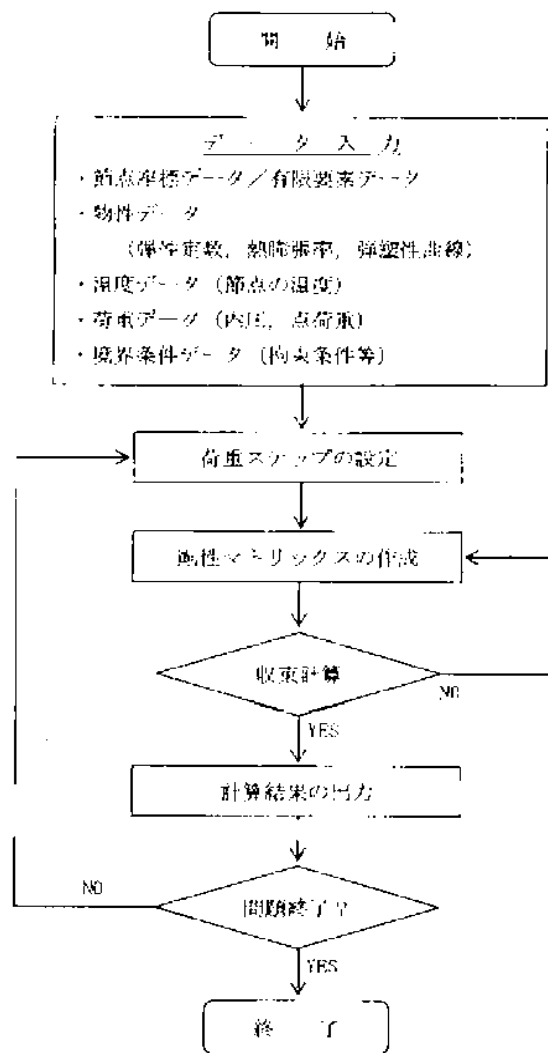


図 1.1-3 ABAQUS コードの応力解析フロー図

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク A

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3) 輸送貯蔵兼用キャスク B

1) 評価方針

本設備で保管する輸送貯蔵兼用キャスク B は、既存設計のものを使用する。従って、輸送貯蔵兼用キャスク B の構造評価は、基本的に既存評価の結果を基に評価し、既存評価の結果を参考とできない内容については新たに評価を実施し、本設置場所での保管に適合していることを確認する。

2) 主な構成部材と適用基準

① 主な構成部材

輸送貯蔵兼用キャスクの構造強度設計は、要求される安全機能を維持するため、次の構成部材について評価する。

A. キャスク容器

輸送貯蔵兼用キャスク B のうち、放射性物質を閉じ込めるための圧力バウンダリを構成するものであって、胴、底板、一次蓋、一次蓋締付けボルト、カバープレート及びカバープレート締付けボルトをいう。

B. バスケット

輸送貯蔵兼用キャスク B の容器内に配置され、使用済燃料を収納し、かつ燃料間距離を保つことにより、燃料の支持機能及び臨界防止機能を併せ持つものであって、バスケットプレートをいう。

バスケットの応力解析は、バスケットプレートについて行っている。

C. トラニオン

輸送貯蔵兼用キャスク B の取扱い及び仮保管時の支持のため、吊上げ及び固定に使用されるものであって、トラニオンをいう。

トラニオンについて応力解析を行っている。

D. 二次蓋

輸送貯蔵兼用キャスク B の密封監視のための圧力空間を保持するための部材であると同時に、一次蓋と二次蓋で多重の閉じ込め構造を形成し、一次蓋と同等の閉じ込め性能を要求される部材である。

② 適用基準と規格

輸送貯蔵兼用キャスク B の構造強度設計には「使用済燃料貯蔵施設規格金属キャスク構造規格 (JSME S FA1 2007)」を適用する。

3) 既存設計における構造強度評価方法

輸送貯蔵兼用キャスク B の強度評価にあたり、既存設計における評価方法を示す。

① 設計条件

輸送貯蔵兼用キャスクBの構造評価にあたっての荷重を以下に示す。

A. 圧力による荷重

輸送貯蔵兼用キャスクB各部の内面及び外面が受ける最高使用圧力、取扱い時及び貯蔵時に受ける圧力並びに試験圧力による荷重をいう。

既存評価における輸送貯蔵兼用キャスクBの最高使用圧力を以下に示す。

キャスク容器：1.0 MPa

二次蓋：0.4 MPa

B. 機械的荷重

自重、衝撃荷重及びその他の付加荷重をいう。機械的荷重の主なものは以下の通りである。

- a. 自重による荷重
- b. ボルト締付け力
- c. 吊上げ荷重
- d. 衝撃荷重

C. 熱荷重

輸送貯蔵兼用キャスクBに生じる温度変化、温度こう配による荷重であって、熱解析の結果から得られるものをいう。

既存評価書における各構造部材の最高使用温度を以下に示す。

キャスク容器：150℃

バスケット：260℃

トラニオン：130℃

二次蓋：110℃

② 評価方法

輸送貯蔵兼用キャスクBの構造解析フローを図1.1-4に、主な構造部材の応力評価箇所を図1.1-5(1)、(2)に示す。

A. キャスク容器

キャスク容器の胴、底板及び蓋部等の構造強度は、想定される圧力荷重、機械的荷重、熱荷重をもとに、キャスク容器及び二次蓋の実形状をモデル化し、構造解析コードABAQUSを用いて、胴、底板、一次蓋及び一次蓋締付けボルト等の応力評価を行う。

ABAQUSによる解析は、圧力荷重、機械的荷重及び熱荷重によって生じる形状の不連続の効果を含む応力の解析及び温度分布計算に使用する。

B. バスケット

バスケットの構造強度評価は、想定される機械的荷重、熱荷重をもとに応力評価式を用いて応力評価を行う。

C. トラニオン

トラニオンの構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に、応力評価式を用いて評価を行う。

D. 二次蓋

二次蓋の構造強度評価は、キャスク容器の構造強度評価と同時に構造解析コードABAQUSにより計算し、二次蓋及び二次蓋締付けボルトの応力評価を行う。

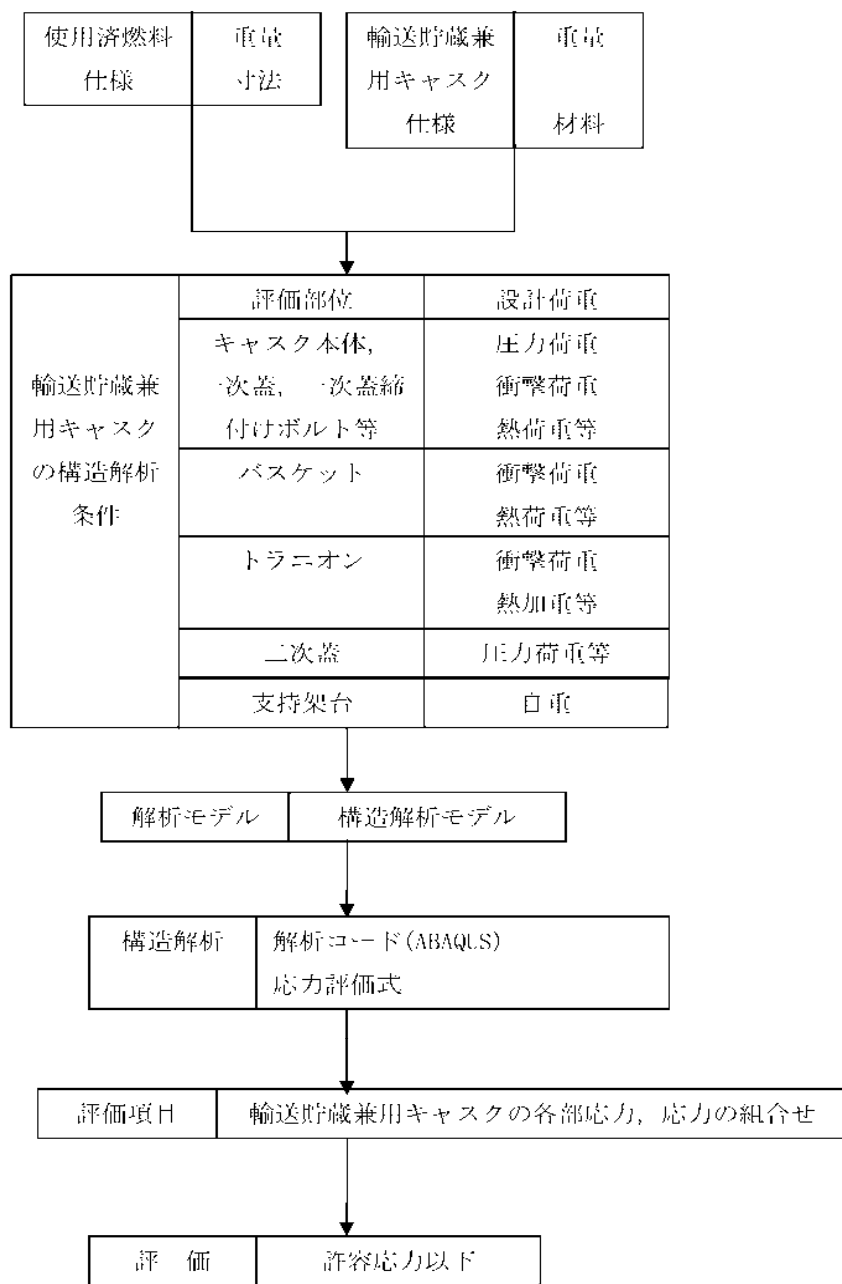


図 1.1-4 輸送貯蔵兼用キャスク B の構造強度評価フロー

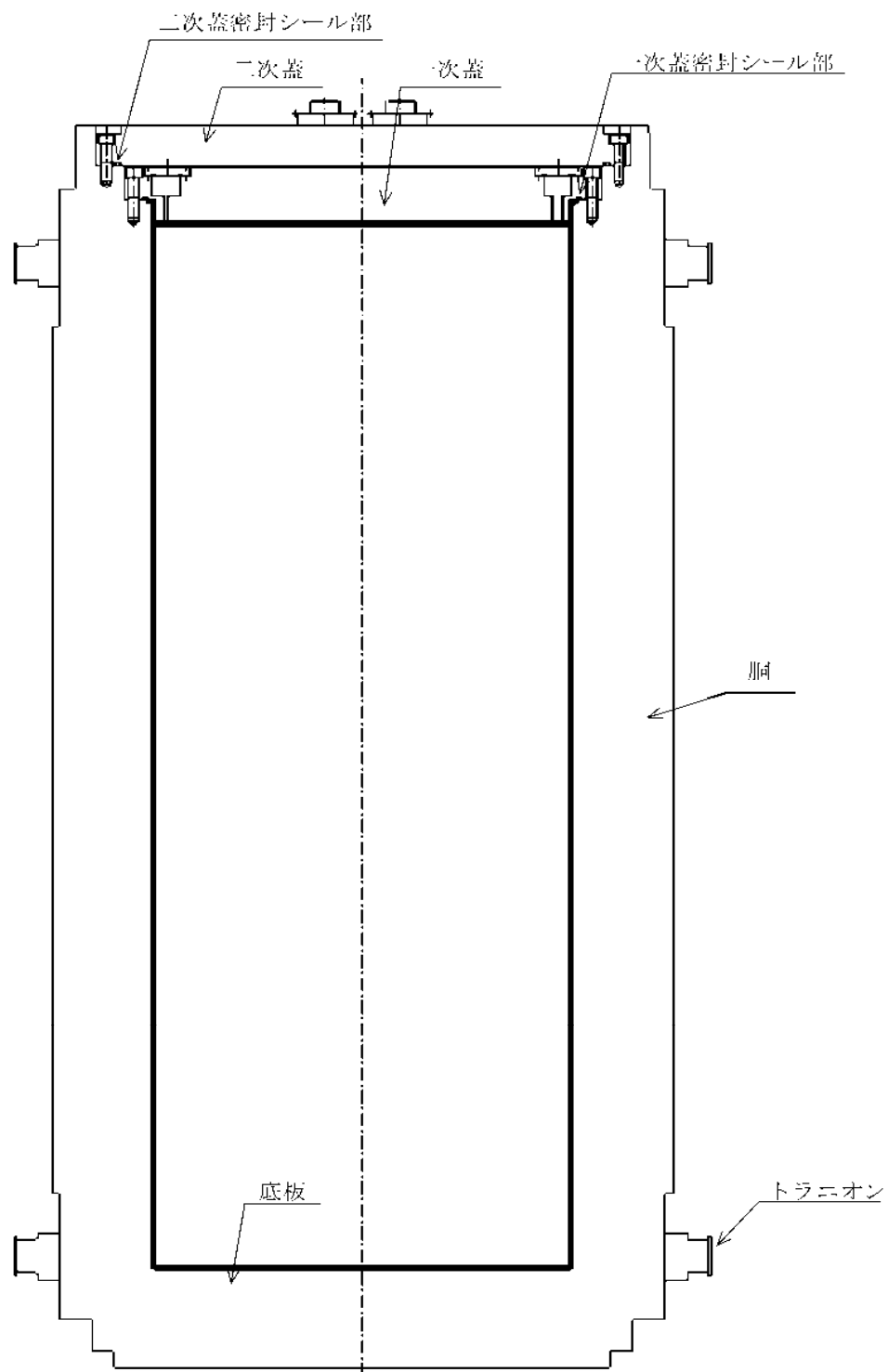


図 1.1-5(1) キャスク容器の応力評価箇所（全体断面図）

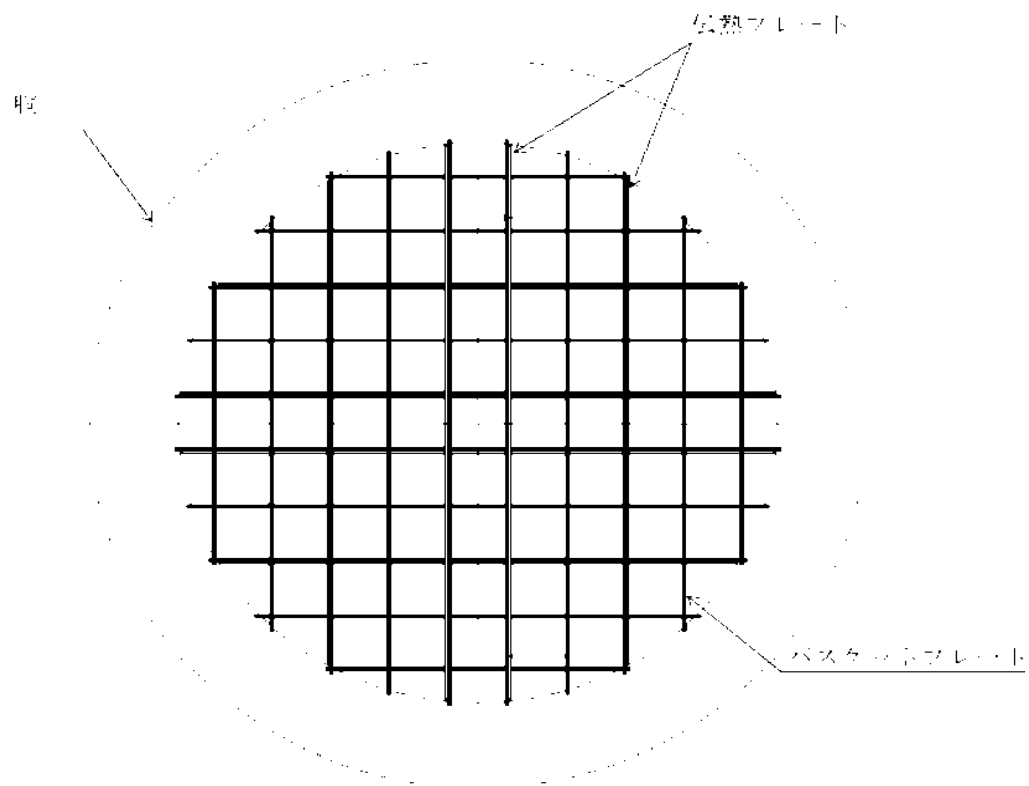


図 1.1 5(2) バスケットの応力評価箇所

③ 設計事象と荷重の組合せ

既存評価書における輸送貯蔵兼用キャスク B の設計事象と選定事象を表 1.1-5 に示す。
設計事象Ⅰ及びⅡにおける選定事象は以下のとおりである。

[設計事象Ⅰ]

- ・貯蔵時
- ・吊上げ，吊下げ，移動

[設計事象Ⅱ]

- ・支持脚への衝突
- ・貯蔵架台への衝突

また，各設計事象においてキャスク容器及び二次蓋，バスケット，トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せを表 1.1-6(1)～(3)に示す。（地震時を除く）

表 1. 1-5 既存評価書における輸送貯蔵兼用キャスク B の設計事象

設計事象	定義	解説	選定事象
I	輸送貯蔵兼用キャスクの通常の取扱い時及び運搬時の状態をいう。	輸送貯蔵兼用キャスクの計画的な取扱い状態。	・貯蔵 ・吊上げ、吊下げ、移動
II	設計事象 I，設計事象 III，設計事象 IV 及び試験状態以外の状態をいう。	輸送貯蔵兼用キャスクの寿命程度の期間中に予想される取扱い機器の単一故障、単一誤動作等の事象によって、輸送貯蔵兼用キャスクが通常取扱い状態から外れるような状態をいう。	・支持脚への衝突 ・貯蔵架台への衝突
III	輸送貯蔵兼用キャスク又はその取扱い機器等の故障、異常な作動等により、計画された取扱いの停止が緊急に必要とされる状態をいう。	発生頻度が十分低い事象によって引き起こされる状態をいう。すなわち、設計事象 II でいう機器の単一故障、運転員の単一誤操作等によって引き起こされるもののうち、その発生頻度が十分に低いと考えられるものを分類する。	
IV	輸送貯蔵兼用キャスクの安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。	発生頻度が極めて低く、輸送貯蔵兼用キャスクの寿命中に起こるとは考えられない事象によって引き起こされる状態をいうが、万一発生した場合の設計の妥当性を確保するために特に設けたものをいう。	
試験状態	耐圧試験により、キャスク容器に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。		・耐圧試験 (製造時)

表 1.1-6(I) キヤスク容器及び二次蓋の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象	供用状態	評価事象	荷 重					
			圧力による荷重	自重による荷重	ボルト初期締付け力	吊上げ荷重	衝撃荷重	熱荷重
設計条件	設計条件	設計時 ^{注1)}	○	— ^{注4)}	○	○	○	—
I	A ^{注2)}	通常貯蔵時	○	○	○	—	—	○
		吊上げ時	○	注4)	○	○		○
II	B ^{注2)}	衝撃荷重作用時	○	— ^{注4)}	○	—	○	○
試験状態	試験状態	試験時	○ ^{注3)}	○	○	—	—	—

注1) 最高使用圧力に対する評価条件で、供用状態A及びBの一次応力評価を代表する事象

注2) 評価事象の中で、他の評価事象に包絡される事象や荷重条件については評価を省略する。

注3) 耐圧試験圧力（最高使用圧力により定められる圧力）とする。

注4) 本状態での自重による荷重は、衝撃荷重又は吊上げ荷重の慣性力による荷重に含まれる。

表 1.1-6(2) バスケットの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

荷 重			自重 による 荷重	吊 上 げ 荷 重	衝 撃 荷 重	熱 荷 重
設計事象	供用 状態	評 価 事 象				
設計条件	設計条件	設 計 時 ^{注1)}	—(注2)	○	○	—
I	A	貯 蔵 時	○	—	—	○
		吊上げ時	—(注2)	○	—	○
II	B	衝撃荷重作用時	—(注2)	—	○	○

注1) 供用状態A及びBの一次応力評価を代表する事象

注2) 本状態での自重による荷重は、衝撃荷重又は吊上げ荷重の慣性力による荷重に含まれる。

表 1.1-6(3) トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

荷 重			自重 による 荷重	固 縛 荷 重	吊 上 げ 荷 重	衝 撃 荷 重	熱 荷 重 (注1)
設計事象	供用 状態	評 価 事 象					
I	A	貯 蔵 時	○	○	—	—	○
		吊上げ時	—(注2)	—	○	—	○
II	B	衝撃荷重作用時	—(注2)	—	—	○	○

注1) キヤスク容器の熱膨張により生じる応力に限る。

注2) 本状態での自重による荷重は、衝撃荷重又は吊上げ荷重の慣性力による荷重に含まれる。

④ 評価結果

既存評価の評価結果から規定を満足していることが確認されている。

4) 本設備での構造評価

表 1.1 7(1)～(3)に本仮保管設備での荷重条件と既存評価との比較を示す。このことから以下のことが言える。

- ①キャスク容器（二次蓋含む）の設計条件，運搬時（設計事象Ⅰ），搬送台車架台への衝突時（設計事象Ⅱ）の評価加速度は既存評価書で包絡される。吊上げ時（設計事象Ⅰ）の評価加速度は後述の 5)で行う「支持架台への衝突時（設計事象Ⅱ）」の解析で用いる加速度に包絡される。
- ②バスケットの設計条件，運搬時（設計事象Ⅰ），搬送台車架台への衝突時（設計事象Ⅱ）の評価加速度は既存評価書で包絡される。吊上げ時（設計事象Ⅰ）の評価加速度は後述の 5)で行う「支持架台への衝突時（設計事象Ⅱ）」の解析で用いる加速度に包絡される。
- ③トラニオンの運搬時（設計事象Ⅰ），搬送台車架台への衝突時（設計事象Ⅱ）の評価加速度は既存評価書で包絡される。吊上げ時（設計事象Ⅰ）の評価加速度は後述の 5)で行う「支持架台への衝突時（設計事象Ⅱ）」の解析で用いる加速度に包絡される。

以上の包絡性の説明及び本設備において最も厳しい荷重条件として，「支持架台への衝突（設計事象Ⅱ）」について応力解析を実施する。評価対象は，キャスク容器，二次蓋，バスケット及びトラニオンの各部とする。

なお，キャスク容器（二次蓋含む）の設計条件（最高使用圧力），試験状態及びトラニオンの吊り上げ時の荷重条件は既存評価書により包絡する。

表 1.1 7(1) 既存評価との比較と評価方法（キャスク容器及び二次蓋）

設計 事象	キャスク仮保管設備				参考（既存評価書）			
	代表事象	包絡される 事象	荷重条件	本設備での評価方法（包絡性含む）	代表 事象	包絡され る事象	荷重条件	備考
設計 条件	設計条件	—	圧力 ^{JE11} ， ボルト， 衝撃 ^{JE20}	・最高使用圧力における縦姿勢における 衝撃荷重負荷時の評価は既存評価書で 包絡する。 ○（既存評価書で包絡）	設計時	—	圧力 ^{JE11} ， ボルト， 衝撃 ^{JE20}	設計事象Ⅰ及びⅡの 中で荷重条件が最も 厳しいのは貯蔵架台 への衝突時
Ⅰ	吊上げ時	貯蔵時	圧力，ボルト， 吊上げ ^{JE12} ， 熱	荷重条件，支持条件が同じ「キャスク支 持架台への衝突（設計事象Ⅱ）」の評価 で包絡する。 ○（設計事象Ⅱで包絡）	貯蔵時	—	圧力，ボルト， 自重， 熱	設計事象Ⅰのうち大 半の期間を占める代 表的事象
					吊上げ時	—	圧力，ボルト， 吊上げ ^{JE12} ， 熱	荷重条件が最も厳し いのは吊上げ時
	運搬時	—	圧力，ボルト， 熱，運搬 ^{JE10}	核燃料輸送物設計承認申請書のうち，一 般の試験条件 0.3m 落下に包絡する。 ○（既存評価書で包絡）	一般の試験 条件 0.3m 頭 部垂直落下		圧力，ボルト， 熱，落 下時荷重 ^{JE71}	
					一般の試験 条件 0.3m 底 部垂直落下		圧力，ボルト， 熱，落 下時荷重 ^{JE71}	
					一般の試験 条件 0.3m 水平落下		圧力，ボルト， 熱，落 下時荷重 ^{JE71}	—

表 1.1 7(1) 既存評価との比較と評価方法（キャスク容器及び二次蓋）

設計 事象	キャスク仮保管設備				参考（既存評価書）			
	代表事象	包絡される 事象	荷重条件	本設備での評価方法（包絡性含む）	代表 事象	包絡され る事象	荷重条件	備考
Ⅱ	支持架台への衝突時	輸送架台への衝突時	圧力，ボルト， 衝撃 ^{1,8)} ，熱	他事象の包絡及び本設備の設計事象Ⅰ及びⅡにおける最も厳しい荷重条件として解析評価する。 ◎（応力解析を実施）	—	—	—	—
	搬送台車架台への衝突時		圧力，ボルト， 衝撃 ^{1,2)} ，熱	既存評価における「支持脚への衝突時」と同じ荷重条件 ○（既存評価書で包絡）	支持脚への衝突時	—	圧力，ボルト， 衝撃 ¹⁾ ，熱	—
					貯蔵架台への衝突時	—	圧力，ボルト， 衝撃 ¹⁾ ，熱	荷重条件が最も厳しいのは、貯蔵架台への衝突時
試験 状態	試験時	—	圧力 ^{1,9)} ， 自重，ボルト	既存評価と同じ荷重条件 ○（既存評価書で包絡）	試験時	—	圧力 ^{1,10)} ， 自重，ボルト	—

◎：解析を実施。 ○：既存評価又は他の評価事象で包絡

注 1) キャスク容器内圧は最高使用圧力。

注 2) 衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.33G であり，自重を含む。

注 3) 衝撃荷重は縦姿勢下方向 5G であり，自重を含む。

注 4) 吊上げ荷重は横姿勢下方向 1.32G であり，自重を含む。

注 5) 吊上げ荷重は縦姿勢下方向 1.3G であり，自重を含む。

注 6) 運搬時荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を含む)，前後方向 2G，左右方向 1G である。

注 7) 頭部垂直落下荷重は 30.0G，底部垂直落下荷重は 30.0G，水平落下荷重は 20.0G である。

注 8) 衝撃荷重は横姿勢下方向 3G であり，自重を含む。

注 9) 衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.5G であり，自重を含む。

注 10) 最高使用圧力の 1.25 倍の圧力。

表 1. 1-7(2) 既存評価の比較と評価方法 (バスケット)

設計 事象	キャスク仮保管設備				参考 (既存評価書)			
	代表事象	包絡される 事象	荷重条件	本設備での評価方法 (包絡性含む)	代表 事象	包絡される 事象	荷重条件	備考
設計 条件	設計条件	—	衝撃 ^(F1)	・縦姿勢における衝撃荷重負荷時の 一次応力に対する評価は既存評価 書の「貯蔵架台への衝突時 (設計事 象Ⅱ)」で包絡する。 ○ (既存評価書で包絡)	設計時	—	衝撃 ^(F1)	—
1	吊上げ時	貯蔵時	吊上げ ^(F1) , 熱	荷重条件、支持条件が同じ「キャス ク支持架台への衝突 (設計事象Ⅱ)」 の評価で包絡する。 ○ (設計事象Ⅱで包絡)	貯蔵架台へ の衝突時	・貯蔵時 ・吊上げ時	衝撃 ^(F1) , 熱	設計事象Ⅱの 条件に包絡さ れる
	運搬時	—	圧力、ボルト、 熱、運搬 ^(F2)	核燃料輸送物設計承認申請書のう ち、一般の試験条件 0.3m 落下に包 絡する。 ○ (既存評価書で包絡)	一般の試験条 件 0.3m 頭部垂 直落下	—	圧力、ボル ト、熱、落 下時荷重 ^(F3)	—
					一般の試験条 件 0.3m 底部垂 直落下	—	圧力、ボル ト、熱、落 下時荷重 ^(F3)	—
					一般の試験条 件 0.3m 水平落下	—	圧力、ボル ト、熱、落 下時荷重 ^(F3)	—

表 1.1-7(2)既存評価の比較と評価方法 (バスケット)

設計 事象	キヤスク仮保管設備				参考 (既存評価書)			
	代表事象	包絡される 事象	荷重条件	本設備での評価方法 (包絡性含む)	代表 事象	包絡される 事象	荷重条件	備考
Ⅱ	支持架台への 衝突時 ^{注6)}	輸送架台への 衝突時	衝撃 ^{注7)} ，熱	他事象の包絡及び本設備の設計事象Ⅰ及びⅡにおける最も厳しい荷重条件として評価する。 ◎ (応力解析を実施)	—	—	—	—
	搬送台車架台 への衝突時	—	衝撃 ^{注7)} ，熱	既存評価と同じ荷重条件 ○ (既存評価書で包絡)	貯蔵架台への 衝突時	・支持脚への 衝突時	衝撃 ^{注7)} ，熱	—

◎：解析を実施。 ○：既存評価又は他の評価事象で包絡

注1) 衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.33G であり，自重を含む。

注2) 衝撃荷重は縦姿勢下方向 5G であり，自重を含む。

注3) 吊上げ荷重は横姿勢下方向 1.32G であり，自重を含む。

注4) 運搬時荷重は上方向 2G，下方向 3G (自重を含む)，前後方向 2G，左右方向 1G である。

注5) 頭部垂直落下荷重は 30.0G，底部垂直落下荷重は 30.0G，水平落下荷重は 20.0G である。

注6) 長期荷重(自重)に対する評価を含む。

注7) 衝撃荷重は横姿勢下方向 3G であり，自重を含む。

表 1.1 7(3) 既存評価の比較と評価方法（トラニオン）

設計 事象	キャスク仮保管設備				参考（既存評価書）			
	代表事象	包絡される 事象	荷重条件	本設備での評価方法（包絡性含む）	代表 事象	包絡される 事象	荷重条件	備考
I	吊上げ時	貯蔵時	吊上げ ^{注1)} ，熱	荷重条件，支持条件が同じ「キャ スク支持架台への衝突（設計事象 II）」の評価で包絡する。 ○（設計事象IIで包絡）	貯蔵時		自重，ボルト， 熱	
					吊上げ時		吊上げ ^{注1)} ，熱	荷重条件が最も厳 しいため，代表事象 を吊上げ時とする。
	運搬時	—	運搬 ^{注3)} ，熱	核燃料輸送物設計承認申請書の うち，通常の輸送条件に包絡され る。 ○（既存評価書で包絡）	運搬時	—	運搬 ^{注3)} ，熱	—
II	支持架台への 衝突時	輸送架台へ の衝突時	衝撃 ^{注4)} ，熱	本設備の設計事象IIにおける最 も厳しい荷重条件として評価す る。 ◎（応力解析を実施）	—	—	—	—
	搬送台車架台 への衝突時	—	衝撃 ^{注5)} ，熱	既存評価と同じ荷重条件 ○（既存評価書で包絡）	支持脚への 衝突時	・貯蔵架台 への衝突	衝撃 ^{注6)} ，熱	荷重条件が最も厳 しいため，代表事象 を支持脚への衝突 時とする。

◎：解析を実施。 ○：既存評価又は他の評価事象で包絡

注1) 吊上げ荷重は横姿勢下方向 1.32G であり，自重を含む

注2) 縦姿勢下方向 1.3G であり，自重を含む。

注3) 運搬時荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を含む)，前後方向 2G，左右方向 1G である。

注4) 横姿勢下方向 3G であり，自重を含む。

注5) 衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.33G であり，自重を含む。

注6) 衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.5G であり，自重を含む。

5) 支持架台への衝突時の評価（設計事象Ⅱ）

以下に支持架台への衝突時の応力解析結果を示す。

① 計算条件

A. 解析事象

「支持架台の衝突時」

キャスクの支持架台への設置に作業員の誤操作によりクレーンの下降速度でトラニオンがトラニオン受台に着床する事象をいう。着床時の衝突荷重（加速度：自重を含む）は、「3.2 異常事象の評価」での評価に余裕をみて 3G とする。

B. 最高使用温度

各機器の最高使用圧力及び最高使用温度は添付資料－4「1.1. 乾式キャスクの除熱機能（3）輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱機能」の解析結果に基づき、以下とする。

表 1.1-8 最高使用圧力及び最高使用温度

キャスク容器	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	150 ℃
二次蓋	最高使用圧力	0.4 MPa
	最高使用温度	110 ℃
バスケット	最高使用温度	260 ℃
トラニオン	最高使用温度	130 ℃

② 解析方法

A. 解析手順概要

a. キャスク容器及び二次蓋

キャスク容器の応力解析は、想定される圧力荷重、機械的荷重及び熱荷重を基に、キャスク容器の実形状をモデル化し、解析コードである ABAQUS を用いて行う。

なお、二次蓋についてもキャスク容器と同様に評価を行う。

b. バスケット

バスケットの応力解析は、想定される機械的荷重及び熱荷重を基に、応力評価式を用いて行う。

c. トラニオン

トラニオンの応力解析は、想定される機械的荷重及び熱荷重を基に応力評価式を用いて行う。

B. 応力評価式による応力評価

a. バスケット

(イ) 一次一般膜応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート端部である。鉛直方向加速度により発生する一次一般膜応力(σ_x)は、次式で計算する。

$$\sigma_x = \frac{m_A \cdot G_1}{A_1} \dots\dots\dots (1)$$

ここで、 m_A : 評価対象バスケットプレートとこれに接する使用済燃料等の合計質量(kg)

G_1 : 鉛直方向加速度(G)

A_1 : バスケットプレートの断面積(mm²)

(ロ) 一次一般膜＋一次曲げ応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部である。鉛直方向加速度により発生する一次曲げ応力(σ_y)は、次式で計算する。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_y &= \frac{M}{Z} \\ M &= \frac{m_B \cdot G_1 \cdot l_P}{12 \cdot \frac{l_w}{2}} \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (2)$$

ここで、 M : バスケットプレート格子端部の単位幅当たりの曲げモーメント(N・mm/mm)

Z : バスケットプレートの単位幅当たりの断面係数(mm³/mm)

m_B : 評価対象バスケットプレートとこれに接する伝熱プレート、使用済燃料等の合計質量(kg)

l_P : バスケットプレート内のり(mm)

l_w : バスケットプレートのキャスク容器軸方向長さ(mm)

G_1 : 鉛直方向加速度(G)

鉛直方向加速度により発生するバスケットプレートの格子端部に発生する平均せん断応力(τ_{xy})は次式で計算する。

$$\tau_{xy} = \frac{m_B \cdot G_1}{2 \cdot A_1} \dots\dots\dots (3)$$

ここで、 G_1 : 鉛直方向加速度(G)

A_1 : バスケットプレートの断面積(mm²)

(ハ) 一次+二次応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部である。支持架台への衝突により発生する一次+二次応力は(1)～(3)式で計算する。

(ニ) 平均せん断応力

バスケットプレート格子端部に発生する平均せん断応力(σ_s)は(3)式で計算する。

(ホ) 平均支圧応力

バスケットプレート端部に発生する平均支圧応力(σ_p)は(1)式で計算する。

(ヘ) 圧縮応力

バスケットプレート端部に発生する圧縮応力(σ_c)は(1)式で計算する。

b. トラニオン

イ. 一次応力

(イ) せん断応力

最大応力が発生する箇所は図 1. 1-5(1)に示す下部トラニオンである。衝撃荷重により発生するせん断応力 (τ) は、次式で計算する。

$$\left. \begin{aligned} \tau &= \frac{F_m}{A} \\ F_m &= \frac{m}{4} \cdot G_z \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (1)$$

ここで、 F_m : 支持架台への衝突時においてトラニオンに作用する荷重 (N)

m : 金属キャスクの質量 (kg)

A : 評価点の断面積 (mm²)

G_z : 鉛直方向加速度 (G)

(ロ) 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 1. 1-5(1)に示す下部トラニオンである。衝撃荷重により発生する曲げ応力 (σ_b) は、次式で計算する。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_b &= \frac{M}{Z} \\ M &= F_m \cdot L \end{aligned} \right\} \dots\dots\dots (2)$$

ここで、 M : 曲げモーメント (N・mm)

Z : 評価点の断面係数 (mm³)

L : 評価点と荷重作用位置との距離 (mm)

F_m : (1) 式と同じ

(ハ) 組合せ応力

最大応力が発生する箇所は図 1.1-5(1)に示す下部トラニオンである。

せん断応力 (τ) と曲げ応力 (σ_b) との組合せ応力 (σ_T) は、次式で計算する。

$$\sigma_T = \sqrt{\sigma_b^2 + 3 \cdot \tau^2} \quad \dots\dots\dots (3)$$

ここで、 τ : (1) 式と同じ

σ_b : (2) 式と同じ

ただし、Z : 評価点の断面係数 (mm³)

L : 評価点と荷重作用位置との距離 (mm)

ロ. 一次・二次応力

キャスク容器の熱膨張による応力は無視できるので、トラニオンに発生する一次・二次応力は、イ.と同様である。

C. 解析結果

表 1.1-9 に支持架台への衝突時の主な応力評価結果を示す。

支持架台への衝突時において輸送貯蔵兼用キャスク B は金属キャスク構造規格に定められた許容応力を満足している。

表 1.1-9 支持架台の衝突時の応力評価結果

(単位 : MPa)

評価部位	部位	計算値	許容応力
キャスク容器	胴	34	366
	底板	38	366
	一次蓋	56	366
	一次蓋密封シール部	58	183
	一次蓋締付けボルト	336	831
二次蓋	二次蓋	34	474
	二次蓋密封シール部	37	183
	二次蓋締付けボルト	279	847
バスケット	バスケットプレート	12	219
トラニオン	トラニオン	133	394

6) 評価結果

5)に示したとおり、「支持架台への衝突時」（設計事象Ⅱ）において輸送貯蔵兼用キャスク B の各評価部位（キャスク容器、二次蓋、バスケット、トランニオン）は金属キャスク構造規格に定められた許容応力を満足する。

従って、表 1.1-7 に示す「支持架台の衝突時」で包絡する各設計事象は、いずれも輸送貯蔵兼用キャスクの構造強度の規定を満足し、輸送貯蔵兼用キャスク B は、本設備で要求される構造強度を有している。

(4) 輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台

1) 評価方針

本設備で使用する輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の構造評価について記載する。

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は新設計であるため、新たに評価を実施し、本設置場所での保管に適合していることを確認する。なお、輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

2) 主な構成部材と適用基準

① 主な構成部材

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は鋼製支持架台、埋め込み金物、基礎ボルト、コンクリート支持架台により構成される。

② 適用基準

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は原子力発電所耐震設計技術規程「JEAC4601-2008」及び、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 2005 年版（2007 年追補版含む））[JSME S NC1-2005/2007]を適用する。

3) 構造強度の評価方法

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の強度評価における評価方法を示す。

① 設計条件

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の構造評価に当たっての機械荷重を以下に示す。

- A. 自重による荷重
- B. キャスクによる荷重

② 評価方法

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の構造解析フローを図1.1-6に、主な構成部材の応力評価箇所を図1.1-7に示す。

鋼製支持架台、基礎ボルト、コンクリート支持架台について想定される機械荷重を基に、応力評価式を用いて応力評価を行う。

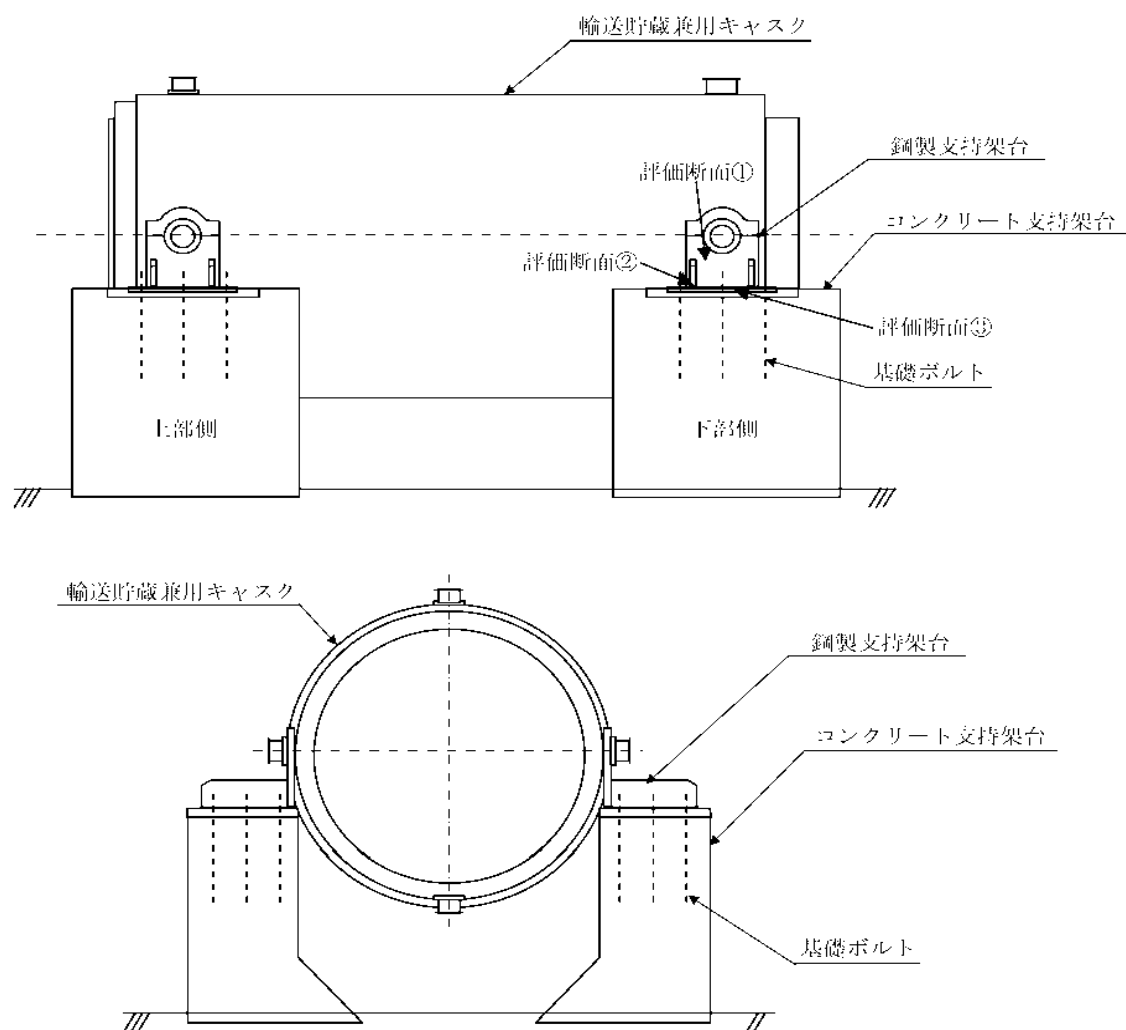


図 1.1-7 輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力評価箇所

③ 設計事象と荷重の組合せ

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の設計事象と選定事象は以下の通りである。

〔設計事象Ⅰ〕

・貯蔵時

4) 輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の貯蔵時の評価（設計事象Ⅰ）

以下に貯蔵時の輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力評価結果を示す。

① 計算条件

A. 解析事象

「貯蔵時」

キャスクが支持架台に設置されている計画的な取り扱い状態をいう。

② 解析方法

A. 解析手順概要

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析は、想定される機械荷重を基に、応力評価式を用いて行う。

B. 荷重計算

図 1.1-8 に示す鋼製支持架台 1 脚に作用するキャスク自重 (F_{u1} , F_{s1}) は次式で表される。

$$F_{u1} = \frac{P_g}{2} \cdot \frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{s1} = \frac{P_g}{2} \cdot \frac{a}{(a+b)}$$

$$P_g = W \cdot g$$

ここで、

F_{u1} : 鋼製支持架台 1 脚（上部側）に作用するキャスク自重 (N)

F_{s1} : 鋼製支持架台 1 脚（下部側）に作用するキャスク自重 (N)

P_g : キャスク自重 (N)

a : キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離 (mm)

b : キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離 (mm)

W : キャスク設計質量 (kg)

g : 重力加速度 (m/s^2)

C. 応力評価

a. 鋼製支持架台（評価断面①）

図 1.1-9 において自重により鋼製支持架台（評価断面①）に発生する圧縮応力 (σ_c) は次

式で表される。

$$\sigma_c = \frac{F_g}{B \cdot t}$$

ここで、

F_g : 図 1.1-8 に示す自重の設計用値 (N)

B : 図 1.1-9 に示す評価断面の幅 (mm)

t : 図 1.1-9 に示すトラニオン受部の板厚 (mm)

b. 鋼製支持架台 (評価断面②)

図 1.1-10 において自重により鋼製支持架台 (評価断面②) に発生する圧縮応力 (σ_c) は次式で表される。

$$\sigma_c = \frac{F_g}{B_1 \cdot t_1 + 2 \cdot B_2 \cdot t_2}$$

図 1.1-10 において自重により鋼製支持架台 (評価断面②) に発生する最大曲げ応力 (σ_{t1} , σ_{t2}) は次式で表される。

$$\sigma_{t1} = \frac{F_g \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{t2} = \frac{F_g \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I} \cdot L_2 \quad (\text{リブ側})$$

図 1.1-10 において自重により鋼製支持架台 (評価断面②) に発生する組合せ応力 (σ_{t1} , σ_{t2}) は次式で表される。

$$\sigma_{T1} = \sigma_c + \sigma_{t1} \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{T2} = \sigma_c - \sigma_{t2} \quad (\text{リブ側})$$

ここで、

F_g : 図 1.1-8 に示す自重 (F_{g1} , F_{g2}) の設計用値 (N)

B_1 : 図 1.1-10 に示すトラニオン受部の幅 (mm)

B_2 : 図 1.1-10 に示すリブの幅 (mm)

t_1 : 図 1.1-10 に示すトラニオン受部の板厚 (mm)

t_2 : 図 1.1-10 に示すリブの板厚 (mm)

L_1 : 図 1.1-10 に示す中立軸からトラニオン受け端部までの距離 (mm)

L_2 : 図 1.1-10 に示す中立軸からリブ端部までの距離 (mm)

I : 図 1.1-10 に示す断面の中立軸に関する断面二次モーメント (mm⁴)

c. 鋼製支持架台 (評価断面③)

図 1.1-11 において自重により基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力

(σ_{tb})、コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力 (σ_{br}) は次式で表される。

$$\sigma_{tb} = \frac{T \cdot l_1}{B \cdot t^3 / 6}$$

$$\sigma_{br} = \frac{\sigma_{cr} \cdot l_2^2 / 2}{t^3 / 6}$$

$$T = \sigma_{tb} \cdot A_r$$

ここで、

σ_{tb} : 図 1.1-11 に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張応力 (N/mm²)

σ_{cr} : 図 1.1-11 に示すコンクリートに発生する本荷重条件下における圧縮応力 (N/mm²)

T : 図 1.1-11 に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張力 (N)

t : 図 1.1-11 に示す鋼製支持架台底板の板厚 (mm)

B : 図 1.1-11 に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力の評価断面幅 (mm)

l_1 : 図 1.1-11 に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げモーメントのモーメントアーム長さ (mm)

l_2 : 図 1.1-11 に示すコンクリートから圧縮力を受ける長さ (mm)

A_r : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm²)

図 1.1-11 において自重により、基礎ボルトから引張力を受けて発生するせん断応力 (τ_s)、コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生するせん断応力 (τ_c) は次式で表される。

$$\tau_s = \frac{T}{B \cdot t}$$

$$\tau_c = \frac{\sigma_{cr} \cdot l_2}{t}$$

ここで、各記号は上記と同様である。

図 1.1-11 において自重により、基礎ボルトから引張力を受けて発生する組合せ応力 (σ_{tb})、コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力 (σ_{br}) は次式で表される。

$$\sigma_{tb} = \sqrt{\sigma_{tb}^2 + 3 \cdot \tau_s^2}$$

$$\sigma_{br} = \sqrt{\sigma_{br}^2 + 3 \cdot \tau_c^2}$$

d. 基礎ボルト

図 1.1-12 において自重により基礎ボルトに発生する引張応力 (σ_t) は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 (2010 年版) より次式で表される。

$$\sigma_t = \sigma_{cr} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t - X_t)}{X_n} \cdot \frac{A_t}{A_n}$$

$$\sigma_{cr} = N \cdot X_t / S_n$$

$$S_n = [X_t^2 / 2 - n \cdot P_t \cdot (I - d_t - X_t)] \cdot b \cdot D^3$$

$$I_{cr} = [X_{cr}^3 / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{cr} - X_{cr})^2] \cdot b \cdot D^3$$

$$X_{cr} = X_r / D$$

$$d_{cr} = d_t / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_b$$

ここで、

σ_{cr} : 図 1.1-12 に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm²)

n : ヤング係数比 (-15)

D : 図 1.1-12 に示す断面高さ (mm)

b : 図 1.1-12 に示す断面幅 (mm)

d_t : 図 1.1-12 に示す引張側ボルトに関する距離 (mm)

d_{cr} : 引張側ボルトに関する係数 (-)

X_r : 図 1.1-12 に示す中立軸距離を表し、次式を満足する値 (mm)

$$X_r = D / 2 + e = I_{cr} / S_r$$

ただし、 e : 図 1.1-12 に示す鉛直力偏心距離 (mm)

X_{cr} : 中立軸比 (-)

N : 図 1.1-12 に示す鉛直力であり、自重の設計用値 (N)

a_t : 有効ボルト総断面積 (mm²)

P_t : 引張鉄筋比 (-)

A_b : 基礎ボルト有効断面積 (mm²)

A_m : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm²)

N_b : 有効引張側ボルト本数 (本)

S_{cr} : 有効等価断面一次モーメント (mm³)

I_r : 有効等価断面二次モーメント (mm⁴)

e. コンクリート支持架台

コンクリート支持架台の下端に発生する荷重は表 1.1-10 の通りである。これらの荷重を用いて後述する 1.4 コンクリート基礎の構造強度と同様に評価を行う。

表 1.1-10 コンクリート支持架台下端における荷重

		NS方向			EW方向		
		鉛直力	水平力	モーメント	鉛直力	水平力	モーメント
		(kN)	(kN)	(kN・m)	(kN)	(kN)	(kN・m)
長期	キャスク	320.00	0.00	105.00	320.00	0.00	0.00
		—	—	—	—	—	—
	ペDESTAL	35.22	0.00	0.00	35.22	0.00	0.00
	合計	355.22	0.00	105.00	355.22	0.00	0.00
短期	キャスク	320.00	154.00	105.00	320.00	148.00	68.90
		—	—	182.49	—	—	175.38
	ペDESTAL	35.22	10.56	5.68	35.22	10.56	5.68
	合計	355.22	164.56	293.17	355.22	158.56	249.96

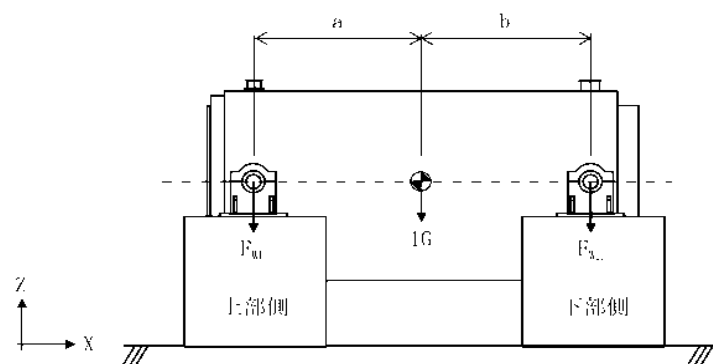
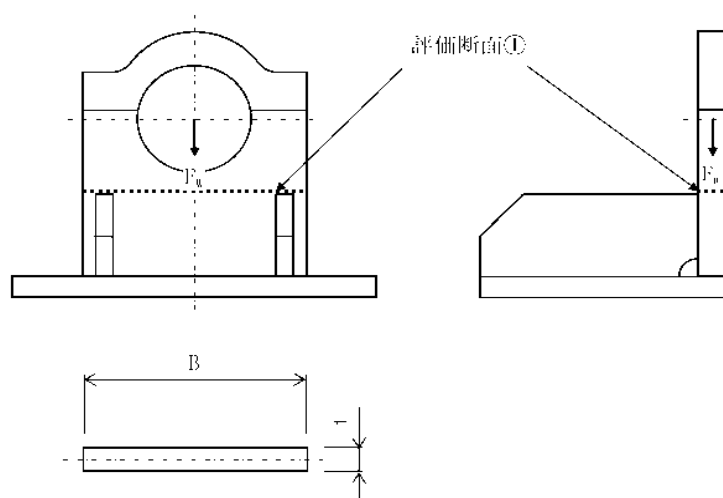


図 1.1 8 鋼製支持架台に作用する荷重



評価断面図

図 1.1-9 計算モデル図（設計事象 1，評価断面①）

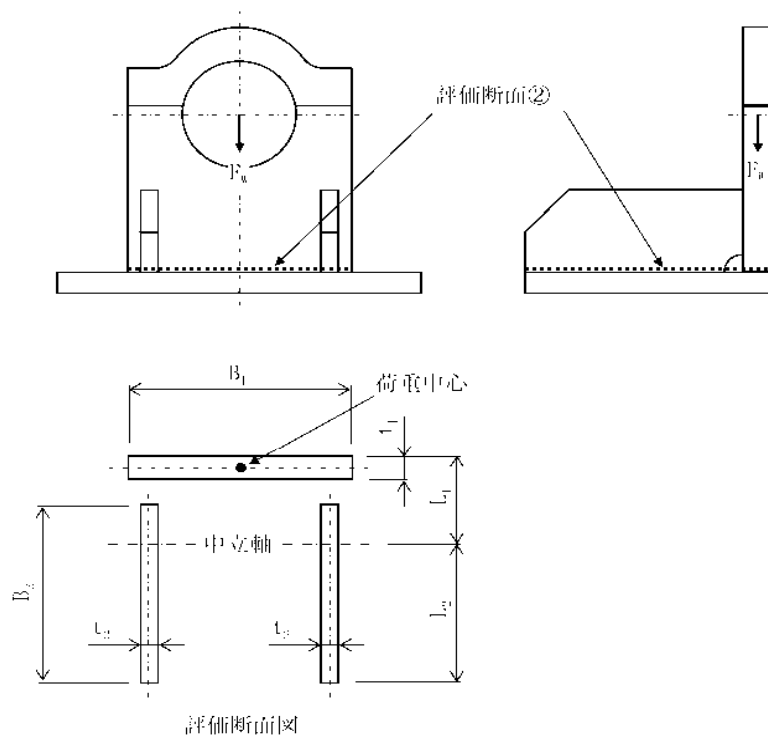


図 1.1-10 計算モデル図（設計事象Ⅰ，評価断面②）

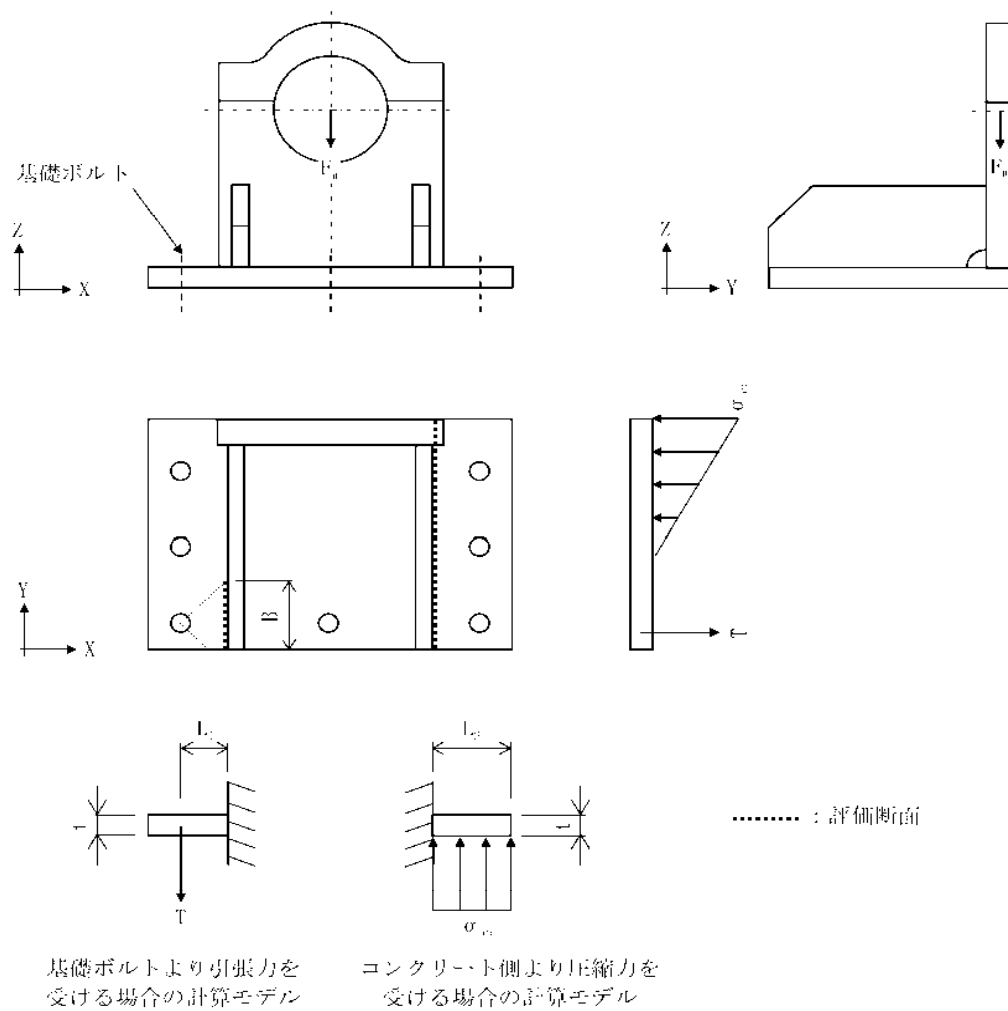


図 1.1-11 計算モデル図（設計事象Ⅰ，評価断面③）

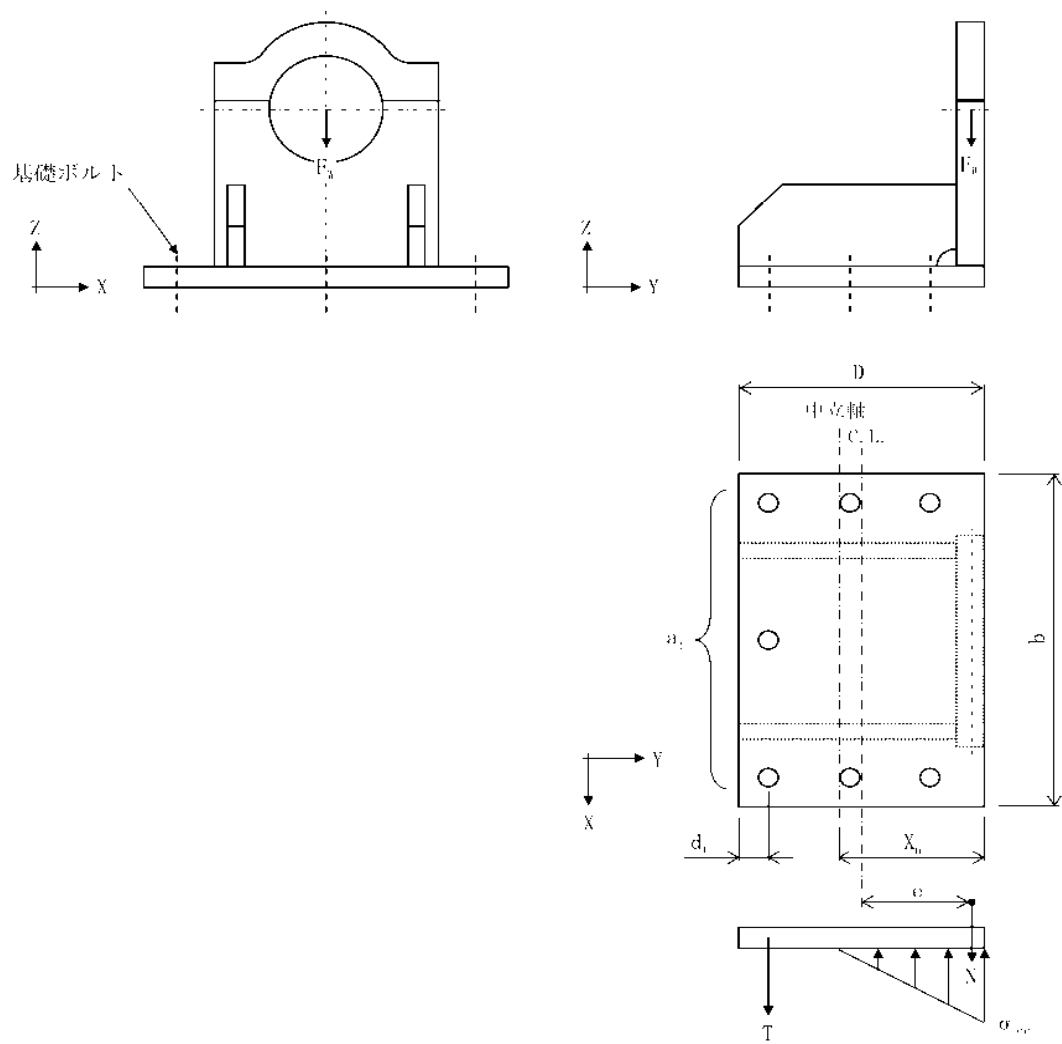


図 1.1-12 計算モデル図（設計事象 I，基礎ボルト）

③ 解析結果

表 1.1-11 に貯蔵時の評価結果を示す。

貯蔵時の輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は許容応力を満足している。

表 1.1-11(1) 鋼製支持架台の評価 (タイプB)

部 位		応力の種類	計算値	許容応力
鋼製支持 架台	評価断面①	圧縮	10 N/mm ²	186 N/mm ²
	評価断面②	圧縮	5 N/mm ²	187 N/mm ²
		曲げ	8 N/mm ²	188 N/mm ²
		組合せ	9 N/mm ²	188 N/mm ²
	評価断面③	曲げ	68 N/mm ²	188 N/mm ²
		せん断	8 N/mm ²	108 N/mm ²
		組合せ	69 N/mm ²	188 N/mm ²
基礎ボルト		引張	20 N/mm ²	226 N/mm ²

表 1.1-11(2) コンクリート支持架台の評価

項目		記号	単位	ベデスタル			
				長期		短期	
				NS方向	EW方向	NS方向	EW方向
断面力	曲げモーメント	Md	(kN・m)	105	0	293	250
	軸力	Nd	(kN)	355	355	355	355
	せん断力	Vd	(kN)	0	0	165	159
応力度	コンクリート	圧縮応力度	σ_c (N/mm ²)	1.24	0.29	3.68	1.52
		許容圧縮応力度	σ_{ca} (N/mm ²)	9.00	9.00	13.50	13.50
		$\sigma_c / \sigma_{ca} \leq 1.0$		0.14	0.03	0.27	0.11
		判定		OK	OK	OK	OK
	鉄筋	引張応力度	σ_s (N/mm ²)	14	4	93	24
		許容引張応力度	σ_{sa} (N/mm ²)	196	196	294	294
		$\sigma_s / \sigma_{sa} \leq 1.0$		0.07	0.02	0.32	0.08
		判定		OK	OK	OK	OK
	せん断	せん断応力度	τ (N/mm ²)	0.000	0.000	0.202	0.180
		許容せん断応力度	τ_a (N/mm ²)	0.450	0.450	0.675	0.675
		$\tau / \tau_a \leq 1.0$		0.00	0.00	0.30	0.27
		判定		OK	OK	OK	OK

1.2 コンクリートモジュールの構造強度

(1) 乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュール

1) 評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールが、建築基準法に基づく規定を満たしていることを確認する。

2) 乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールの構成

コンクリートモジュールの概略図を図 1.2-1 に示す。

コンクリートモジュールは長辺側板 3 枚、短辺側板 2 枚、天板 3 枚のコンクリート製パネルで構成されている。それぞれのパネルは金物とボルトにより連結されている。

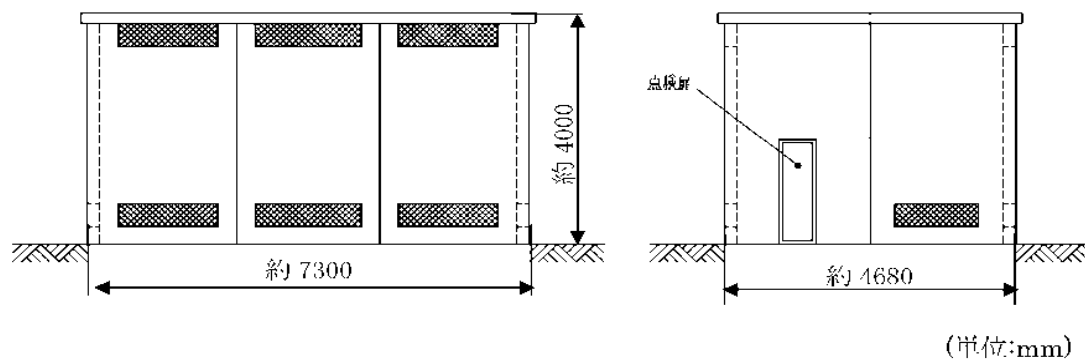


図 1.2-1 コンクリートモジュール概略図

3) 解析モデル

許容応力度設計及び各荷重に対する検討には 3 次元 FEM モデルを採用し、解析コードとして NASTRAN を用いる。

FEM モデルとして、コンクリートモジュールの PC 板（側板及び天板）及び接合部の金物は板厚一様な平板要素でモデル化する。PC 板と金物の接合部はボルト位置で同一変位とし、基礎とベースプレートの接合部はアンカーボルト位置で拘束する。解析モデルを図 1.2-2 に示す。

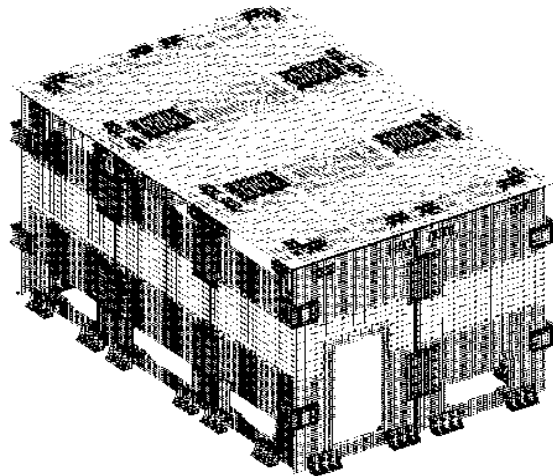


図 1.2-2 コンクリートモジュールの解析モデル

4) 許容応力度

許容応力度を以下のように定める。材料の許容応力度は建築基準法・同施行令に定める値とし、表 1.2-1 に示す。

表 1.2-1 鉄筋の許容応力度 (N/mm²)

種類	長期		短期	
	引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295A 及び B	195	195	295	295

5) 応力計算

① 応力評価点

応力評価点は SRSS 法により求められる各部材応力の中から最大応力となる部材を抽出して評価を行う。評価箇所は図 1.2-3 に示す箇所とする。

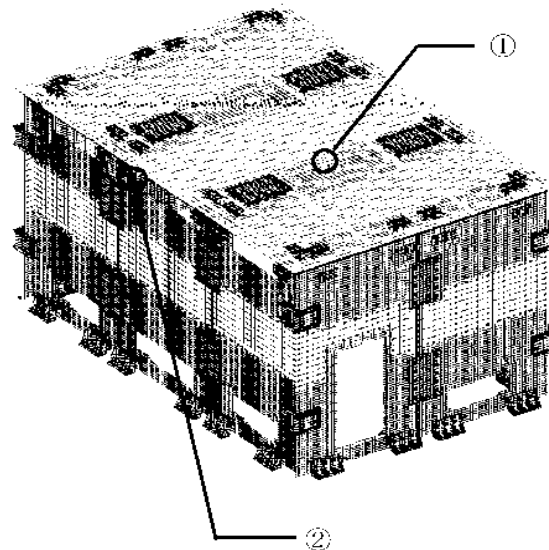


図 1.2-3 応力評価箇所

応力評価箇所名称

- ① 天板パネル
- ② 側板パネル

② 荷重条件

コンクリートモジュールの強度評価においては建築基準法施行令第82条より表1.2-2の荷重組合せに基づき評価を行う。なお、地震時の荷重に関しては2.3(1)にて別途評価を行っており、基準地震動 S_s において倒壊しないことを確認している。また、積雪時、暴風時の荷重は地震時の荷重に包絡されることから、ここでは常時の荷重のみ評価する。

A. 固定荷重

固定荷重は、鉄筋コンクリートで 24kN/m^3 、鋼材で 77kN/m^3 とし算定する。また、コンクリートの厚さは 200mm とする。仕上げは 0N/m^2 とする。

B. 積載荷重

積載荷重は 0 N/m^2 とする。

C. 積雪荷重

建築基準法施行令第86条、平成12年建設省告示第1455号、福島県建築基準法施行細則より設定する。

D. 風圧力

コンクリートモジュールに作用する風圧力は、建築基準法施行令第87条及び平成12年建設省告示第1454号により算定する。

表 1.2-2 荷重組合せ

力の種類	荷重及び外力について想定する状態	本設計
長期に生ずる力	常時	$G + P$
短期に生ずる力	積雪時※1	$G + P + S$
	暴風時※1	$G + P + W$
	地震時※2	$G + P + K$

ただし、 G ：固定荷重、 P ：積載荷重、 S ：積雪荷重、 W ：風圧力によって生ずる力、 K ：地震力

※1 積雪荷重と風圧力の荷重の組合せに関する構造強度の評価は、2.3(1)の耐震性の評価に包絡される。

※2 地震時の荷重の組合せに関する評価は、2.3(1)の耐震性の評価にて行う。

③ 応力評価

A. 天板パネル① (図 1.2-4 参照)

天板 PC 板 $t = 200$, 鉄筋: SD295A ($L\sigma t = 195 \text{ N/mm}^2$)

D10@200 (長辺方向 上筋, 短辺方向 上下筋) D10: 断面積 $A = 71 \text{ mm}^2$

D13@200 (長辺方向 下筋) D13: 断面積 $A = 127 \text{ mm}^2$

$d = 150\text{mm}$, $j = 131\text{mm}$

長期許容曲げモーメント (鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より)

$$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$$

$\Rightarrow f_t = \frac{M_a}{a_t \cdot j}$ f_t を σ_t , M_a を M_d に置き換え, 鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 8270 Nmm/mm $\rightarrow 1\text{m}$ 辺りに換算すると $M_d = 8.27\text{kNm}$

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{8.27 \times 10^6}{127 \times 5 \times 131} = 99.5 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_t / \sigma_t = 195 / 99.5 = 1.96 > 1.0 \cdots \text{OK}$$

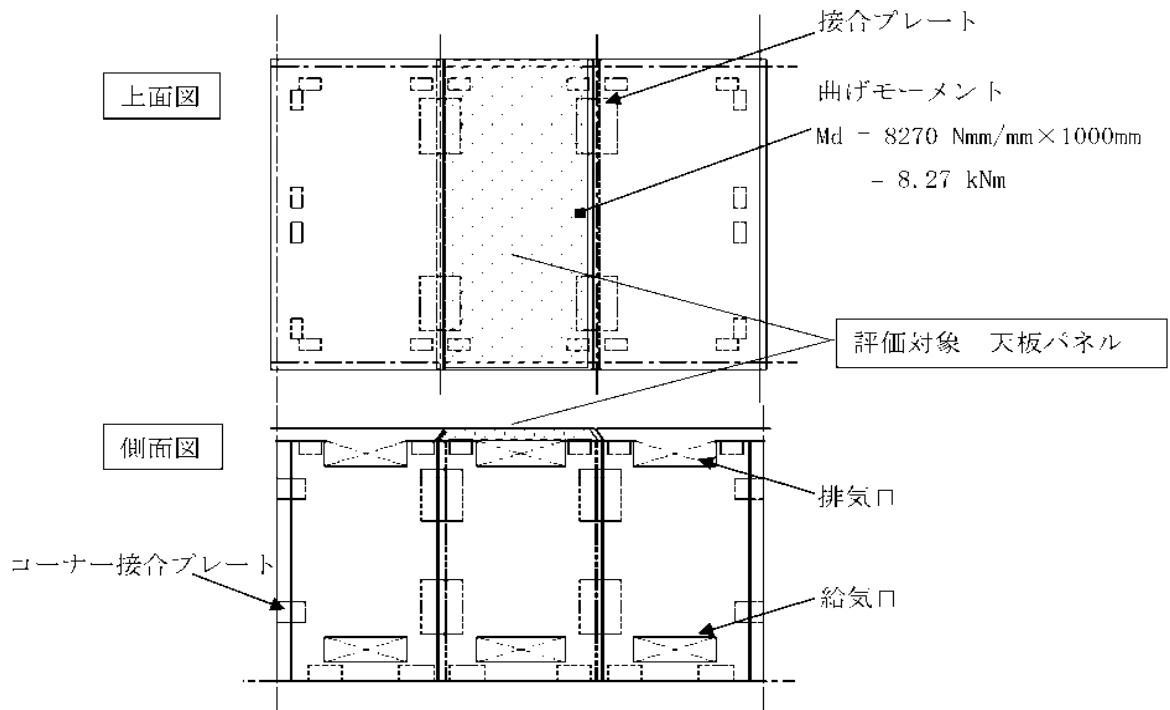


図 1.2-4 天板パネル

B. 側板パネル(②) (図 1.2-5 参照)

側板 PC 版 $t = 200$, 鉄筋: SD295A ($f_t = 195 \text{ N/mm}^2$)

D10@200 (縦筋・横筋, 内外共) D10: 断面積 $A = 71 \text{ mm}^2$

D13 (開口部及び外周部の補強筋) D13: 断面積 $A = 127 \text{ mm}^2$

$d = 150\text{mm}$, $j = 131\text{mm}$

長期許容曲げモーメント (鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より)

$$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$$

$\Rightarrow f_t = \frac{M_a}{a_t \cdot j}$ f_t を σ_t , M_a を M_d に置き換え, 鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント $7374 \text{ Nmm/mm} \rightarrow 500\text{mm}$ 辺りに換算すると $M_d = 3.69 \text{ kNm}$

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{3.69 \times 10^6}{(127 + 71 + 127) \times 131} = 86.7 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_t / \sigma_t = 195 / 86.7 = 2.25 > 1.0 \dots \text{OK}$$

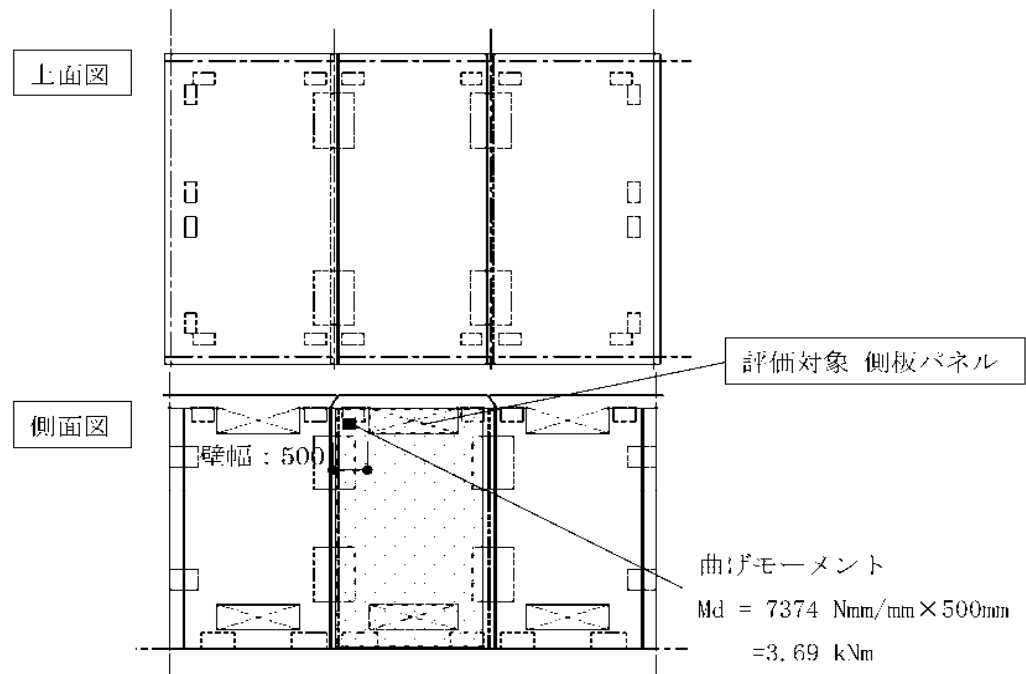


図 1.2-5 側板パネル

④ 評価結果

評価結果を表 1.2-3 に示す。

表 1.2-3 評価結果 (N/mm²)

	項目	計算値	許容値	評価結果
①	天板パネル	99.5	195	OK
②	側板パネル	86.7	195	OK

以上よりコンクリートモジュールは建築基準法に基づく規定を満たしている。

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュール

1) 評価方針

本設備で使用する輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールが、建築基準法に基づく規定を満たしていることを確認する。

2) 輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールの構成

コンクリートモジュールの概略図を図 1.2-6 に示す。

コンクリートモジュールは長辺側板 3 枚、短辺側板 2 枚、天板 3 枚のコンクリート製パネルで構成されている。それぞれのパネルは金物とボルトにより連結されている。

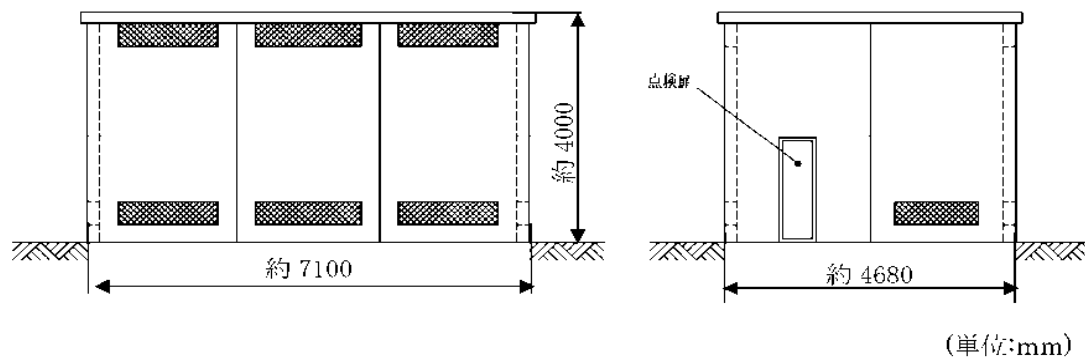


図 1.2-6 コンクリートモジュール概略図

3) 解析モデル

許容応力度設計及び各荷重に対する検討には 3 次元 FEM モデルを採用し、解析コードとして NASTRAN を用いる。

FEM モデルとして、コンクリートモジュールの PC 板（側板及び大板）及び接合部の金物は板厚一様な平板要素でモデル化する。PC 板と金物の接合部はボルト位置で同一変位とし、基礎とベースプレートの接合部はアンカーボルト位置で拘束する。解析モデルを図 1.2-7 に示す。

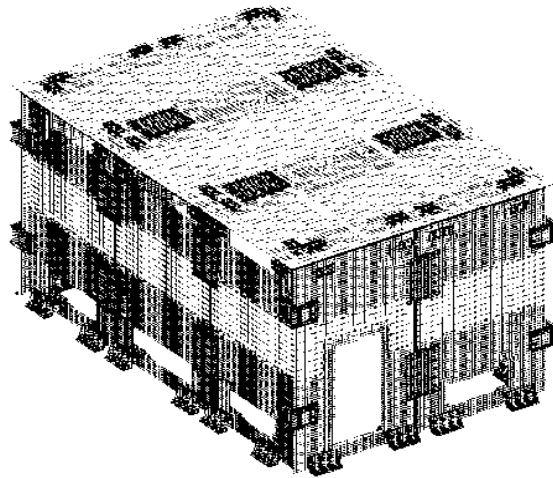


図 1.2-7 コンクリートモジュールの解析モデル

4) 許容応力度

許容応力度を以下のように定める。材料の許容応力度は建築基準法・同施行令に定める値とし、表 1.2-4 に示す。

表 1.2-4 鉄筋の許容応力度 (N/mm²)

種類	長期		短期	
	引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295A 及び B	195	195	295	295

5) 応力計算

① 応力評価点

応力評価点は SRSS 法により求められる各部材応力の中から最大応力となる部材を抽出して評価を行う。評価箇所は図 1.2-8 に示す箇所とする。

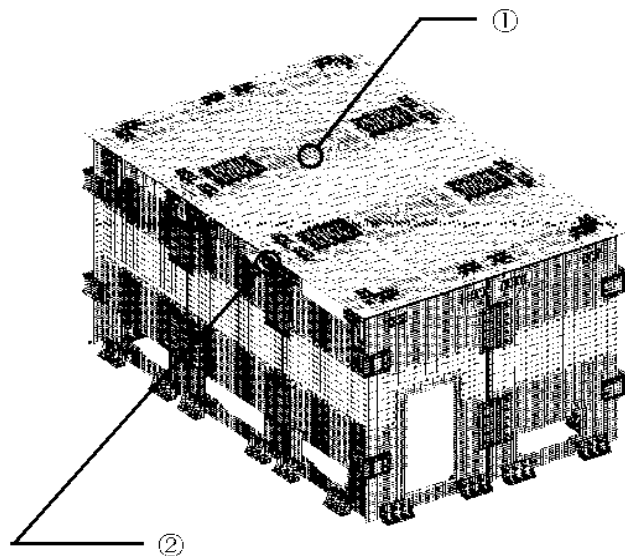


図 1.2-8 応力評価箇所

応力評価箇所名称

- ① 天板パネル
- ② 側板パネル

② 荷重条件

コンクリートモジュールの強度評価においては建築基準法施行令第82条より表1.2-5の荷重組合せに基づき評価を行う。なお、地震時の荷重に関しては2.3(2)にて別途評価を行っており、基準地震動 S_s において倒壊しないことを確認している。また、積雪時、暴風時の荷重は地震時の荷重に包絡されることから、ここでは常時の荷重のみ評価する。

A. 固定荷重

固定荷重は、鉄筋コンクリートで 24kN/m^3 、鋼材で 77kN/m^3 とし算定する。また、コンクリートの厚さは 200mm とする。仕上げは 0N/m^2 とする。

B. 積載荷重

積載荷重は 0 N/m^2 とする。

C. 積雪荷重

建築基準法施行令第86条、平成12年建設省告示第1455号、福島県建築基準法施行細則より設定する。

D. 風圧力

コンクリートモジュールに作用する風圧力は、建築基準法施行令第87条及び平成12年建設省告示第1454号により算定する。

表 1.2-5 荷重組合せ

力の種類	荷重及び外力について想定する状態	本設計
長期に生ずる力	常時	$G + P$
短期に生ずる力	積雪時※1	$G + P + S$
	暴風時※1	$G + P + W$
	地震時※2	$G + P + K$

ただし、 G ：固定荷重、 P ：積載荷重、 S ：積雪荷重、 W ：風圧力によって生ずる力、 K ：地震力

※1 積雪荷重と風圧力の荷重の組合せに関する構造強度の評価は、2.3(2)の耐震性の評価に包絡される。

※2 地震時の荷重の組合せに関する評価は、2.3(2)の耐震性の評価にて行う。

③ 応力評価

A. 天板パネル① (図 1.2-9 参照)

天板 PC 板 $t = 200$, 鉄筋: SD295A ($L\sigma t = 195 \text{ N/mm}^2$)

D10@200 (長辺方向 上筋, 短辺方向 上下筋) D10: 断面積 $A = 71 \text{ mm}^2$

D13@200 (長辺方向 下筋) D13: 断面積 $A = 127 \text{ mm}^2$

$d = 150\text{mm}$, $j = 131\text{mm}$

長期許容曲げモーメント (鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より)

$$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$$

$\Rightarrow f_t = \frac{M_a}{a_t \cdot j}$ f_t を σ_t , M_a を M_d に置き換え, 鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 8118Nmm/mm \rightarrow 1m 辺りに換算すると $M_d = 8.12\text{kNm}$

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{8.12 \times 10^6}{127 \times 5 \times 131} = 97.7 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_t / \sigma_t = 195 / 97.7 = 2.00 > 1.0 \cdots \text{OK}$$

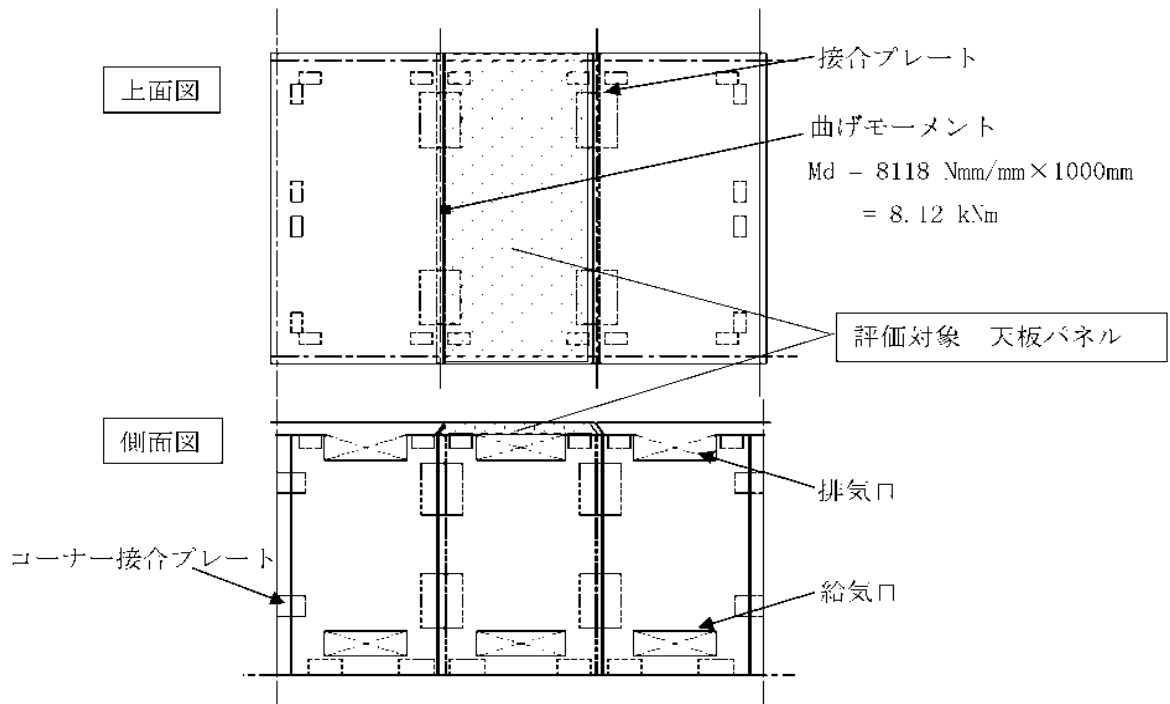


図 1.2-9 天板パネル

B. 側板パネル(②) (図 1.2-10 参照)

側板 PC 版 $t = 200$, 鉄筋 : SD295A ($f_t = 195 \text{ N/mm}^2$)

D10@200 (縦筋・横筋, 内外共) D10 : 断面積 $A = 71 \text{ mm}^2$

D13 (開口部及び外周部の補強筋) D13 : 断面積 $A = 127 \text{ mm}^2$

$d = 150\text{mm}$, $j = 131\text{mm}$

長期許容曲げモーメント (鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より)

$$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$$

$$\Rightarrow f_t = \frac{M_a}{a_t \cdot j} \quad f_t \text{ を } \sigma_t, M_a \text{ を } M_d \text{ に置き換え, 鉄筋の引張応力度を算定する。}$$

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント $7151 \text{ Nmm/mm} \rightarrow 500\text{mm}$ 辺りに換算すると $M_d = 3.58 \text{ kNm}$

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{3.58 \times 10^6}{(127 + 71 + 127) \times 131} = 84.1 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_t / \sigma_t = 195 / 84.1 = 2.32 > 1.0 \dots \text{OK}$$

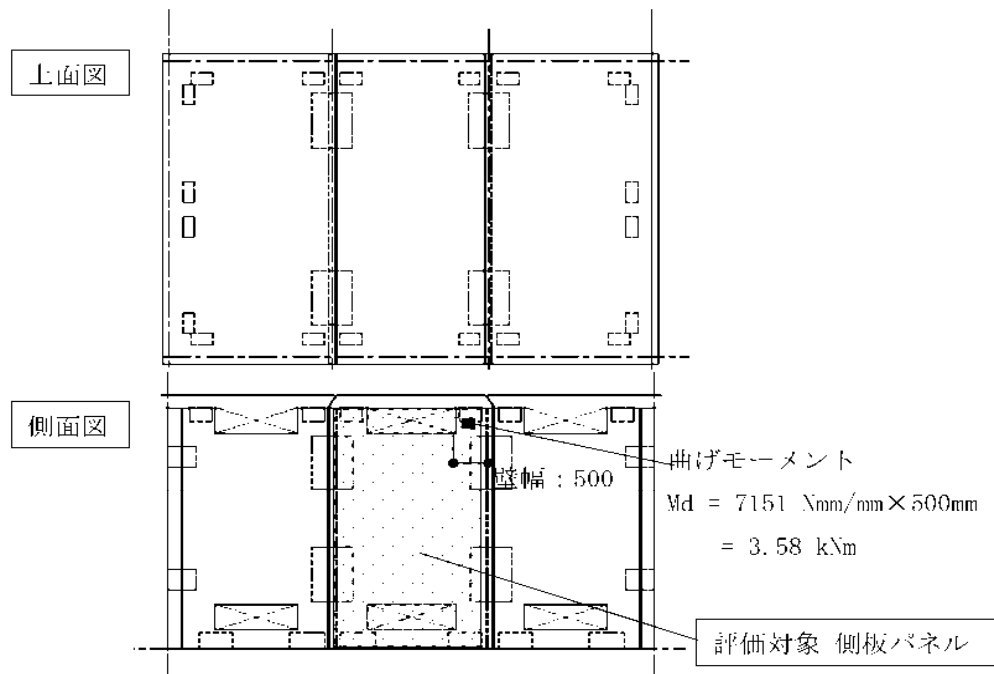


図 1.2-10 側板パネル

④ 評価結果

評価結果を表 1.2-6 に示す。

表 1.2-6 評価結果 (N/mm²)

	項目	計算値	許容値	評価結果
①	天板パネル	97.7	195	OK
②	側板パネル	84.1	195	OK

以上よりコンクリートモジュールは建築基準法に基づく規定を満たしている。

1.3 クレーンの構造強度

(1) 評価方針

本設備で使用するクレーンの構造強度がクレーン構造規格(平成7年12月26日 労働省告示第134号)に基づく規定を満たしていることを確認する。

(2) 構造強度評価の概要

評価対象とするクレーンの主要仕様を表 1.3-1 に、概要図を図 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 クレーンの仕様

項 目	仕様
型 式	門形クレーン
主巻定格	150ton
補巻定格	20ton
スパン	19m

構造強度評価においては以下の荷重に関して考慮する。

垂直動荷重: 定格荷重に吊具の質量を加えた荷重がクレーンに作用することによって生じる力。

垂直静荷重: クレーンを構成する部分のうち、垂直動荷重に含まれない部分の質量によって生じる力。

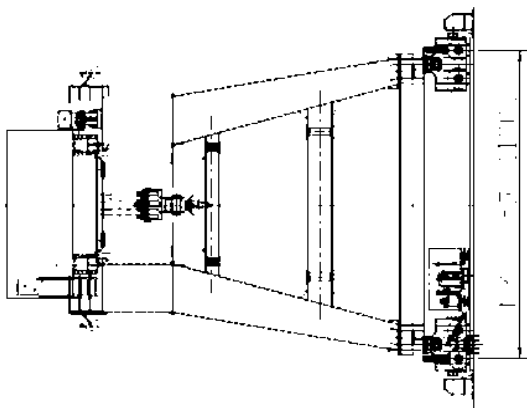
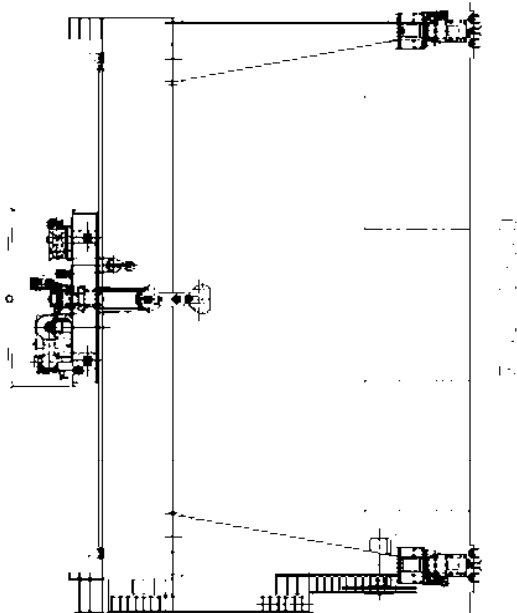
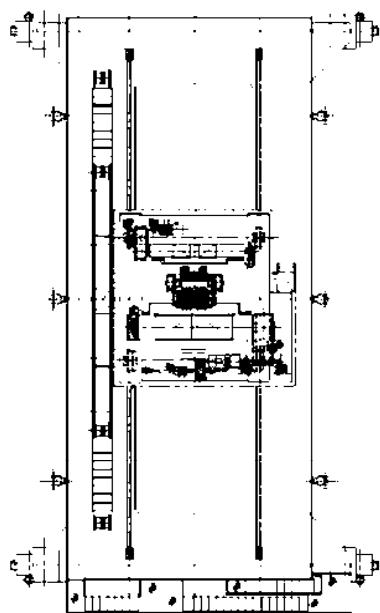
水平動荷重: クレーンの走行、横行、若しくは旋回に伴う慣性力、又は遠心力によって生じる力。

熱荷重: 温度変化により部材の伸縮が妨げられることによって生ずる力。当該クレーンは熱伸縮を拘束する構造でないため、熱荷重は生じない。

風荷重: クレーンが風を受けることにより生ずる力。

地震荷重: 垂直静荷重の二十パーセントに相当する水平荷重。

衝突荷重: クレーンが緩衝装置に衝突したときに生ずる力。



(単位:mm)

図 1.3-1 クレーン全体図

(3) クレーン各部の応力評価

1) 評価対象部位の形状

評価対象箇所を図 1.3-2 に示す。また評価対象部位の形状を図 1.3-3, 4 に示す。

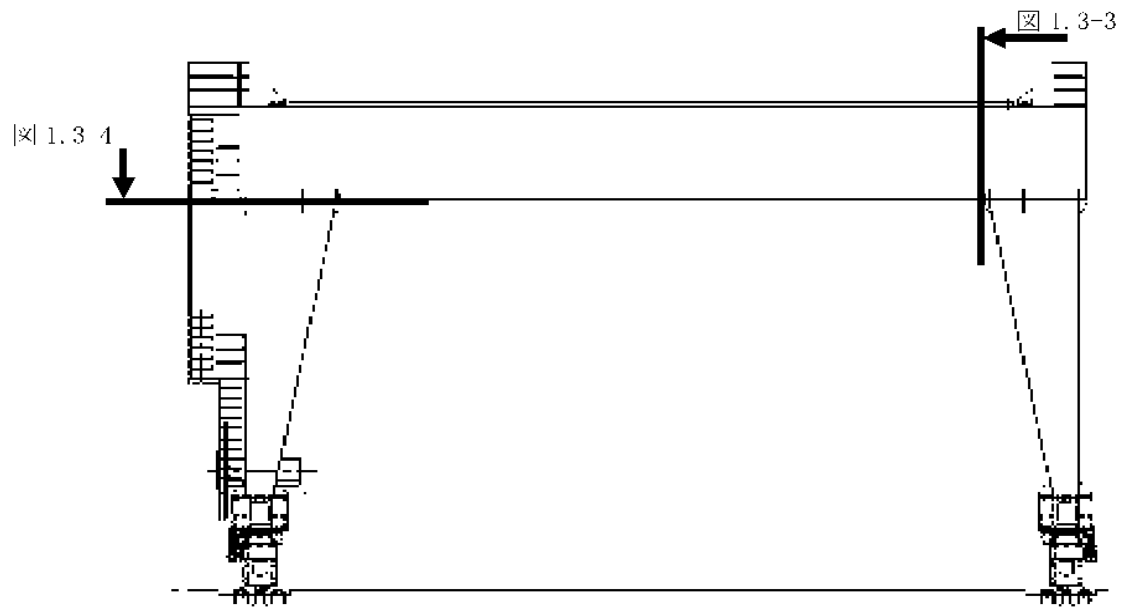


図 1.3 2 応力評価対象箇所

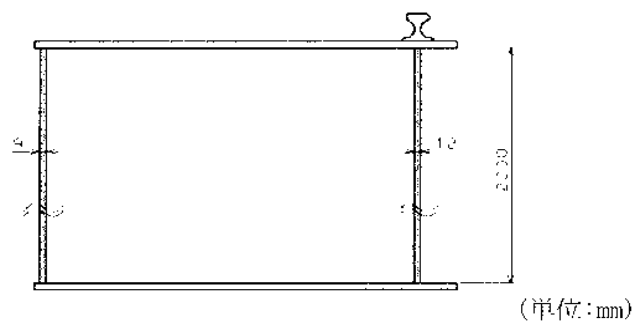


図 1.3-3 本体ガーダ端部

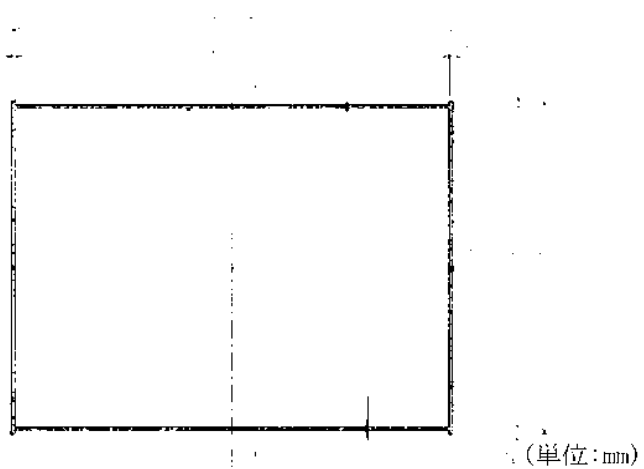


図 1.3-4 剛脚上部

2) 発生応力と許容応力

クレーン構造規格に基づき算出したクレーン各部に発生する応力と許容応力の比較を表 1.3-2 に示す。

表 1.3-2 クレーン各部応力の評価結果

	材料	応力の組合せ ^{注1)}	算出応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	評価結果
本体ガード 下部	SM490A	構造規格第 11 条 1 項第 1 号	69	182	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 2 号	70	209	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 3 号	62	236	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 4 号	58	236	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 5 号	28	236	O. K.
本体ガード 上部	SM490A	構造規格第 11 条 1 項第 1 号	66	158	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 2 号	67	181	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 3 号	59	205	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 4 号	55	205	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 5 号	27	205	O. K.
剛脚	SS400	構造規格第 11 条 1 項第 1 号	15	127	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 2 号	16	146	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 3 号	14	165	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 4 号	11	165	O. K.
		構造規格第 11 条 1 項第 5 号	12	165	O. K.

注 1：構造規格における応力の組合せは以下の通り。

第 1 号：衝撃係数及び作業係数を乗じた垂直動荷重，作業係数を乗じた垂直静荷重，作業係数を乗じた水平動荷重並びに熱荷重の組合せ

第 2 号：衝撃係数及び作業係数を乗じた垂直動荷重，作業係数を乗じた垂直静荷重，作業係数を乗じた水平動荷重，熱荷重並びにクレーンの作動時における風荷重の組合せ

第 3 号：垂直動荷重，垂直静荷重，熱荷重及び地震荷重の組合せ

第 4 号：垂直動荷重，垂直静荷重，熱荷重及び衝突荷重の組合せ

第 5 号：垂直静荷重，熱荷重及びクレーンの停止時における風荷重の組合せ

(4) 評価結果

以上から当該クレーンの構造強度はクレーン構造規格に基づく規定を満たしている。

1.4 コンクリート基礎の構造強度

(1) 評価方針

長期及び短期荷重時のコンクリート基礎に対する要求性能は、キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに、これを固定する固定ボルトの引抜き力が許容引抜き力を下回ること、及び、基礎の傾斜が許容傾斜量を下回ることである。ここでは、コンクリート基礎の構造強度評価を行い、基礎が要求性能を有していることを確認する。

評価の方法は、長期及び短期荷重時に対する梁モデルによる構造計算を行い、コンクリート基礎の応力度の照査、地盤改良体強度の照査、地盤の支持力度の照査を行うこととする。

(2) 評価方法の概要

1) 構造図面

図 1.4-1～図 1.4-4 にキヤスク配置図、基礎構造図及び地盤改良断面図を示す。

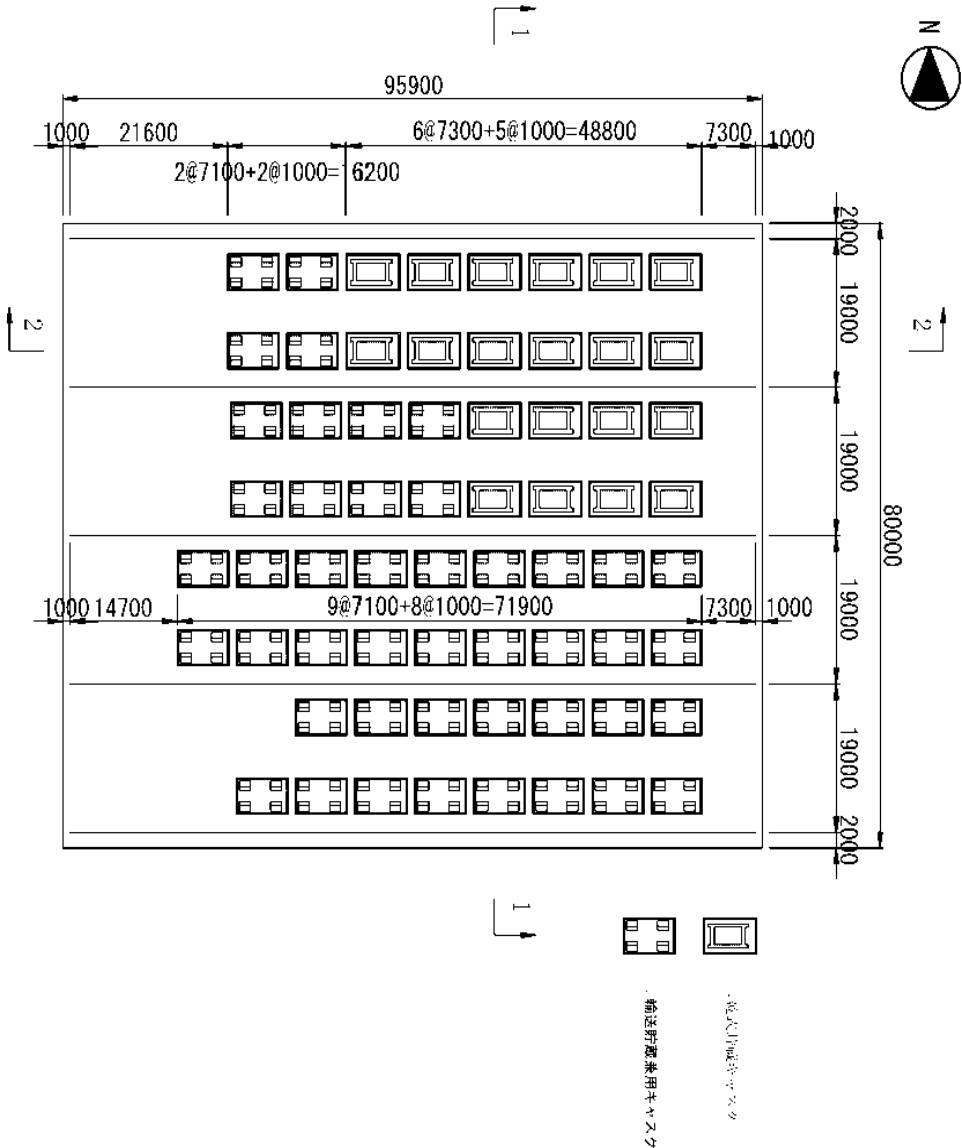


図 1.4-1 キヤスク配置図 (単位: mm)

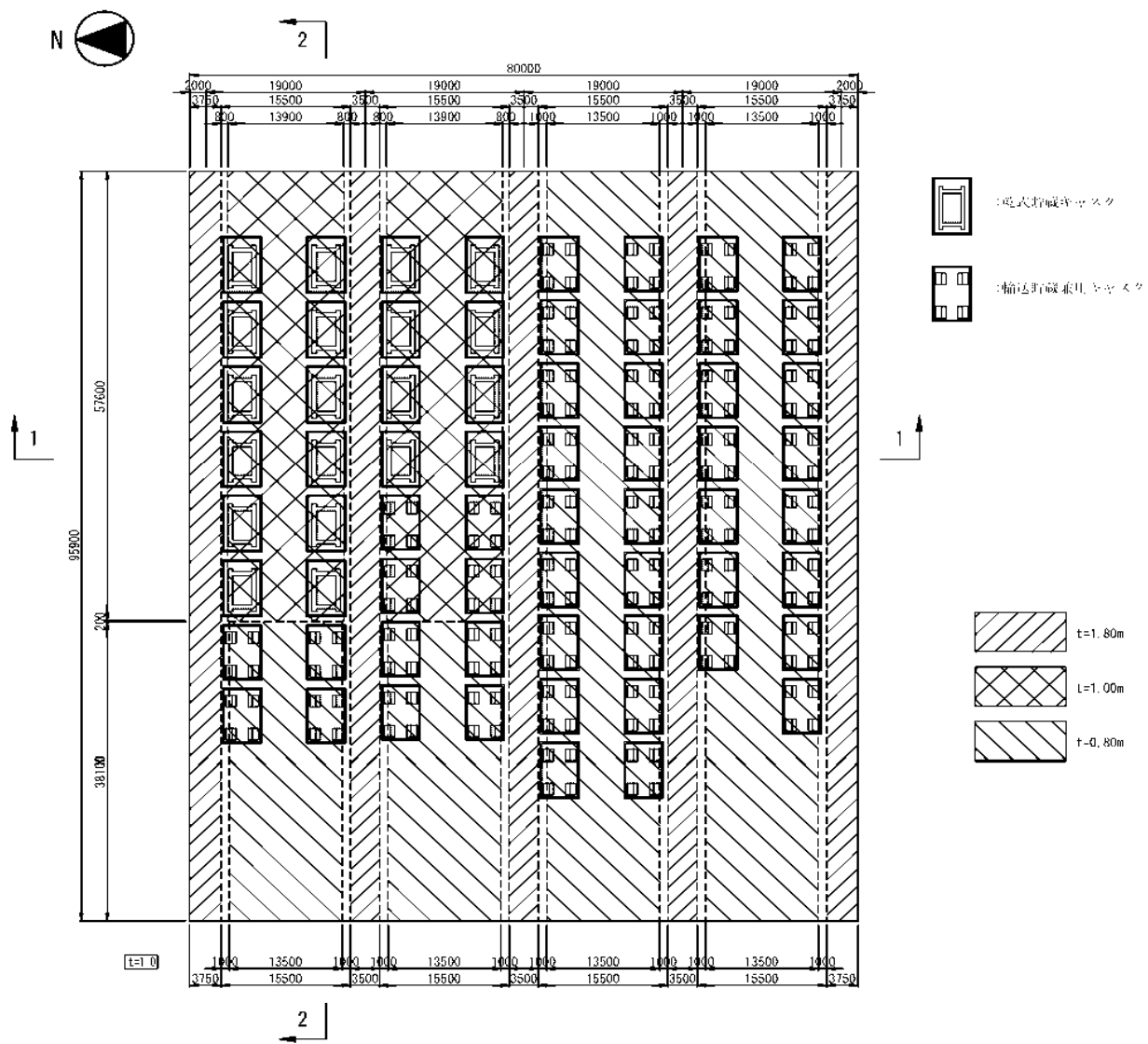


图 1.4-2 基礎平面図 (単位: mm)

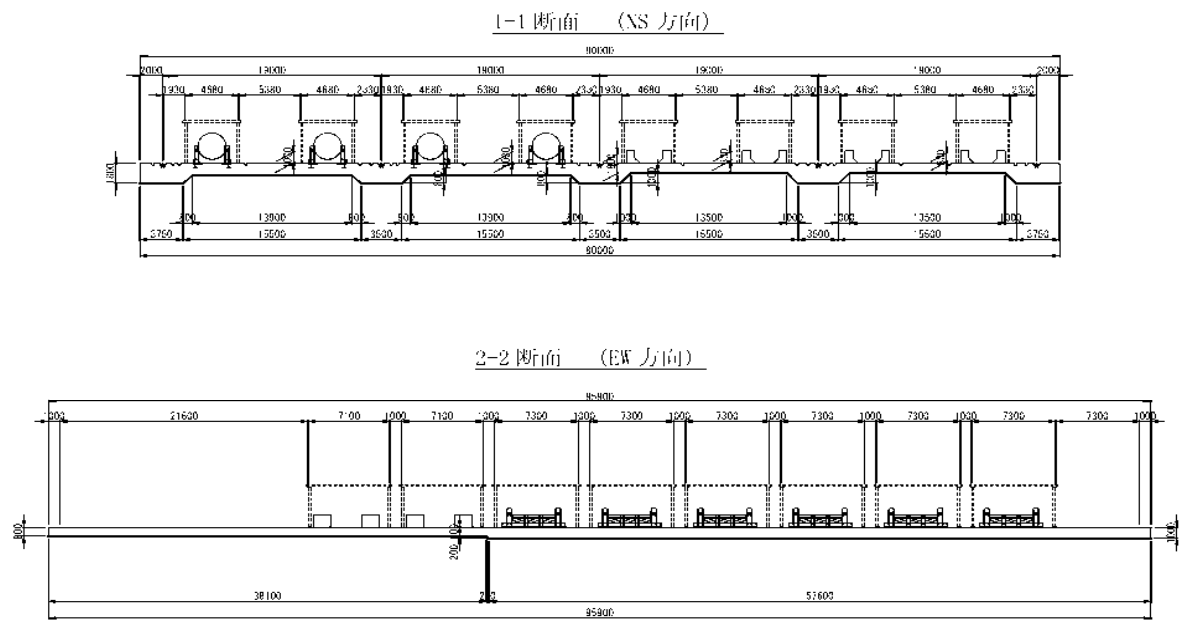


图 1.4-3 基礎断面图 (单位: mm)

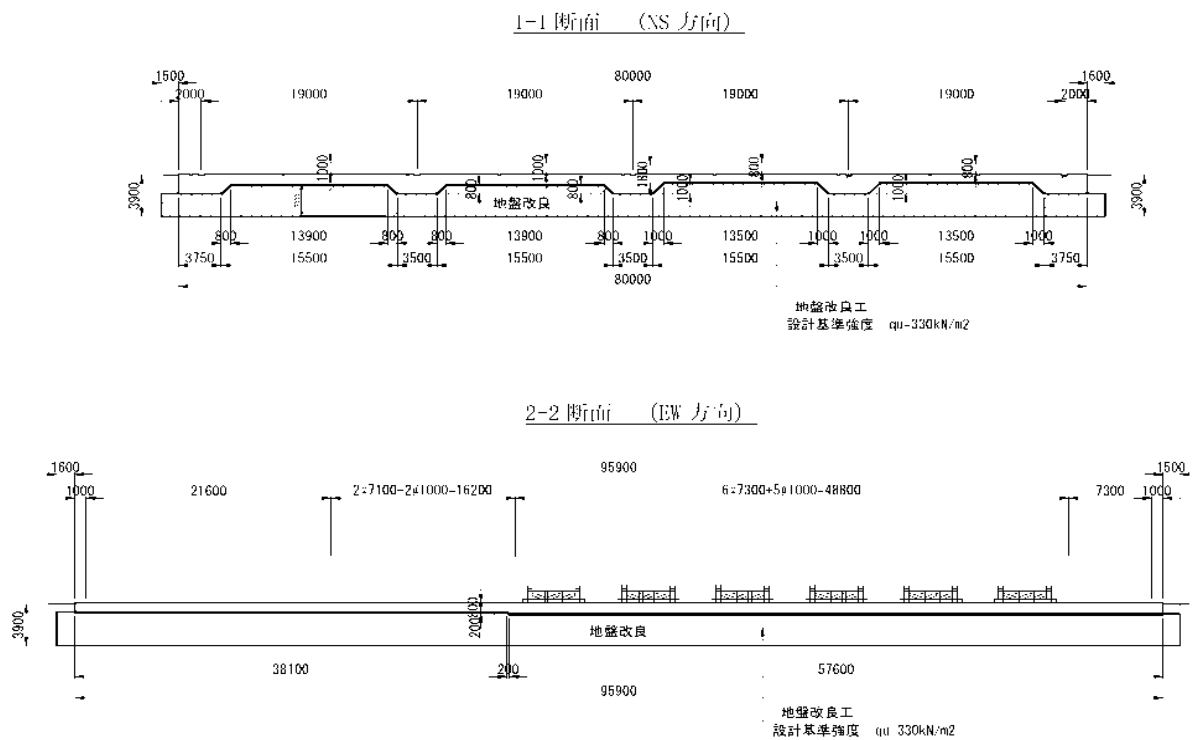


图 1.4-4 地盤改良断面图 (单位: mm)

2) 検討フロー

コンクリート基礎の構造強度の検討フローを図 1.4-5 に示す。

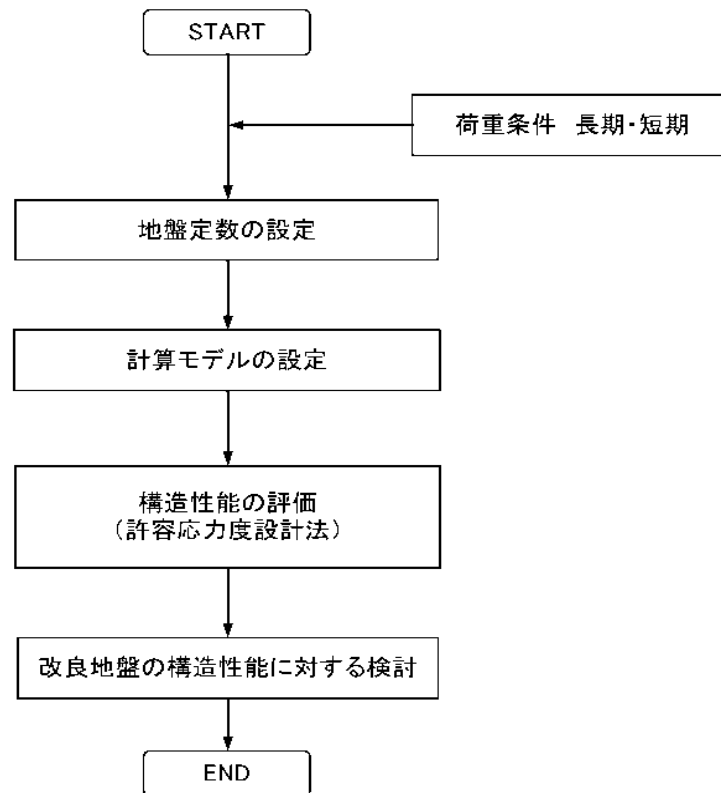


図 1.4-5 キヤスク仮保管設備コンクリート基礎の構造強度の検討フロー

3) 準拠規準

コンクリート基礎の検討は、以下の法規及び規準類に準拠して行う。

- ① 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008 (社) 日本電気協会
- ② 乾式キャスクを用いる使用済み燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程
JEAC4616-2009 (社) 日本電気協会
- ③ コンクリート標準示方書 設計編 (2007) (社) 土木学会
- ④ コンクリート標準示方書 構造性能照査編 (2002) (社) 土木学会
- ⑤ 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震設計に関する安全性照査マニュアル (1992)
(社) 土木学会
- ⑥ 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル (2005)
(社) 土木学会
- ⑦ 道路橋示方書・同解説 I 共通編 IV 下部構造編 (社) 日本道路協会 (平成 14 年)
- ⑧ 道路橋示方書・同解説 I 共通編 V 耐震設計編 (社) 日本道路協会 (平成 14 年)

4) 評価方法

構造強度の評価方法を表 1.4-1 に示す。

表 1.4-1 構造強度の評価方法

評価対象	評価方法	準拠規準
鉄筋コンクリート	コンクリート及び鉄筋の発生応力度が許容応力度を下回ることを確認する。	④
改良地盤	改良地盤に作用する地盤反力度、せん断応力度が、改良地盤の許容圧縮応力度、許容せん断応力度を下回ることを確認する。	②
支持地盤	改良体下面に作用する地盤反力度が、許容地盤反力度を下回ることを確認する。	②及び⑦
基礎の沈下	クレーンレール部基礎の沈下に伴うレールの傾斜が許容値を下回ることを確認する。	—

5) 使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び設計強度を表 1.4-2 及び表 1.4-3 に示す。

表 1.4-2 コンクリートの材料定数、許容応力度及び鉄筋の許容応力度

コンクリートの材料定数

	記号	単位	
ヤング係数	E	(N/mm ²)	2.50 × 10 ⁴
単位体積重量	γ	(kN/m ³)	24.0

コンクリートの許容応力度

	記号	単位	長期	短期
設計基準強度	σ _{ck}	(N/mm ²)	24.00	
許容圧縮応力度	σ _{ca}	(N/mm ²)	9.00	13.50
許容せん断応力度	τ _{a1}	(N/mm ²)	0.450	0.675

鉄筋の許容応力度

	記号	単位	長期	短期
鋼材の種類			SD345	
許容引張応力度	σ _{sa}	(N/mm ²)	196	294
鉄筋径			D13～D32	

表 1.4-3 改良地盤、支持地盤の物性値、許容応力度並びにクレーンレールの許容傾斜量

改良地盤の物性値、許容応力度

	記号	単位	長期	短期
変形係数	E	(kN/m ²)	32900	
許容圧縮応力度	f _{sc}	(kN/m ²)	110	220
許容せん断応力度	f _{ss}	(kN/m ²)	22	44

支持地盤の許容支持力度

	記号	単位	長期	短期
許容支持力度	q _a	(kN/m ²)	666	531

クレーンの許容傾斜量

	記号	単位	長期	短期
許容傾斜量	i	—	1/800	—

※「鋼構造設計規程—許容応力度設計法—、2005 改定、(社)日本建築学会」より

(3) 本設備の設計荷重とコンクリート基礎のモデル化

1) 設計荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重 (VL)

コンクリート基礎自重による鉛直方向の荷重で、基礎及びペデスタルの鉛直荷重を対象とする。表 1.4-4 に鉛直荷重を示す。

表 1.4-4 鉛直荷重

		奥行き方向幅 (m)	部材高 (m)	鉛直荷重 (kN/m)
レール支持梁(EW方向)	レール部スラブ	3.50	1.80	151
NS方向スラブ	レール部スラブ	8.30	1.80	359
	キャスク部スラブ	8.30	1.00	199
	キャスク部スラブ	8.30	0.80	159
	ペデスタル	1.50 × 0.72 × 1.185		70
EW方向スラブ	キャスク部スラブ	5.17	1.00	132
	キャスク部スラブ	5.17	0.80	111
	ペデスタル	1.50 × 0.72 × 1.185		70

注) ペデスタルの鉛直荷重は2脚当りを示す。

・クレーン荷重 (CL)

クレーンによる荷重を表 1.4-5 に示す。

表 1.4-5 クレーン荷重

(1輪当り)								
	状態	フック寄り	走行車輪荷重					
			走行給電側			反走行給電側		
			鉛直方向	横行方向	走行方向	鉛直方向	横行方向	走行方向
			(UD方向)	(NS方向)	(EW方向)	(UD方向)	(NS方向)	(EW方向)
			(kN)	(kN)	(kN)	(kN)	(kN)	(kN)
長期	定格荷重(150t)	走行給電側	622	62	93	262	26	39
短期	定格荷重(150t)	走行給電側	743	86	86	142	17	17

注) 基礎天端の荷重を示す。

・キャスク荷重(CAL)

キャスクによる荷重を表 1.4-6 に示す。

表 1.4-6 キャスク荷重

貯蔵キャスク			1基当たり	
	項目	単位	長期	短期
NS方向	鉛直力	(kN)	1280	1280
	水平力	(kN)	0	307
	モーメント	(kN・m)	0	453
EW方向	鉛直力	(kN)	1280	1280
	水平力	(kN)	0	307
	モーメント	(kN・m)	88	540

輸送貯蔵兼用キャスク			1脚当たり	
			長期	短期
NS方向	鉛直力	(kN)	320	320
	水平力	(kN)	0	154
	モーメント	(kN・m)	105	105
EW方向	鉛直力	(kN)	320	320
	水平力	(kN)	0	148
	モーメント	(kN・m)	0	69

・モジュール荷重(MJL)

モジュールによる荷重を表 1.4-7 に示す。

表 1.4-7 モジュール荷重

貯蔵キャスク			1基当たり	
	記号	単位	NS方向	EW方向
長期	V	(kN)	576	576
	H	(kN)	0	0
短期	V	(kN)	576	576
	H	(kN)	-138	138

輸送貯蔵兼用キャスク			1基当たり	
	記号	単位	NS方向	EW方向
長期	V	(kN)	565	566
	H	(kN)	0	0
短期	V	(kN)	565	565
	H	(kN)	-136	136

・地震荷重(K)

コンクリート基礎の短期荷重における設計震度は、一般産業施設（原子力施設の耐震設計上の重要度分類におけるCクラス相当）として、準拠規準①より以下の値とする。

$$K_{II}=0.3$$

なお、鉛直震度は考慮しない。

〔参考〕 準拠規準①より抜粋

5.3.1 設計用地震力

屋外重要土木構造物に用いる設計用地震力は、以下に示す2つの地震力とする。

① 構造物の基本設計に用いる静的地震力

屋外重要土木構造物の基本設計に用いる静的水平地震力は、以下に示す設計水平震度（ K_H ）によることを原則とする。

表 5.3.1-1 設計震度

地 盤 の 種 類	K_H
原子炉建屋基礎地盤とはほぼ同等の地盤	0.2
原子炉建屋基礎地盤より軟弱で震度の増幅が予想される地盤	0.3

② 構造物の詳細設計に用いる地震動

屋外重要土木構造物の詳細設計に用いる地震動は、基準地震動 S_s （水平方向地震動及び鉛直方向地震動）に基づくものとする。

・風荷重(WL)

コンクリート基礎に対しては、風荷重は考慮しない（コンクリート基礎が扁平な形状であり大部分が地中構造物のため）。

・積雪荷重 (SL)

短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時の検討は省略する。

2) コンクリート基礎のモデル化

コンクリート基礎は梁バネモデルにより解析する。検討モデルは荷重と基礎形状の特性により、表 1.4-8 に示す 3 タイプについてモデル化する。

表 1.4-8 検討タイプ

検討タイプ	考慮する設備荷重	形状特性
レール支持梁(EW方向)	クレーン	幅3.5m、厚1.8mの一定形状
NS方向基礎	キャスク、クレーン、モジュール	厚1.8m、1.0m、0.8m
EW方向基礎	キャスク、モジュール	厚1.0m、0.8m

3 タイプの検討位置を図 1.4-6 に、解析モデルを表 1.4-9 に示す。

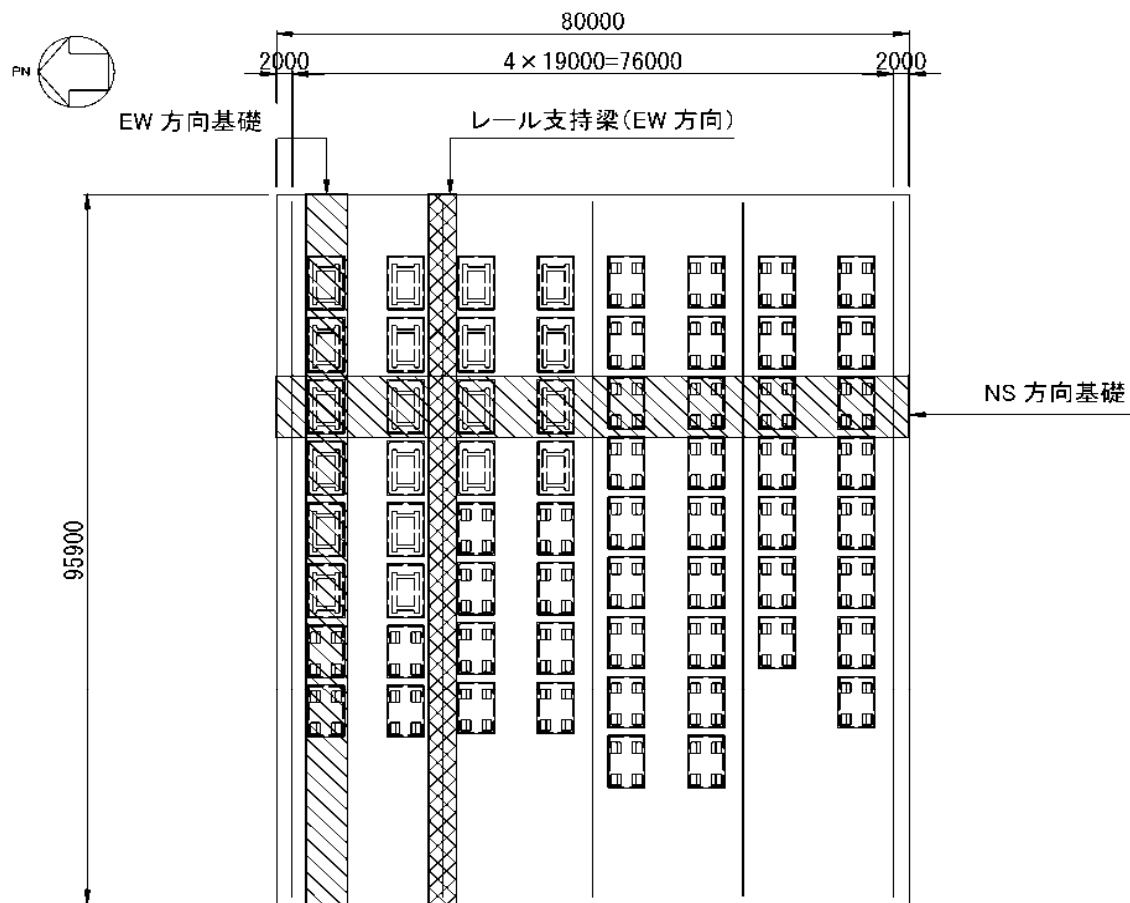
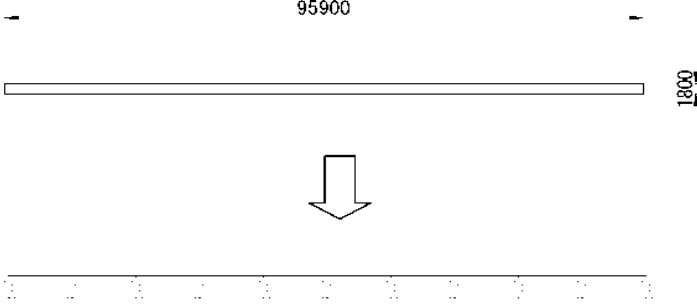
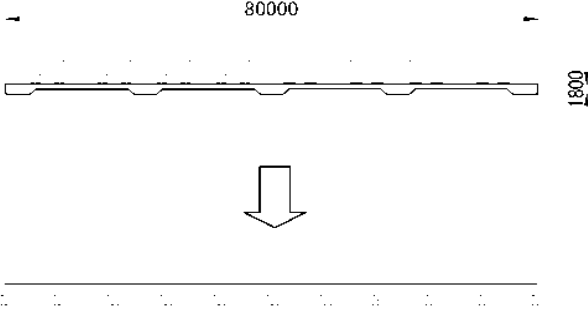
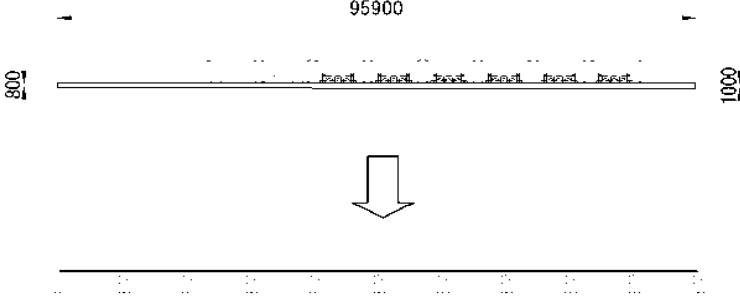


図 1.4 6 検討モデル (単位: mm)

表 1.4-9 検討タイプの形状とモデル図

レール支持梁	
N S 方向基礎	
E W 方向基礎	

(単位:mm)

3) 荷重の組合せ

荷重組合せを表 1.4-10 に示す。

表 1.4-10 コンクリート基礎の荷重組合せ

レール支持梁(EW方向)

想定する状態	許容応力度	荷重組合せ内容
常時	長期	VL+CL
地震時	短期	VL+CL+K(EW)

NS方向基礎

想定する状態	許容応力度	荷重組合せ内容
常時	長期	VL+CL+CAL+MJL
地震時	短期	VL+CL+CAL+MJL+K(NS)

EW方向基礎

想定する状態	許容応力度	荷重組合せ内容
常時	長期	VL+CAL+MJL
地震時	短期	VL+CAL+MJL+K(EW)

4) クレーン及びキャスク・モジュールの載荷ケース

載荷ケース別のクレーン及びキャスク・モジュールの載荷位置を表 1.4-11～1.4-14 に示す。

表 1.4-11 クレーンの載荷位置 (レール支持梁 (EW 方向))

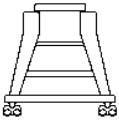
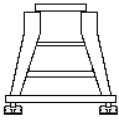
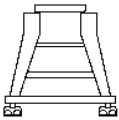
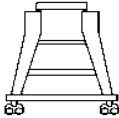
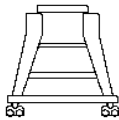
クレーン 1	
クレーン 2	
クレーン 3	
クレーン 4	
クレーン 5	

表 1.4-12 クレーンの載荷位置 (NS 方向基礎)




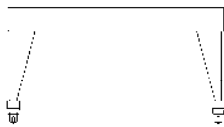
クレーン 1	
クレーン 2	
クレーン 3	
クレーン 4	

表 1.4-13 キャスク及びモジュールの載荷位置 (NS 方向基礎)



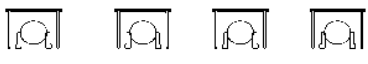


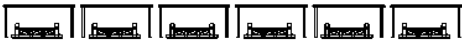
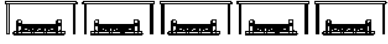
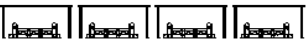



キャスク・モジュール 1	<div style="text-align: center;"> <div style="border: 1px solid black; display: inline-block; padding: 2px 10px;">乾式貯蔵キャスク</div> <div style="margin-left: 20px;">輸送貯蔵兼用キャスク</div> </div> 
キャスク・モジュール 2	
キャスク・モジュール 3	
キャスク・モジュール 4	
キャスク・モジュール 5	

表 1.4-14 キャスク及びモジュールの載荷位置 (EW 方向基礎)

モジュール 1	
モジュール 2	
モジュール 3	
モジュール 4	
モジュール 5	
モジュール 6	
モジュール 7	

5) 荷ケースの組合せ

クレーン及びキャスク・モジュールの荷ケースの組合せを表 1.4-15～表 1.4-17 に示す。

表 1.4-15 荷ケースの組合せ（レール支持梁（EW 方向））

	組合せケース	クレーン	キャスク・モジュール
長期	ケース 1	クレーン 1	-
	ケース 2	クレーン 2	-
	ケース 3	クレーン 3	-
	ケース 4	クレーン 4	-
	ケース 5	クレーン 5	-
短期	ケース 6	クレーン 1	-
	ケース 7	クレーン 2	-
	ケース 8	クレーン 3	-
	ケース 9	クレーン 4	-
	ケース 10	クレーン 5	-

表 1.4-16 荷ケースの組合せ（NS 方向基礎）

	組合せケース	クレーン	キャスク・モジュール	
長期	ケース 1	クレーン 1	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
	ケース 2		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 3		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 4		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 5		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
	ケース 6	クレーン 2	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
	ケース 7		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 8		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 9		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 10		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
	ケース 11	クレーン 3	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
	ケース 12		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 13		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 14		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 15		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
	ケース 16	クレーン 4	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
	ケース 17		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 18		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 19		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 20		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
短期	ケース 21	クレーン 1	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
	ケース 22		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 23		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 24		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 25		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
	ケース 26	クレーン 2	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
	ケース 27		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 28		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 29		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 30		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
	ケース 31	クレーン 3	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
	ケース 32		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 33		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 34		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 35		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
	ケース 36	クレーン 4	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
	ケース 37		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 38		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 39		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 40		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし

表 1.4-17 載荷ケースの組合せ（EW 方向基礎）

	組合せケース	クレーン	キャスク・モジュール	
長期	ケース 1	-	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 6 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 2	-	キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 6 基
	ケース 3	-	キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 5 基
	ケース 4	-	キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 5	-	キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスク 3 基
	ケース 6	-	キャスク・モジュール 6	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 7	-	キャスク・モジュール 7	乾式貯蔵キャスク 1 基
短期	ケース 8	-	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 6 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
	ケース 9	-	キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 6 基
	ケース 10	-	キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 5 基
	ケース 11	-	キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 4 基
	ケース 12	-	キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスク 3 基
	ケース 13	-	キャスク・モジュール 6	乾式貯蔵キャスク 2 基
	ケース 14	-	キャスク・モジュール 7	乾式貯蔵キャスク 1 基

6) 設計断面力

検討タイプ別に、全ての組合せケースの最大値（負の値は最小値）を抽出し、設計断面力とする。

7) 荷重図

代表例として、検討タイプ別に下側鉄筋の決定ケースとなった組合せケースの荷重図を図 1.4-7～図 1.4-9 に示す。

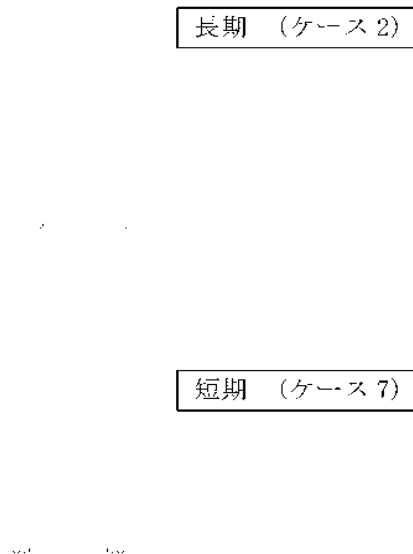
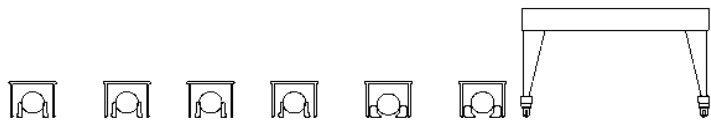


図 1.4-7 荷重図（レール支持梁（EW 方向））

長期（ケース 17）



短期（ケース 37）

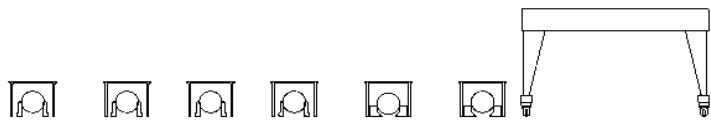


図 1.4-8 荷重図（NS 方向基礎）

長期（ケース 7）



短期（ケース 8）



図 1.4-9 荷重図（EW 方向基礎）

(4) 構造強度の評価

構造強度の評価は次式に示すように応力度が許容応力度を下回ることを確認する。

曲げ応力度の照査

$$\sigma_c \leq \sigma_{ca}$$

$$\sigma_s \leq \sigma_{sa}$$

ここに、

σ_c : コンクリートの曲げ圧縮応力度 (N/mm²)

σ_{ca} : コンクリートの許容曲げ圧縮応力度 (N/mm²)

σ_s : 鉄筋の引張応力度 (N/mm²)

σ_{sa} : 鉄筋の許容引張応力度 (N/mm²)

せん断応力度の照査

$$\tau \leq \tau_a$$

ここに、

τ : コンクリートのせん断応力度 (N/mm²)

τ_a : コンクリートの許容せん断応力度 (N/mm²)

断面検討結果を表 1.4-18～表 1.4-20 に示す。

断面検討の結果、応力度が許容応力度以下であることを確認した。

表 1. 4-18 断面検討結果（レール支持梁（EW 方向））

項目			記号	単位	レール支持梁
部材	部材幅		b	(mm)	3500
	部材高		h	(mm)	1800
鉄筋	1段目	位置	d	(mm)	525
		鉄筋			D25
		本数		(本)	24. 00
	2段目	鉄筋量	As	(cm ²)	121. 61
		位置	d	(mm)	866
		鉄筋			D25
		本数		(本)	6. 00
	3段目	鉄筋量	As	(cm ²)	30. 40
		位置	d	(mm)	1658
		鉄筋			D32
	せん断	本数		(本)	24. 00
		鉄筋量	As	(cm ²)	190. 61
		鉄筋			D22
	せん断	ピッチ		(mm)	—
		鉄筋本数		(本)	4.000
		配置間隔	S _s	(mm)	450

	引張鉄筋	項目	記号	単位	長期	短期
設計断面力	上側	決定ケース			ケース5	ケース10
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	-1838	-1409
		軸力	Nd	(kN)	-142	-131
		せん断力	Vd	(kN)	7	9
	下側	決定ケース			ケース2	ケース7
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	3175	2777
		軸力	Nd	(kN)	47	43
		せん断力	Vd	(kN)	169	162
	せん断力最大	決定ケース			ケース2	ケース8
		せん断力	Vd	(kN)	748	814

引張鉄筋	項目		記号	単位	長期	短期
上側	コンクリート	圧縮応力度	σ_c	(N/mm ²)	2.43	1.87
		許容圧縮応力度	σ_{ca}	(N/mm ²)	9.00	13.50
		$\sigma_c / \sigma_{ca} \leq 1.0$		0.27	0.14	
		判定		OK	OK	
	鉄筋	引張応力度	σ_s	(N/mm ²)	123	95
		許容引張応力度	σ_{sa}	(N/mm ²)	196	294
		$\sigma_s / \sigma_{sa} \leq 1.0$		0.63	0.32	
		判定		OK	OK	
下側	コンクリート	圧縮応力度	σ_c	(N/mm ²)	3.10	2.71
		許容圧縮応力度	σ_{ca}	(N/mm ²)	9.00	13.50
		$\sigma_c / \sigma_{ca} \leq 1.0$		0.34	0.20	
		判定		OK	OK	
	鉄筋	引張応力度	σ_s	(N/mm ²)	109	95
		許容引張応力度	σ_{sa}	(N/mm ²)	196	294
		$\sigma_s / \sigma_{sa} \leq 1.0$		0.56	0.32	
		判定		OK	OK	
せん断		引張応力度	τ	(N/mm ²)	0.147	0.160
		許容引張応力度	τ_a	(N/mm ²)	0.450	0.675
		$\tau / \tau_a \leq 1.0$		0.33	0.24	
		判定		OK	OK	

貯蔵キャスク

輸送貯蔵兼用キャスク

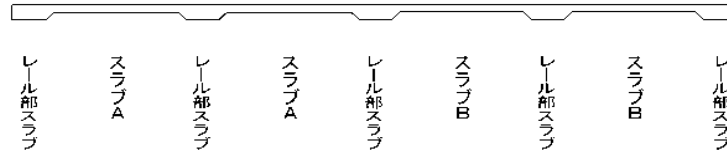


図 1.4-10 NS 方向基礎検討位置図

表 1.4-19 断面検討結果 (NS 方向基礎)

項目			記号	単位	レール部スラブ	スラブA	スラブB
部材	部材幅		b	(mm)	4380	7280	5760
	部材高		h	(mm)	1650	850	650
鉄筋	1段目 ※	位置	d	(mm)	350	350	100
		鉄筋 本数		(本)	D25	D25	D25
		鉄筋量	As	(cm ²)	58.000 293.88	48.000 243.22	38.000 192.55
	2段目	位置	d	(mm)	1540	740	540
		鉄筋 本数		(本)	D32 D25	D25	D32
		鉄筋量	As	(cm ²)	29.000 230.32	48.000 243.22	38.000 301.80
	せん断	鉄筋 ピッチ		(mm)	D16 600	D16 600	D16 600
		鉄筋本数		(本)	13.833	13.833	13.833
配置間隔		S _s	(mm)	900	600	600	

	引張鉄筋	項目	記号	単位	長期			短期		
					レール部スラブ	スラブA	スラブB	レール部スラブ	スラブA	スラブB
設計断面力	上側	決定ケース	Md	(kN・m)	ケース 5	ケース 7	ケース 11	ケース 34	ケース 27	ケース 31
		曲げモーメント			-934	-1501	-1338	-187	-1388	-1070
		軸力	Nd	(kN)	-116	-56	-16	-695	-466	-117
	下側	決定ケース	Md	(kN・m)	ケース 18	ケース 13	ケース 17	ケース 34	ケース 33	ケース 37
		曲げモーメント			3570	2622	2471	3573	2216	1931
		軸力	Nd	(kN)	128	80	119	-391	-516	-486
	せん断力最大	決定ケース	Vd	(kN)	633	406	988	752	1151	1016
		せん断力								
		せん断力	Vd	(kN)	913	1167	1047	926	1151	1053

引張鉄筋位置	項目	記号	単位	長期			短期			
				レール部スラブ	スラブA	スラブB	レール部スラブ	スラブA	スラブB	
上側	コンクリート	圧縮応力度	σc	(N/mm^2)	0.73	4.74	4.30	0.00	4.50	3.43
		許容圧縮応力度	σca	(N/mm^2)	9.00	9.00	9.00	13.50	13.50	13.50
		$\sigma c / \sigma ca \leq 1.0$		0.08	0.53	0.48	0.00	0.33	0.25	
		判定		OK	OK	OK	OK	OK	OK	
	鉄筋	引張応力度	σs	(N/mm^2)	29	144	145	39	146	119
		許容引張応力度	σsa	(N/mm^2)	196	196	196	294	294	294
$\sigma s / \sigma sa \leq 1.0$			0.15	0.73	0.74	0.13	0.50	0.40		
判定			OK	OK	OK	OK	OK	OK		
下側	コンクリート	圧縮応力度	σc	(N/mm^2)	2.86	4.98	7.21	2.68	4.17	5.53
		許容圧縮応力度	σca	(N/mm^2)	9.00	9.00	9.00	13.50	13.50	13.50
		$\sigma c / \sigma ca \leq 1.0$		0.32	0.55	0.80	0.20	0.31	0.41	
		判定		OK	OK	OK	OK	OK	OK	
	鉄筋	引張応力度	σs	(N/mm^2)	106	149	174	119	136	146
		許容引張応力度	σsa	(N/mm^2)	196	196	196	294	294	294
$\sigma s / \sigma sa \leq 1.0$			0.54	0.76	0.89	0.40	0.46	0.50		
判定			OK	OK	OK	OK	OK	OK		
せん断	せん断応力度	τ	(N/mm^2)	0.082	0.217	0.267	0.083	0.214	0.268	
		許容せん断応力度	τa	(N/mm^2)	0.450	0.450	0.450	0.675	0.675	0.675
	$\tau / \tau a \leq 1.0$		0.18	0.48	0.59	0.12	0.32	0.40		
		判定		OK	OK	OK	OK	OK	OK	

※ 1 段目の鉄筋量は長期上引張が最も厳しくなる部材における値を示す

スラブC

スラブD

図 1.4-11 EW 方向基礎検討位置図

表 1.4-20 断面検討結果 (EW 方向基礎)

項目			記号	単位	スラブC	スラブD
部材	部材幅		b	(mm)	4 003	4 504
	部材高		h	(mm)	800	1000
鉄筋	1段目	位置	d	(mm)	275	525
		鉄筋			D25	D25
		本数		(本)	24.000	30.000
		鉄筋量	As	(cm ²)	121.61	152.01
	2段目	位置	d	(mm)	661	866
		鉄筋			D25	D22
		本数		(本)	26.000	30.000
		鉄筋量	As	(cm ²)	131.74	116.13
	せん断	鉄筋			D16	D16
		ピッチ		(mm)	600	600
		鉄筋本数 配置間隔	S _s	(mm)	8.617 600	8.617 600

	引張鉄筋	項目	記号	単位	長期		短期	
					スラブC	スラブD	スラブC	スラブD
					ケース 1	ケース 5	ケース 9	ケース 11
設計断面力	上側	決定ケース	Md	(kN・m)	-730	-1000	-453	-674
		曲げモーメント						
		軸力	Nd	(kN)	0	0	-979	-947
	下側	決定ケース	Vd	(kN)	5	2	13	4
		せん断力						
		決定ケース	Md	(kN・m)	907	1930	927	1524
	せん断力最大	曲げモーメント	Nd	(kN)	3	2	-562	-100
		軸力	Vd	(kN)	468	39	450	5
		せん断力						
	せん断力最大	決定ケース	Vd	(kN)	619	564	685	474
		せん断力						
		せん断力						

引張鉄筋位置	項目	記号	単位	長期		短期		
				スラブC	スラブD	スラブC	スラブD	
上側	コンクリート	圧縮応力度	σ_c	(N/mm ²)	4.19	5.85	2.88	4.92
		許容圧縮応力度	σ_{ca}	(N/mm ²)	9.00	9.00	13.50	13.50
		$\sigma_c / \sigma_{ca} \leq 1.0$		0.47	0.65	0.21	0.36	
	鉄筋	判定		OK	OK	OK	OK	
		引張応力度	σ_s	(N/mm ²)	130	160	136	171
		許容引張応力度	σ_{sa}	(N/mm ²)	196	196	294	294
下側	コンクリート	$\sigma_s / \sigma_{sa} \leq 1.0$		0.66	0.82	0.46	0.58	
		判定		OK	OK	OK	OK	
		圧縮応力度	σ_c	(N/mm ²)	3.75	4.88	3.79	3.85
	鉄筋	許容圧縮応力度	σ_{ca}	(N/mm ²)	9.00	9.00	13.50	13.50
		$\sigma_c / \sigma_{ca} \leq 1.0$		0.42	0.54	0.28	0.29	
		判定		OK	OK	OK	OK	
せん断	せん断	引張応力度	σ_s	(N/mm ²)	113	163	135	131
		許容引張応力度	σ_{sa}	(N/mm ²)	196	196	294	294
		$\sigma_s / \sigma_{sa} \leq 1.0$		0.58	0.83	0.46	0.45	
	せん断	判定		OK	OK	OK	OK	
		せん断応力度	τ	(N/mm ²)	0.207	0.144	0.229	0.121
		許容せん断応力度	τ_a	(N/mm ²)	0.450	0.450	0.675	0.675
$\tau / \tau_a \leq 1.0$		0.46	0.32	0.34	0.18			
判定		OK	OK	OK	OK			

(5) 改良地盤の構造強度に対する検討

1) 検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し、長期及び短期荷重により発生する荷重に対して許容応力度を満足することを確認する。

改良地盤の許容応力度は、改良地盤の設計圧縮強度、圧縮応力度及びせん断応力度に対する安全率に基づき設定する。

支持地盤の許容支持力度は、支持地盤の極限支持力度に対する安全率に基づき設定する。

2) 検討モデル

改良地盤の範囲は、コンクリート基礎下面から O. P. +35.80m までである。図 1.4-12 に地盤改良平面図、図 1.4-13 に 1-1 断面を示す。

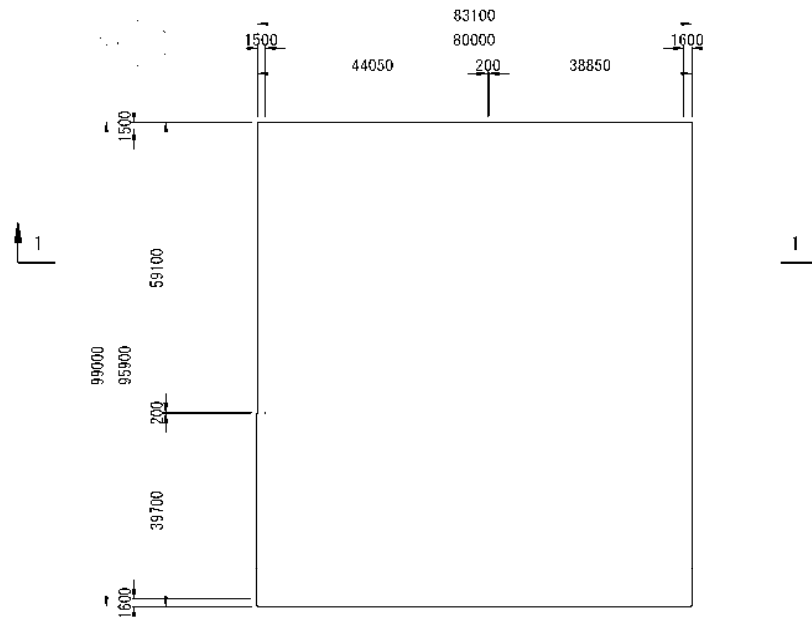


図 1.4-12 地盤改良平面図 (単位: mm)

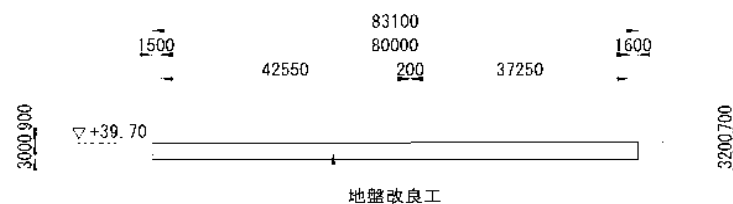


図 1.4-13 1-1 断面 (単位: mm)

3) 改良地盤に生じる地盤反力度に対する検討

改良地盤に生じる地盤反力度に対する検討は、改良地盤に発生する最大地盤反力度（梁バネモデルにより算出するバネ反力度）が改良地盤の許容圧縮応力度を下回ることを確認する。

$$q_{\max} \leq f_{sc}$$

ここに、

q_{\max} : 最大地盤反力度 (kN/m²)

f_{sc} : 改良地盤の許容圧縮応力度 (kN/m²)

長期 ${}_L f_{sc} = 110$ (kN/m²)

短期 ${}_S f_{sc} = 220$ (kN/m²)

安全率の検討結果を表 1.4-21 に示す。検討結果より改良地盤に発生する最大地盤反力度が改良地盤の許容圧縮応力度を下回ることを確認した。

表 1.4-21 改良地盤の地盤反力度に対する検討結果
(基礎下面)

		最大地盤反力度 q_{\max} (kN/m ²)	改良地盤の 許容圧縮応力度 ${}_L f_{sc}, {}_S f_{sc}$ (kN/m ²)	検定値 $q_{\max} / f_{sc} \leq 1.0$	判定
レール支持梁	長期	104	110	0.95 < 1.0	OK
	短期	119	220	0.54 < 1.0	OK
NS方向スラブ	長期	84	110	0.76 < 1.0	OK
	短期	97	220	0.44 < 1.0	OK
EW方向スラブ	長期	72	110	0.65 < 1.0	OK
	短期	72	220	0.33 < 1.0	OK

4) 改良地盤に生じるせん断応力に対する検討

改良地盤に生じるせん断応力に対する検討は、改良地盤に発生する最大せん断応力度が許容せん断応力度を下回ることを確認する。

$$\tau_{\max} \leq f_{ss}$$

$$\tau_{\max} = \kappa \cdot \tau$$

$$f_{ss} = 1/5 \cdot f_{sc}$$

ここに、

τ_{\max} : 最大せん断応力度 (kN/m²)

f_{ss} : 改良地盤の許容せん断応力度 (kN/m²)

κ : 形状係数 ($\kappa = 1.2$)

τ : 平均せん断応力度 (kN/m²)

f_{sc} : 改良地盤の許容圧縮応力度 (kN/m²)

長期 ${}_L f_{sc} = 110$ (kN/m²)

短期 ${}_S f_{sc} = 220$ (kN/m²)

${}_L f_{ss} = 1/5 \cdot 110 = 22$ (kN/m²)

${}_S f_{ss} = 1/5 \cdot 220 = 44$ (kN/m²)

長期 $\tau = 0.046$ (kN/m²) $\tau_{\max} = 0.046 \times 1.2 = 0.055$ (kN/m²)

短期 $\tau = 12.1$ (kN/m²) $\tau_{\max} = 12.1 \times 1.2 = 14.5$ (kN/m²)

せん断応力度の検討結果を表 1.4-22 に示す。検討結果より改良地盤に発生する最大せん断応力度が許容せん断応力度を下回ることを確認した。

表 1.4-22 改良地盤のせん断応力度に対する検討結果

	最大せん断応力度 τ_{\max} (kN/m ²)	許容せん断応力度 ${}_L f_{ss}, {}_S f_{ss}$ (kN/m ²)	検定値 $\tau_{\max} / f_{ss} \leq 1.0$	判定
長期	0.055	22	0.003 < 1.0	OK
短期	14.5	44	0.33 < 1.0	OK

5) 支持力の検討

改良地盤直下の支持地盤については、改良体下面に作用する設計地盤反力度が許容支持力度を下回ることを確認する。

$$q_{\max} \leq q_a$$

ここに、

q_{\max} : 最大地盤反力度 (kN/m²) 長期 $q_{\max} = 96.7$ (kN/m²)
短期 $q_{\max} = 102.1$ (kN/m²)

q_a : 支持地盤の許容支持力度 (kN/m²) 長期 $q_a = 666$ (kN/m²)
短期 $q_a = 531$ (kN/m²)

支持力の検討結果を表 1.4 23 に示す。検討結果より改良体下面に作用する設計地盤反力度が許容支持力度を下回ることを確認した。

表 1.4 23 支持力に対する検討結果

	設計地盤反力度 q_{\max} (kN)	支持地盤の 許容支持力度 q_a (kN)	検定値 $q_{\max}/q_a \leq 1.0$	判定
長期	96.7	666	0.15 < 1.0	OK
短期	102.1	531	0.19 < 1.0	OK

6) 基礎の沈下に対する検討

レール支持梁において、梁の傾斜量が許容値を下回ることを確認する。傾斜量は梁モデルの隣接格点の沈下差を要素長で除して求める。基礎の沈下の検討結果を表 1.4 24 に示す。検討結果より梁の傾斜量が許容値を下回ることを確認した。

表 1.4 24 基礎の沈下に対する検討結果

	傾斜量	許容傾斜量	判定
長期	1/1031	1/800	OK

2 耐震性

2.1 乾式キャスクの耐震性

(1) 乾式貯蔵キャスク

1) 評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスクは、添付資料-2「評価の基本方針」で記載している既存評価書で確認した設計で製作するもので、既存評価書にてキャスク保管建屋における基準地震動 S_2 に対する耐震性が確認されている。

本設備での保管にあたっては設置場所が異なることから、本設置場所における基準地震動 S_s による地震動に対し、既存評価の結果を用いて余裕率の範囲にあることを確認する。

2) 評価方法

既存評価に基づく乾式貯蔵キャスクの耐震性の評価手順を図 2.1-1 に示す。

評価は既存設計からの耐震安全性評価で用いている応答倍率法を参考に、既存評価書の設計震度と本設置場所での設計震度の応答比を求め、余裕率と比較することで耐震安全性評価を行う。

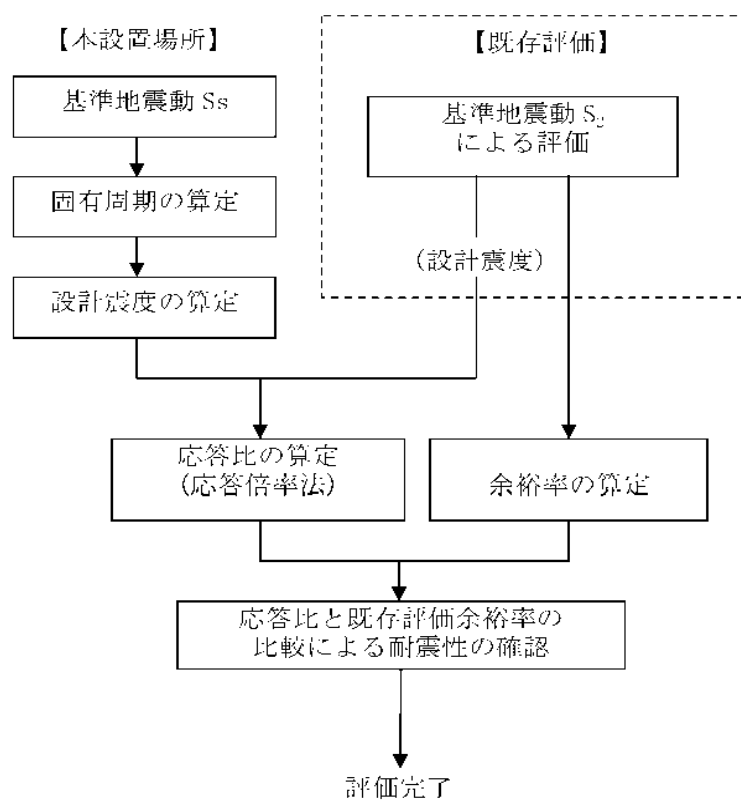


図 2.1-1 乾式貯蔵キャスクの耐震性評価フロー

3) 固有周期の算定

支持架台に設置された乾式貯蔵キャスクの固有周期の算定モデルは、既存評価と同様である。以下に乾式貯蔵キャスクの固有周期についての計算方法及び計算結果を示す。

① 固有周期の計算条件

- A. 乾式貯蔵キャスクは、横置きで支持される。
- B. 乾式貯蔵キャスクの自重（内部を含む）は、4 個のトラニオンを介してキャスク支持架台に固定される。
- C. 二次蓋は二次蓋締付けボルトでキャスク容器に固定される。
- D. キャスク支持架台は固定ボルトで固定具に固定される。固定具は基礎ボルトで基礎に固定される。

概略構造図を図 2.1-2 に示す。なおキャスク容器とは、胴板、底板、一次蓋、一次蓋締付けボルト、貫通孔蓋板及び貫通孔蓋板締付けボルトで構成される。

② 固有周期の計算方法

- A. 設定条件
 - a. 自重及び鉛直方向地震力に対しては、キャスク支持架台の 4 本の脚柱で支える。
 - b. キャスク容器軸方向水平地震力に対しては、キャスク支持架台の 2 本の脚柱で支える。
 - c. キャスク容器軸直角方向水平地震力に対しては、キャスク支持架台の 4 本の脚柱で支える。
- B. 計算モデル及び計算方法
 - a. キャスク容器及びキャスク支持架台をはりでモデル化する。
 - b. キャスク容器のはりは、その質量（内部のバスケット、使用済燃料等を含む）と等価質量となるはり要素を用いる。
 - c. キャスク支持架台の脚柱下部を固定端とする。
 - d. 計算コードとして NASTRAN を用いる。
 - e. 計算モデルは図 2.1-3 とする。なお、計算モデルは既存評価と同様である。

③ 固有周期

固有周期の算定結果を表 2.1-1 に示す。

表 2.1-1 保管時の乾式貯蔵キャスクの固有周期
大型キャスク（単位：s）

方 向	固有周期
キャスク容器軸方向	0.048
キャスク容器軸直角方向	0.045
キャスク容器鉛直方向	0.013

中型キャスク（単位：s）

方 向	固有周期
キャスク容器軸方向	0.043
キャスク容器軸直角方向	0.035
キャスク容器鉛直方向	0.012

計算モデル及び乾式貯蔵キャスク、支持架台の仕様が既存評価書と同じことから、固有周期は、既存評価と同様である。

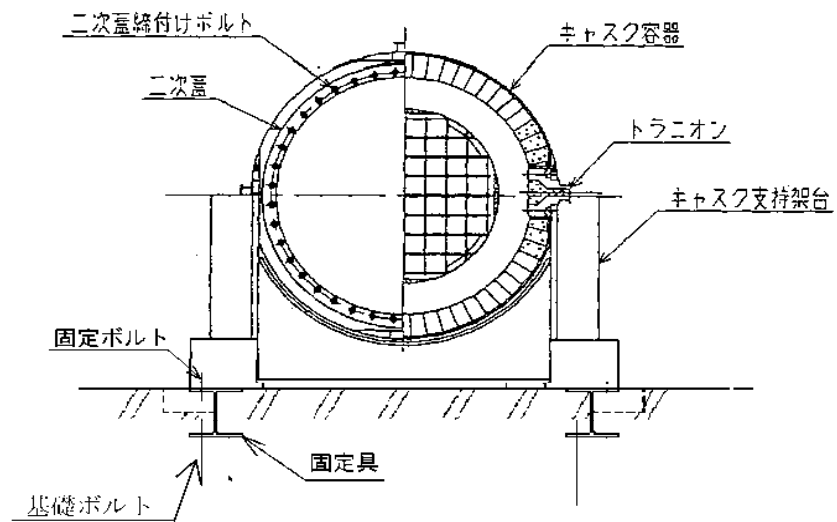
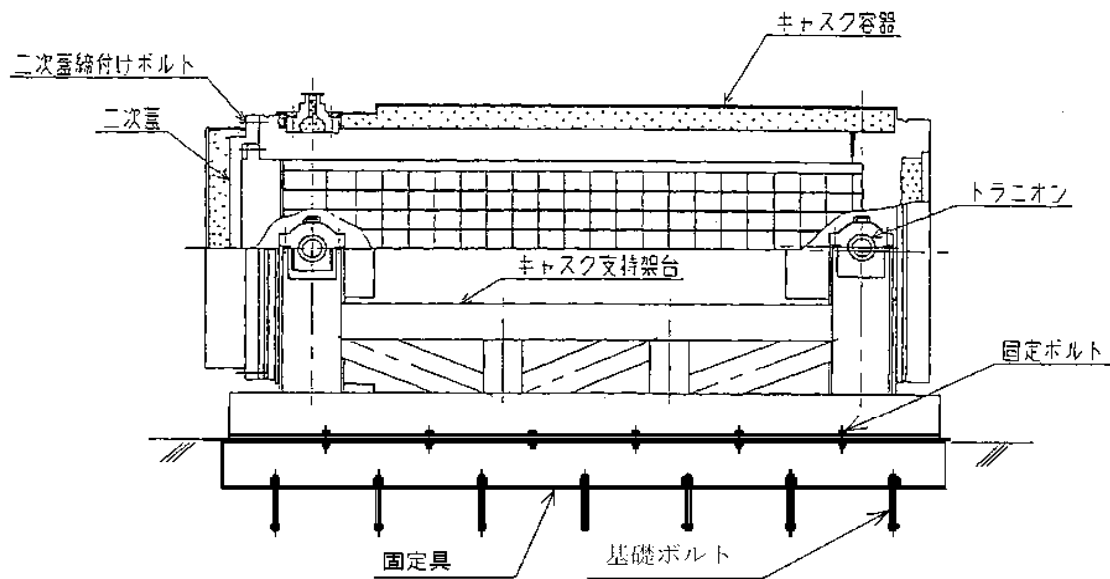
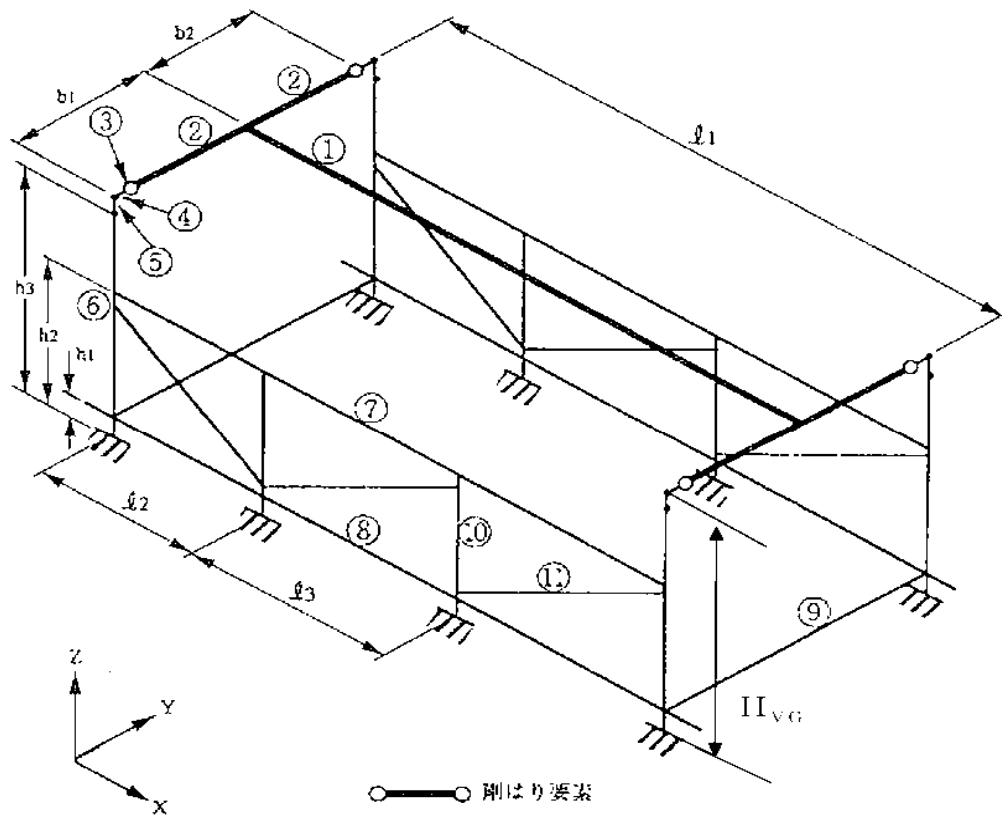


図 2.1-2 乾式貯蔵キャスクの概略構造図



部 材 名 称		部 材 名 称	
①	キャスク容器本体 (等価質量の剛はり要素)	⑥	下 部 脚 柱
②	キャスク容器本体 (剛はり要素, 質量なし)	⑦	上部軸方向水平はり
③	トラニオン取付部	⑧	下部軸方向水平はり
④	ト ラ ニ オ ン	⑨	軸直角方向水平はり
⑤	上 部 脚 柱	⑩	脚柱補強垂直材
		⑪	脚柱補強斜材

(単位:mm)

	h_1	h_2	h_3	b_1	b_2	l_1	l_2	l_3	H_{VG}
大型	200	1000	1380	1301	1007	4250	1480	1290	1600
中型	200	1030	1380	1218	902	4250	1480	1290	1600

図 2.1-3 固有周期解析モデル

4) 本設備での設計震度

「3) 固有周期の算定」で求めた固有周期から、乾式貯蔵キャスクの耐震性の評価に用いる設計用地震力を定める。

乾式貯蔵キャスクの固有周期は全て 0.05sec 以下であることから、乾式貯蔵キャスクは剛体と見なすことができる。従って設計用地震力は 1.2ZPA とする。表 2.1-2 に Ss の 1.2ZPA を示す。

表 2.1-2 Ss の 1.2ZPA

	1.2ZPA(水平)	1.2ZPA(鉛直)
Ss	0.79G	0.49G

5) 耐震性評価

① 設計震度の比較

「4) 本設備での設計震度」で算出した本設置場所の設計水平及び鉛直震度と既存評価における設計水平及び鉛直震度を表 2.1 3 に示す。

表 2.1 3 既存評価との設計震度の比較

項目	既存評価	本設置場所
基準地震動	S ₂	Ss
水平震度 Ch	0.55G	0.79G
鉛直震度 Cv	0.23G	0.49G

② 耐震性の評価

前項で示した設計震度の比較から、応答倍率法により本設置場所における乾式貯蔵キャスクの耐震性を評価する。

また応答比の算出方法は種々あるが、ここではより安全側の評価となるように応答比 β を以下のように定める。

$$\beta = \max\left(\frac{C_{H1}}{C_{H0}}, \frac{C_{V1}}{C_{V0}}\right)$$

C_{H0} : 既存の評価で用いた水平震度

C_{H1} : 新たな評価で用いる水平震度

C_{V0} : 既存の評価で用いた鉛直震度

C_{V1} : 新たな評価で用いる鉛直震度

既存評価書で用いている設計震度と本評価で用いる設計震度の値から上式で算定した応答比は 2.130 である。

参考資料より既設評価における余裕率は全ての部位で 2.130 を上回っており、本設置場所においても耐震安全性を確保できる。

1 基準地震動 S_2

1-1 乾式貯蔵キャスク 大型（6号機）

基準地震動 S_2	
水平方向 設計加速度	鉛直方向 設計加速度
$C_H=0.55G$	$C_V=0.23G$

出典

福島第一原子力発電所 第6号機工事計画認可申請書及び添付資料
 （平成22年10月22申請，東京電力株式会社）
 IV-3-2 使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算

(1) キャスク容器

(単位: N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ		余裕率	一次膜＋ 一次曲げ応力強さ		余裕率	一次＋二次応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
胴板	GLF1 ¹⁾	$I+S_2$	6	251	41.8	8	377	47.1	12	362	30.2
一次蓋	GLF1 ¹⁾	$I+S_2$	1	251	251.0	27	377	14.0	2	362	181.0
底板	GLF1 ¹⁾	$I+S_2$	2	251	125.5	7	377	53.9	4	362	90.5
貫通孔蓋板	SUS304	$I+S_2$	7	276	39.4	49	414	8.4	2	401	200.5
密封シール部	GLF1 ¹⁾	$I+S_2$	11	181	16.5	11	181	16.5	5	181	36.2
ボス溶接部	SUS304L	$I-S_2$	5	125	25.0	5	188	37.6	9	168	18.7
ガンマ線遮へい体 取付ボルト 溶接部	SUS304	$I+S_2$	3	125	41.7	3	188	62.7	7	181	25.9

注1) GLF1 相当材は GLF1 として表記する。

(キャスク容器)

(単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	平均引張応力		余裕率	平均引張応力 +曲げ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力	
一次蓋 締付けボルト	GBL1	I+S ₂	81	649	8.0	106	649	6.1
貫通孔蓋板 締付けボルト	GBL1	I+S ₂	199	649	3.3	265	649	2.4

(2)バスケット

(単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ			余裕率	一次膜+一次曲げ応力強さ			余裕率
			計算値	許容応力 ¹⁾			計算値	許容応力 ¹⁾		
バスケット プレート	A6061P 及び B-Al	I +S ₂	2	65	65	32.5	3	98	98	32.7
バスケット サポート	SUS304	I +S ₂	2	266	266	133.0	2	400	400	200.0
バスケット サポート 取付ボルト	SUS304	I +S ₂	18	266	266	14.8	18	400	400	22.2

注 1) 設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に、構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

(3) トラニオン

(単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	一次応力								
			引張応力		余裕率	圧縮応力		余裕率	せん断応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	I +S ₂	6	586	97.7	6	583	97.2	17	338	19.9

部位	材料	設計事象	一次応力								
			曲げ応力		余裕率	支圧応力		余裕率	組合せ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	I +S ₂	21	586	27.9	37	1098	29.7	35	586	16.7

部位	材料	設計事象	一次・二次応力								
			引張・圧縮応力		余裕率	せん断応力		余裕率	曲げ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	I +S ₂	22	1172	53.3	23	676	29.4	29	1172	40.4

部位	材料	設計事象	引張応力		余裕率	せん断応力		余裕率	組合せ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン 締付ボルト	GBL1	I +S ₂	71	584	8.2	28	449	16.0	86	584	6.8

(4) 二次蓋

(単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	一次膜- 一次曲げ応力強さ		余裕率	一次+二次応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力	
二次蓋	SUSF304	I +S ₂	25	372	14.9	8	301	37.6

部位	材料	設計事象	平均引張応力		余裕率
			計算値 ¹⁾	許容応力	
二次蓋 締付ボルト	GBL1	I +S ₂	157	346	2.2

注 1) 曲げ応力を含んだ計算値

1 2 乾式貯蔵キャスク 中型 (4, 5 号機)

基準地震動 S_2	
水平方向 設計加速度	鉛直方向 設計加速度
$C_H=0.55G$	$C_V=0.23G$

出典 福島第一原子力発電所 第4号機工事計画認可申請書及び添付資料
(平成22年10月22申請, 東京電力株式会社)
IV-3-2 使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算

(1) キャスク容器

(単位: N/mm²)

部位	材料	設計事 象	一次一般膜応力強さ		余裕率	一次膜+ 一次曲げ応力強さ		余裕率	一次+二次応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
胴板	GLF1 ¹⁾	I + S_2	5	251	50.2	7	377	53.9	10	362	36.2
一次蓋	GLF1 ¹⁾	I + S_2	1	251	251.0	22	377	17.1	2	362	181.0
底板	GLF1 ¹⁾	I + S_2	2	251	125.5	6	377	62.8	4	362	90.5
貫通孔蓋板	SUS304	I + S_2	9	276	30.7	50	414	8.3	2	401	200.5
密封シール部	GLF1 ¹⁾	I + S_2	12	181	15.1	14	181	12.9	5	181	36.2
バスケットサポー ト取付ボルト 溶接部	SUS304L	I + S_2	15	125	8.3	15	188	12.5	30	181	6.0
ガンマ線遮へい体 取付ボルト 溶接部	SUS304	I + S_2	3	125	41.7	3	188	62.7	6	181	30.2

注 1) GLF1 相当材は GLF1 として表記する。

(ギヤスク容器)

(単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	平均引張応力		余裕率	平均引張応力 +曲げ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力	
一次蓋 締付けボルト	GBL1	I+S ₂	78	649	8.3	99	649	6.6
貫通孔蓋板 締付けボルト	GBL1	I+S ₂	198	649	3.3	263	649	2.5

(2) バスケット

(単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ			余裕率	一次膜+一次曲げ応力強さ			余裕率
			計算値	許容応力 ¹⁾			計算値	許容応力 ¹⁾		
バスケット プレート	A6061P 及び B-A1	I +S ₂	2	65	65	32.5	3	98	98	32.7
バスケット サポート	SUS304	I +S ₂	2	266	266	133.0	2	400	400	200
バスケット サポート 取付ボルト	SUS304	I +S ₂	21	266	266	12.7	21	400	400	19.0

注 1) 設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に、構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

(3) トラニオン

(単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	一次応力								
			引張応力		余裕率	圧縮応力		余裕率	せん断応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	I +S ₂	5	586	117.2	5	583	116.6	14	338	24.1

部位	材料	設計事象	一次応力								
			曲げ応力		余裕率	支圧応力		余裕率	組合せ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	I +S ₂	18	586	32.6	37	1098	29.7	30	586	19.5

部位	材料	設計事象	一次・二次応力								
			引張・圧縮応力		余裕率	せん断応力		余裕率	曲げ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	I +S ₂	19	1172	61.7	19	676	35.6	24	1172	48.8

部位	材料	設計事象	引張応力		余裕率	せん断応力		余裕率	組合せ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン 締付ボルト	GBL1	I +S ₂	60	584	9.7	24	449	18.7	72	584	8.1

(4) 二次蓋

(単位:N/mm²)

部位	材料	設計事象	一次膜- 一次曲げ応力強さ		余裕率	一次+二次応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力	
二次蓋	SUSF304	I +S ₂	19	372	19.6	7	301	43.0

部位	材料	設計事象	平均引張応力		余裕率
			計算値 ¹⁾	許容応力	
二次蓋 締付ボルト	GBL1	I +S ₂	151	346	2.3

注 1) 曲げ応力を含んだ計算値

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク A

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3) 輸送貯蔵兼用キャスク B

1) 評価方針

キャスク仮保管設備における輸送貯蔵兼用キャスク B の基準地震動 S_s に対する耐震強度を確認する。

2) 固有周期の算定

以下に輸送貯蔵兼用キャスク B の固有周期について計算方法及び計算結果を示す。

① 固有周期の計算条件

- A. 輸送貯蔵兼用キャスク B は、横置きで支持される。
- B. 輸送貯蔵兼用キャスク B の自重（内部を含む）は、4 個のトラニオンを介してキャスク支持架台に固定される。
- C. 二次蓋は二次蓋締付けボルトでキャスク容器に固定される。
- D. 鋼製支持架台は基礎ボルトでコンクリート支持架台に固定され、コンクリート支持架台は基礎と一体の構造となっている。概略構造図を図 2.1-4 に示す。

② 固有周期の計算方法

A. 設定条件

- a. 自重及び鉛直方向地震力に対して、キャスク支持架台の 4 本の脚柱で支える。
- b. キャスク容器軸方向水平地震力に対して、キャスク支持架台の 2 本の脚柱で支える。
- c. キャスク容器軸直角方向水平地震力に対して、キャスク支持架台の 4 本の脚柱で支える。

B. 計算モデル及び計算方法

- a. キャスク容器及びキャスク支持架台をはりでモデル化する。
- b. キャスク容器のはりは、その質量（内部のバスケット、使用済燃料等を含む）と等価質量となるはり要素を用いる。
- c. コンクリート支持架台の下部を固定端とする。
- d. 計算コードとして NASTRAN を用いる。
- e. 計算モデルは図 2.1-5 とする。

③ 固有周期

固有周期の算定結果を表 2.1-4 に示す。

表 2.1 4 保管時の輸送貯蔵兼用キャスク B の固有周期

(単位:s)

方 向	固有周期
キャスク容器軸方向	0.047
キャスク容器軸直角方向	0.041
キャスク容器鉛直方向	0.020

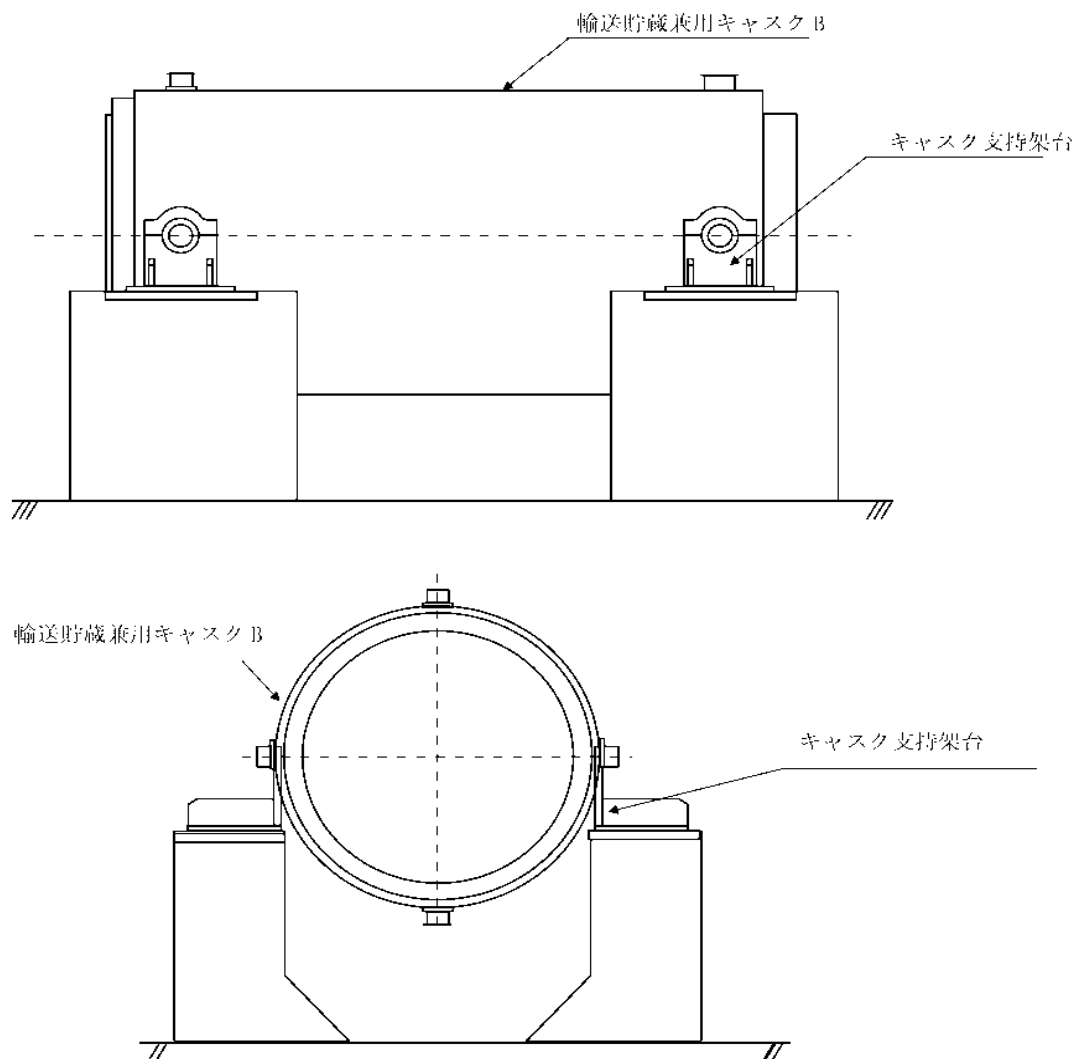


図 2.1-4 輸送貯蔵兼用キャスク B の概略構造図

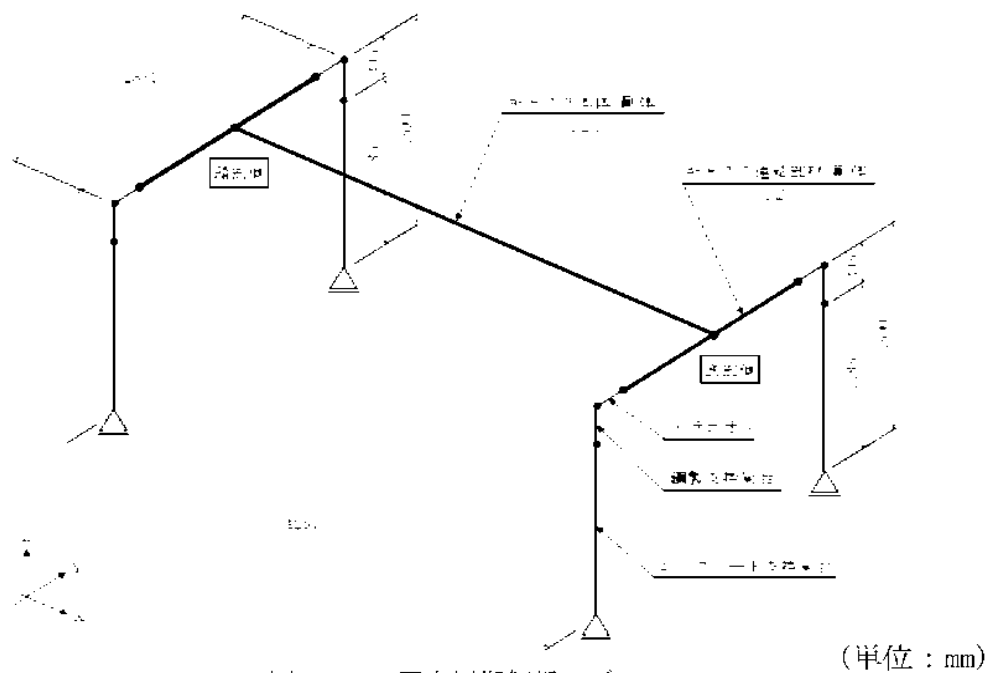


図 2.1-5 固有周期解析モデル

3) 設計震度

「2) 固有周期の算定」で求めた固有周期から、添付資料-2「3 耐震設計方針」に基づき、輸送貯蔵兼用キャスク B の耐震性の評価に用いる設計用地震力を定める。

輸送貯蔵兼用キャスク B の固有周期は全て 0.05sec 以下であることから、輸送貯蔵兼用キャスク B は剛体とみなすことができる。従って設計用地震力は 1.2ZPA とする。表 2.1-5 に S_s の 1.2ZPA を示す。

表 2.1-5 S_s の 1.2ZPA

	1.2ZPA(水平)	1.2ZPA(鉛直)
S_s	0.79G	0.49G

4) 解析条件

① 荷重の組合せ

S_s 地震時の評価において、キャスク容器及び二次蓋、バスケット、トラニオンの設計に考慮すべき荷重の種類とその組合せを表 2.1 6(1)～(3)に示す。

表 2.1-6(1) キャスク容器及び二次蓋の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象 評価事象		圧力による荷重	自重による荷重	ボルト初期締付け力	熱荷重	地震荷重
I - S s	S s 地震力が作用する場合	○	○	○	— (注)	○

注) 密封シール部及び密封蓋締付けボルトの応力評価に当たっては、熱荷重を考慮する。

表 2.1-6(2) バスケットの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象 評価事象		自重による荷重	熱荷重	地震荷重
I - S s	S s 地震力が作用する場合	○	—	○

表 2.1-6(3) トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象 評価事象		自重による荷重	熱荷重 (注)	地震荷重
I - S s	S s 地震力が作用する場合	○	○	○

注) キャスク容器の熱膨張により生じる応力に限る。

② 最高使用圧力と温度

各機器の最高使用圧力及び最高使用温度を表 2.1-7 に示す。

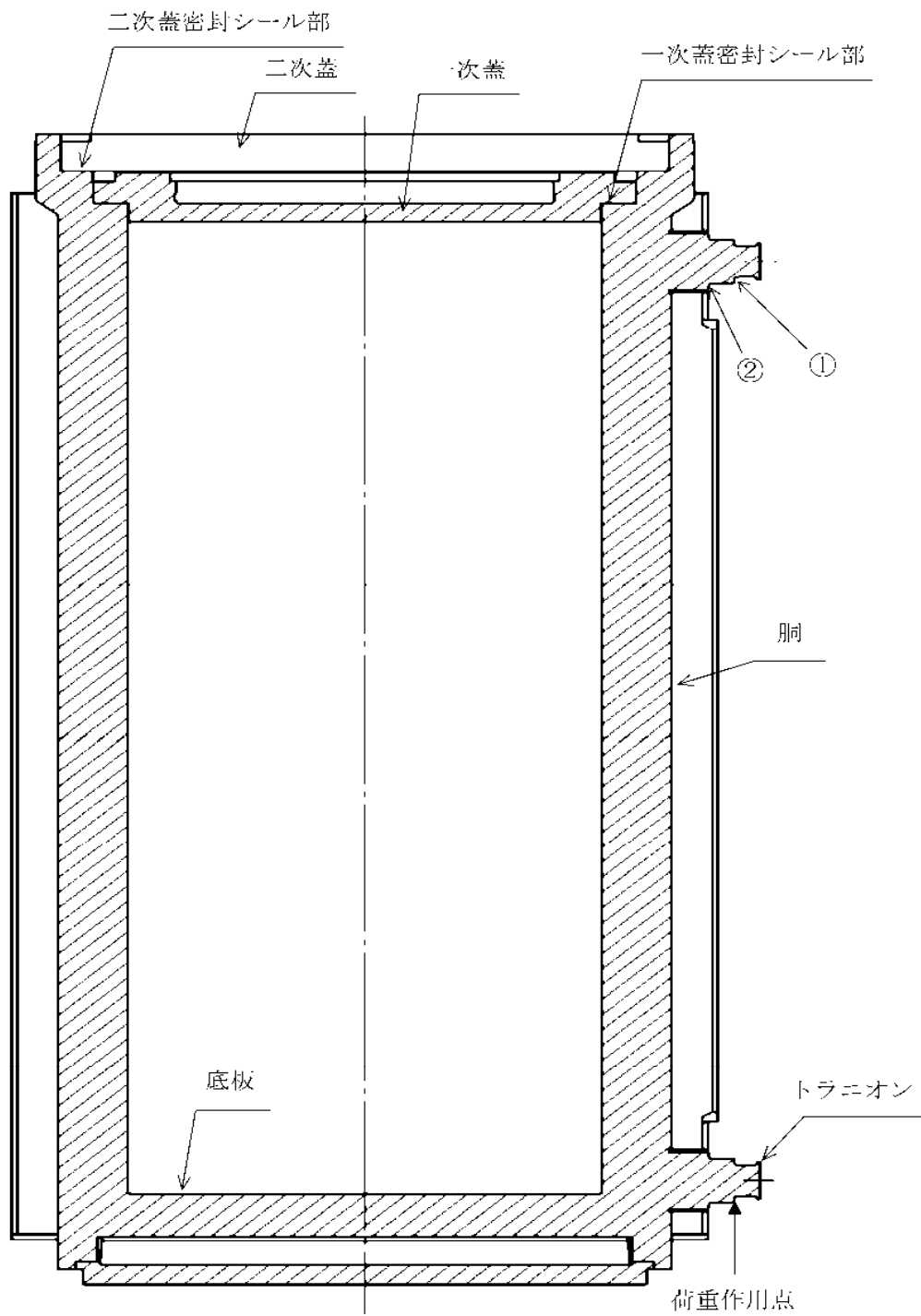
なお、各部最高使用温度は、添付資料-4「1.1 乾式キャスクの除熱機能 (3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱機能」の算定結果に基づく。

表 2.1-7 最高使用圧力及び最高使用温度

キャスク容器	最高使用圧力	1.0 MPa
	最高使用温度	150 °C
二次蓋	最高使用圧力	0.4 MPa
	最高使用温度	110 °C
バスケット	最高使用温度	260 °C
トランニオン	最高使用温度	130 °C

③ 解析箇所

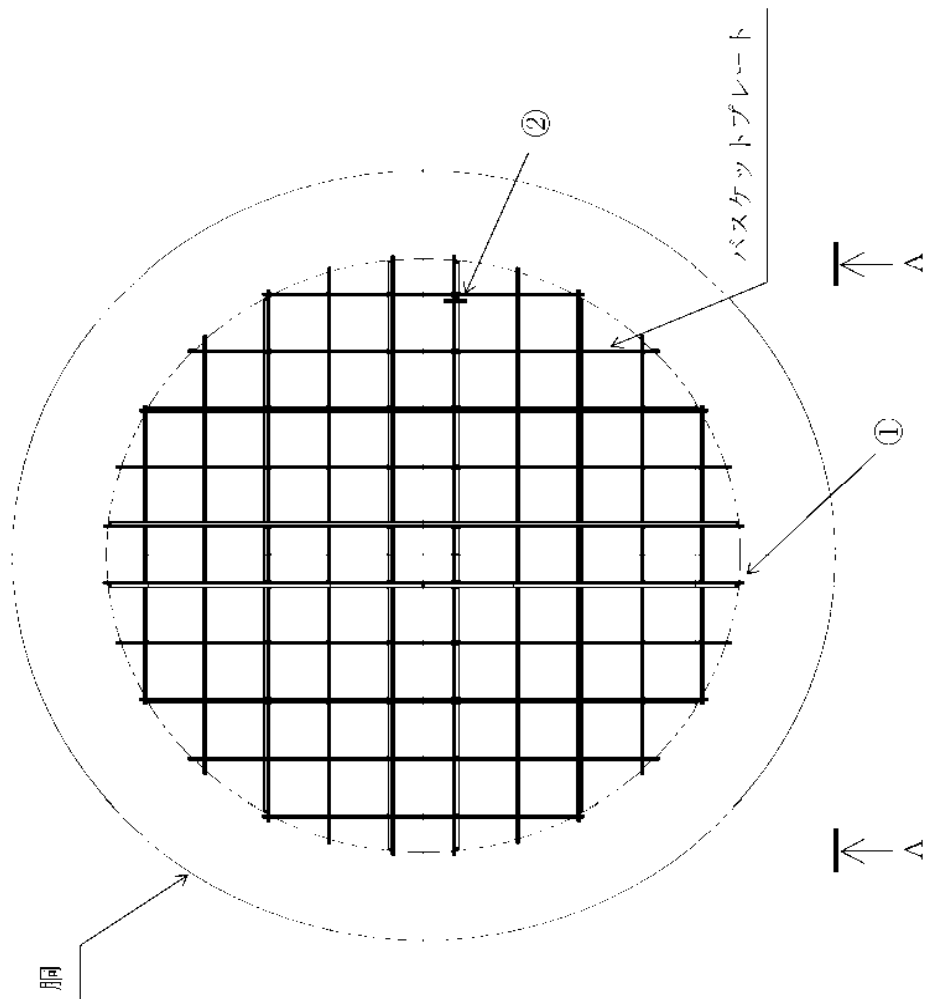
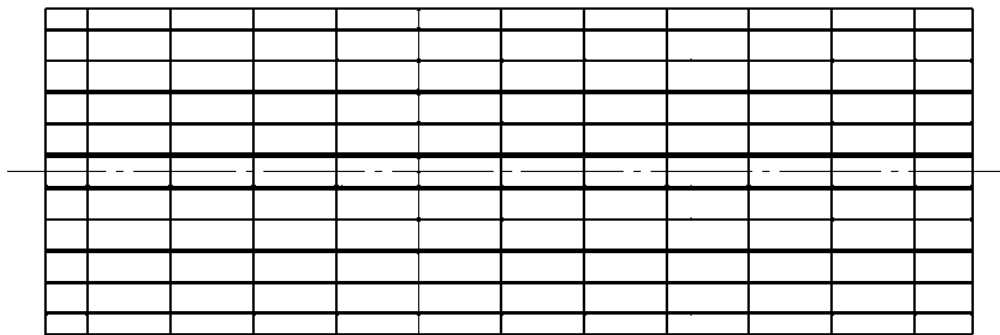
応力解析箇所を図 2.1-6, 7 に示す。



①、②はトラニオンの評価点を示す

図 2.1-6 キャスク容器等の応力解析箇所

△～△欠視点



①, ② : 応力評価点 (面)

図 2.1-7 バスケットの応力解析箇所

④ 物性値

A. キヤスク容器及び二次蓋

熱応力計算に使用する材料の物性値を表 2.1-8 に示す。なお、熱応力計算に使用する物性値はその温度依存性を考慮する。

内圧及び機械的荷重による応力計算に使用する物性値は、温度分布計算で得られた温度を各部ごとに設定し、これに対応した値を用いる。なお、常温は 20℃とする。

B. バスケット

熱応力計算に使用する材料の物性値を表 2.1-9 に示す。なお、熱応力計算に使用する物性値はその温度依存性を考慮する。

機械的荷重による応力計算に使用する物性値は、最高使用温度に対する値を用いる。なお、常温は 20℃とする。

C. トラニオン

熱応力計算に使用する材料の物性値を表 2.1-10 に示す。

機械的荷重による応力計算に使用する物性値は、最高使用温度に対する値を用いる。なお、常温は 20℃とする。

表 2.1-8 熱応力計算に使用する材料の物性値（キャスク容器及び二次蓋）

構成部材	材料	温度 (°C)	縦弾性係数 (MPa)	平均熱膨張係数 ($\times 10^{-6}$ mm/(mm・°C))	ポアソン比 (—)
胴 底板 一次蓋	炭素鋼 (GLF1)	20	203000	9.73	0.3
		50	201000	10.10	
		75	200000	10.39	
		100	198000	10.69	
		125	196000	11.00	
		150	195000	11.28	
		175	193000	11.56	
		200	191000	11.85	
二次蓋 底部中性子 遮へい材カバー	炭素鋼 (SGV480)	20	202000	9.73	0.3
		50	200000	10.10	
		75	198000	10.39	
		100	197000	10.69	
		125	195000	11.00	
		150	193000	11.28	
		175	192000	11.56	
		200	190000	11.85	
一次蓋締付けボルト 二次蓋締付けボルト	低合金鋼 (SNB23-3)	20	192000	11.14	0.3
		50	189000	11.40	
		75	188000	11.62	
		100	186000	11.82	
		125	185000	12.00	
		150	184000	12.21	
		175	182000	12.37	
		200	180000	12.54	

表 2.1-9 熱応力計算に使用する材料の物性値（バスケット）

構成部材	材料	温度 (°C)	縦弾性係数*1 (MPa)	平均熱膨張係数*1 ($\times 10^{-6}$ mm/(mm・°C))	ポアソン比 ()
バスケット プレート	ボロン添加 ステンレス鋼板 (B-SUS304P-1)	20	216000	15.22	0.3
		50	216000	15.52	
		75	214000	15.88	
		100	212000	16.24	
		125	210000	16.24	
		150	208000	16.24	
		175	206000	16.43	
		200	204000	16.63	
		225	202000	16.83	
		250	200000	17.02	
		275	199000	17.12	
		300	197000	17.22	

*1 事例規格参照

表 2.1-10 熱応力計算に使用する材料の物性値（トラニオン）

構成部材	材 料	温度 (°C)	縦弾性係数 (MPa)	平均熱膨張係数 ($\times 10^{-6}$ mm/(mm・°C))
トラニオン	ステンレス鋼 (SUS630 H1150)	130	188000	11.25

5) 解析

① 解析手順

(1) キャスク容器及び二次蓋

キャスク容器の応力解析フローを図 2.1-8 に示す。

キャスク容器の応力解析は、想定される圧力荷重、機械的荷重及び熱荷重を基に、キャスク容器の実形状をモデル化し、解析コードである ABAQUS 及び応力評価式を用いて行う。

なお、二次蓋についてもキャスク容器と同様に評価を行う。

(2) バスケット

バスケットの応力解析フローを図 2.1-9 に示す。

バスケットの応力解析は、想定される機械的荷重及び熱荷重を基に、応力評価式を用いて行う。

(3) トラニオン

トラニオンの応力解析フローを図 2.1-10 に示す。

トラニオンの応力解析は、想定される機械的荷重及び熱荷重を基に応力評価式を用いて行う。

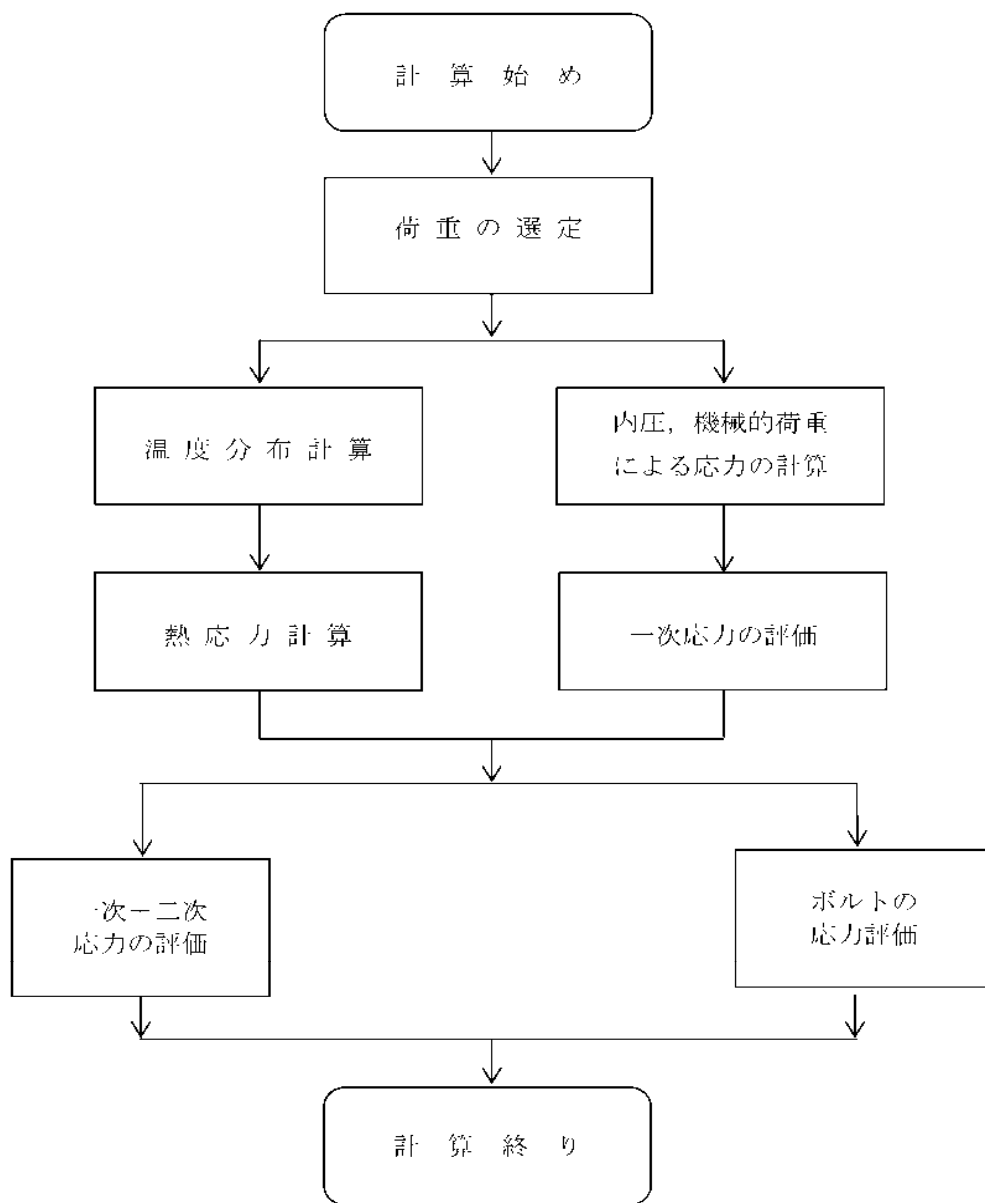


図 2.1-8 キヤスク容器及び二次蓋の応力解析フロー図

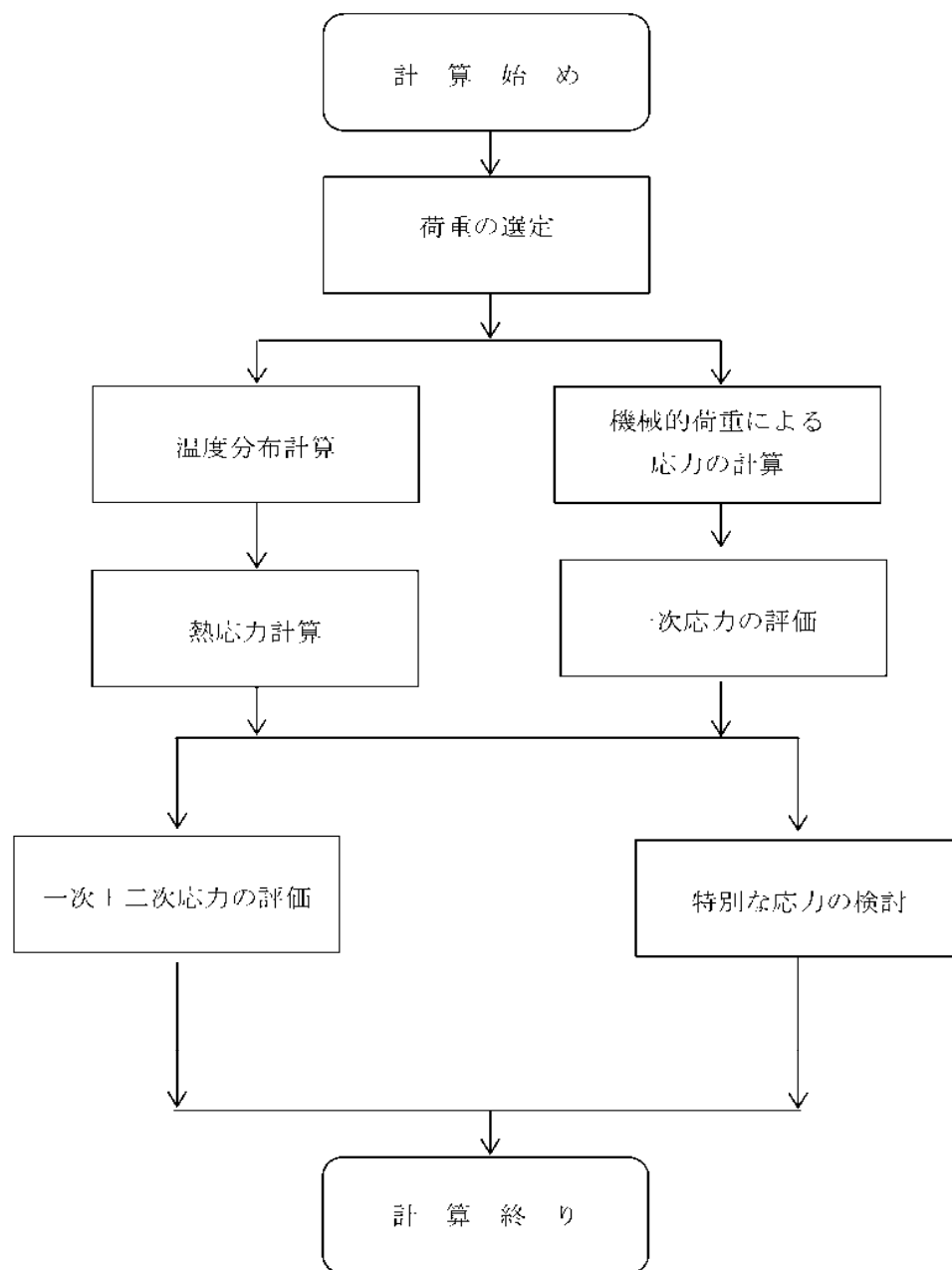


図 2.1-9 バスケットの応力解析フロー図

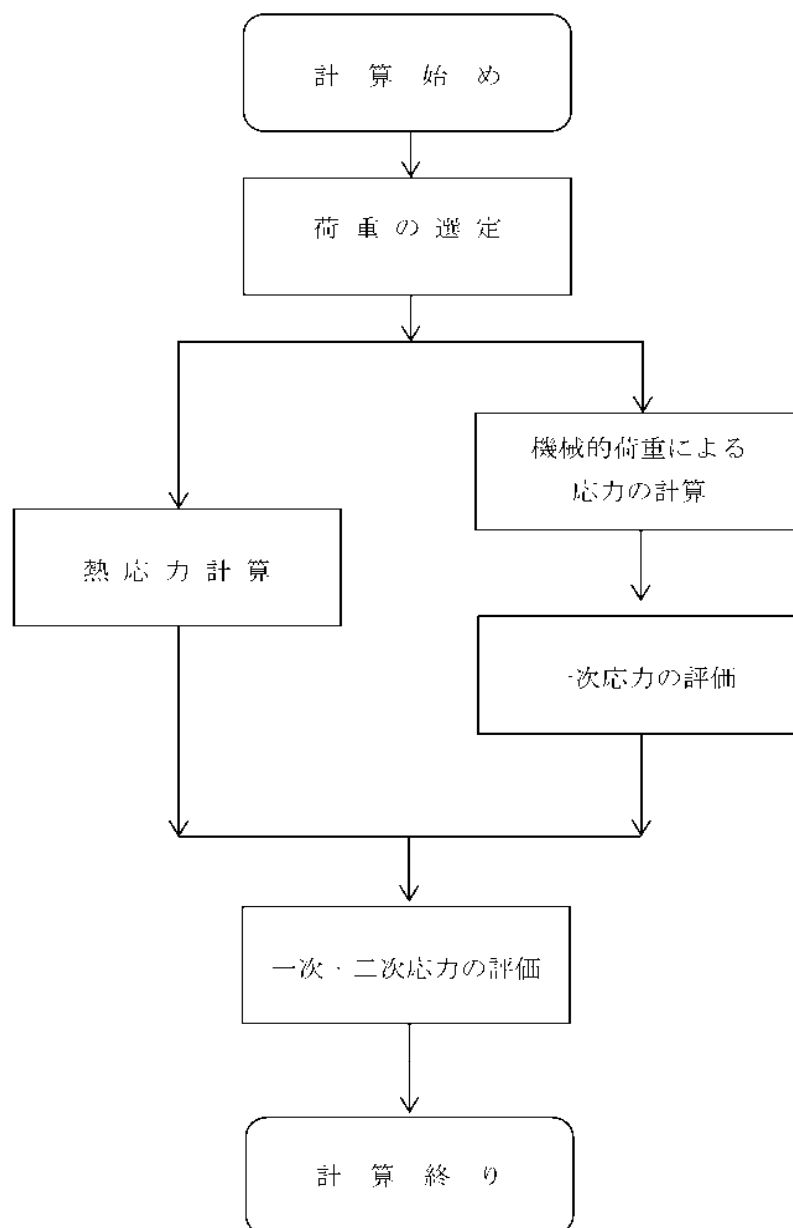


図 2.1-10 トラニオンの応力解析フロー図

② 応力の評価

A. キャスク容器及び二次蓋

a. 一次応力

一次蓋，一次蓋締付けボルト，胴，底板，底部中性子遮へい材カバー，二次蓋及び二次蓋締付けボルトの応力計算は，解析コード ABAQUS により行う。

水平方向加速度及び鉛直方向加速度として次の値を用いる。鉛直方向加速度については，プラスの方向と自重の加速度と組み合わせて考慮する。

$$\left. \begin{array}{l} G_1 = C_H \cdot G \\ G_2 = (1 + C_V) \cdot G \end{array} \right\} \text{(軸方向水平地震力+鉛直方向地震力+自重の場合)}$$

ここで， C_H ：水平方向設計震度（＝0.79）

C_V ：鉛直方向設計震度（＝0.49）

$$\left. \begin{array}{l} G_3 = C_H \cdot G \\ G_2 = (1 + C_V) \cdot G \end{array} \right\} \text{(軸直角方向水平地震力+鉛直方向地震力+自重の場合)}$$

ここで， C_H ：水平方向設計震度（＝0.79）

C_V ：鉛直方向設計震度（＝0.49）

b. 一次＋二次応力

- (a) 密封シール部を除く、一次蓋、胴、底板、底部中性子遮へい材カバー及び二次蓋
応力計算の方法は、a. と同様である。ただし、荷重条件は地震力のみとして計算を行い、振幅を考慮して最大値を2倍して求める。

- (b) 密封シール部、一次蓋締付けボルト及び二次蓋締付けボルト

応力計算の方法は、a. と同様である。ただし、荷重条件として熱荷重を含める。

c. 平均支圧応力

胴とバスケット側面との接触部に発生する平均支圧応力 (σ_p) は次式で計算する。

$$\sigma_p = \frac{m_G \cdot G_2}{A}$$

ここで、 G_2 : a. と同じ

m_G : バスケットプレート及び燃料の質量(kg)

A : 胴の接触面積(mm²)

B. バスケット

a. 地震力が鉛直方向と軸直角方向に作用する場合

- (a) 一次一般膜応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート端部(図 2.1-7 ①部)である。

鉛直方向加速度により発生する一次一般膜応力(σ_A)は次式で計算する。

$$\sigma_A = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

m_A : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積(mm²)

- (b) 一次一般膜＋一次曲げ応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部(図 2.1-7 ②部)である。

水平方向加速度により発生する一次一般膜応力(σ_y)は次式で計算する。

$$\sigma_y = \frac{m_A \cdot G_3}{A_1}$$

ここで G_3 : A. a. と同じ

m_A : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積(mm²)

鉛直方向加速度により発生する一次曲げ応力(σ_y)は次式で計算する。

$$\sigma_y = \frac{M}{Z}$$

$$M = \frac{m_B \cdot G_2 \cdot l_p}{12 \cdot \frac{l_w}{2}}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

M : バスケットプレート格子端部の単位幅当たりの曲げモーメント (N・mm/mm)

Z : バスケットプレートの単位幅当たりの断面係数 (mm³/mm)

m_B : 使用済燃料、伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 (kg)

l_p : バスケットプレートの内径 (mm)

l_w : バスケットプレートのキャスク容器軸方向長さ (mm)

ただし、バスケットプレート同士の嵌合のため切欠きがあり、実際の荷重負荷面の長さを $l_w/2$ とする。

鉛直方向加速度によりバスケットプレート格子端部 (図 2.1-7 ②部) に発生する平均せん断応力 (τ_{xy}) は、次式で計算する。

$$\tau_{xy} = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot A_1}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

m_B : 使用済燃料、伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 (kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積 (mm²)

(c) 平均せん断応力

バスケットプレート格子端部 (図 2.1-7 ②部) に発生する特別な応力の検討の対象である平均せん断応力 (σ_s) は次式で計算する。

$$\sigma_s = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

m_B : 使用済燃料、伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 (kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積 (mm²)

(d) 平均支圧応力

バスケットプレート端部 (図 2.1-7 ①部) に発生する特別な応力の検討の対象である平均支圧応力 (σ_p) は次式で計算する。

$$\sigma_p = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

m_A : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 (kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積 (mm²)

(e) 圧縮応力

バスケットプレート端部 (図 2.1-7 ①部) に発生する特別な応力の検討の対象である圧縮応力 (σ_c) は次式で計算する。

$$\sigma_c = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

m_A : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 (kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積 (mm²)

b. 地震力が鉛直方向と軸水平方向に作用する場合

(a) 一次一般膜応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート端部 (図 2.1-7 ①部) である。

鉛直方向加速度により発生する一次一般膜応力 (σ_s) は次式で計算する。

$$\sigma_s = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで, G_2 : A. a. と同じ

m_A : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量 (kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積 (mm²)

水平方向加速度により発生する一次一般膜応力 (σ_x) は次式で計算する。

$$\sigma_x = \rho \cdot l_w \cdot G_1$$

ここで, G_1 : A. a. と同じ

ρ : バスケットプレートの密度 (kg/mm³)

l_w : バスケットプレートの全長 (mm)

(b) 一次一般膜 + 一次曲げ応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部 (図 2.1-7 ②部) である。

鉛直方向加速度により発生する一次曲げ応力 (σ_y) は次式で計算する。

$$\sigma_y = \frac{M}{Z}$$

$$M = \frac{m_B \cdot G_2 \cdot l_p}{12 \cdot \frac{l_w}{2}}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

M : バスケットプレート格子端部の単位幅当たりの曲げモーメント (N・mm/mm)

Z : バスケットプレートの単位幅当たりの断面係数 (mm³/mm)

m_B : 使用済燃料, 伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量 (kg)

l_p : バスケットプレートの内径 (mm)

l_w : バスケットプレートのキャスク容器軸方向長さ (mm)

ただし, バスケットプレート同上の嵌合のため切欠きがあり, 実際の荷重負荷面の長さを $l_w/2$ とする。

水平方向加速度により発生する一次一般膜応力 (σ_x) は次式で計算する。

$$\sigma_x = \rho \cdot l_w \cdot G_1$$

ここで, G_1 : A. a. と同じ

ρ : バスケットプレートの密度 (kg/mm³)

l_w : バスケットプレートの全長 (mm)

鉛直方向加速度により発生するバスケットプレート格子端部 (図 2.1-7 ②部)

に発生する平均せん断応力(τ_{xy})は次式で計算する。

$$\tau_{xy} = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

m_B : 使用済燃料, 伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量(kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積(mm²)

(c) 平均せん断応力

バスケットプレート格子端部(図 2.1-7 ②部)に発生する特別な応力の検討の対象である平均せん断応力(σ_s)は次式で計算する。

$$\sigma_s = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

m_B : 使用済燃料, 伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量(kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積(mm²)

(d) 平均支圧応力

バスケットプレート端部(図 2.1-7 ①部)に発生する特別な応力の検討の対象である平均支圧応力(σ_p)は次式で計算する。

$$\sigma_p = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

m_A : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積(mm²)

(e) 圧縮応力

バスケットプレート端部(図 2.1-7 ①部)に発生する特別な応力の検討の対象である圧縮応力(σ_c)は次式で計算する。

$$\sigma_c = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで G_2 : A. a. と同じ

m_A : 使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

A_1 : バスケットプレートの断面積(mm²)

C. トラニオン

a. 地震力が鉛直方向と軸直角方向に作用する場合

(a) 一次応力

イ. せん断応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点①である。

鉛直方向加速度により発生するせん断応力(τ)は, 次式で計算する

$$\tau = \frac{F_m}{A}$$

$$F_m = \frac{m_2 \cdot G_2}{4}$$

ここで、 G_2 : A. a. と同じ

F_m : 地震力によりトラニオンに作用する荷重 (N)

m_2 : 保管時における金属キャスクの質量 (kg)

A : 評価点①の断面積 (mm²)

ロ. 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 2. 1-6 に示す下部トラニオンの評価点②である。

鉛直方向加速度により発生する曲げ応力 (σ_b) は次式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{M}{Z}$$

$$M = F_m \cdot L$$

ここで、 F_m : イ. と同じ

Z : 評価点②の断面係数 (mm³)

L : 評価点②と荷重作用位置との距離 (mm)

ハ. 圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 2. 1-6 に示す下部トラニオンの評価点②である。

水平方向加速度により発生する圧縮応力 (σ_c) は、次式で計算する。

$$\sigma_c = \frac{F_m}{A}$$

$$F_m = \frac{m_2 \cdot G_3}{2}$$

ここで、 G_3 : A. a. と同じ

F_m : 地震力によりトラニオンに作用する荷重 (N)

m_2 : 保管時における金属キャスクの質量 (kg)

A : 評価点②の断面積 (mm²)

ニ. 組合せ応力

1. せん断応力と曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 2. 1-6 に示す下部トラニオンの評価点①である。

せん断応力 (τ) と曲げ応力 (σ_b) との組合せ応力 (σ_r) は、次式で計算する。

$$\sigma_r = \sqrt{\sigma_b^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

ここで、 τ : イ. と同じ

σ_{b} : ロ. と同じ

ただし、 Z : 評価点①の断面係数(mm^3)

L : 評価点①と荷重作用位置との距離(mm)

(b) 一次＋二次応力

イ. せん断応力

地震力によるせん断応力(τ)の全振幅は、(a) イ. で求めたせん断応力(τ)の2倍とする。

ロ. 曲げ応力

地震力による曲げ応力(σ_{b})の全振幅は、(a) ロ. で求めた曲げ応力(σ_{b})の2倍とする。

ハ. 圧縮応力

地震力による圧縮応力(σ_{c})は左右方向荷重により作用し、左右方向が反転した場合、対向する別のトラニオンで荷重を受ける。地震力による圧縮応力(σ_{c})の最大値は、(a) ハ. で求めた圧縮応力(σ_{c})と同様である。

b. 地震力が鉛直方向と軸水平方向に作用する場合

(a) 一次応力

イ. せん断応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点①である。

水平方向加速度及び鉛直方向加速度により発生するせん断応力(τ)は、次式で計算する

$$\tau = \frac{F_m}{A}$$
$$F_m = \frac{m_2 \sqrt{4G_1^2 + G_2^2}}{4}$$

ここで、 F_m : 地震力によりトラニオンに作用する荷重(N)

m_2 : 保管時における金属キャスクの質量(kg)

A : 評価点①の断面積(mm^2)

ロ. 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点②である。

水平方向加速度及び鉛直方向加速度により発生する曲げ応力(σ_{b})は次式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{M}{Z}$$

$$M = F_m \cdot L$$

ここで、 F_m :イ. と同じ

Z :評価点②の断面係数(mm⁴)

L :評価点②と荷重作用位置との距離(mm)

ハ. 組合せ応力

1. せん断応力と曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点①である。

せん断応力(τ)と曲げ応力(σ_b)との組合せ応力(σ_T)は次式で計算する。

$$\sigma_T = \sqrt{\sigma_b^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

ここで、 τ :イ. と同じ

σ_b :ロ. と同じ

ただし、 Z :評価点①の断面係数(mm⁴)

L :評価点①と荷重作用位置との距離(mm)

(b) 一次・二次応力

イ. せん断応力

地震力によるせん断応力(τ)の全振幅は、(a) イ. で求めたせん断力(τ)の2倍とする。

ロ. 曲げ応力

地震力による曲げ応力(σ_b)の全振幅は、(a) ロ. で求めた曲げ応力(σ_b)の2倍とする。

6) 解析結果

応力計算結果を表 2.1-11～表 2.1-14 に示す。いずれの機器も許容応力を満足している。

表 2.1-11(1) 計算結果（キャスク容器）

（単位：MPa）

部 位	材 料	許容応力 区分	一次一般膜応力強さ		一次膜＋一次曲げ応力強さ		一次＋二次応力強さ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次 蓋	炭素鋼	供用状態 D (IVAS)	4	251	18	377	49	366
胴	炭素鋼	供用状態 D (IVAS)	2	251	11	377	19	366
底板	炭素鋼	供用状態 D (IVAS)	3	251	10	377	11	366
底部中性子 遮へい材 カバー	炭素鋼	供用状態 D (IVAS)	5	282	45	424	15	465
一次 蓋密封 シール部	炭素鋼	供用状態 D (IVAS)	—	—	13	183	59	183

表 2.1-11(2) 計算結果（キャスク容器）

（単位：MPa）

部 位	材 料	許容応力 区分	平均支圧応力	
			計算値	許容応力
胴	炭素鋼	供用状態 D (IVAS)	2	377

表 2.1-11(3) 計算結果 (キャスク容器)

(単位: MPa)

部 位	材 料	許容応力 区分	平 均 引 張 応 力		平 均 引 張 応 力 + 曲 げ 応 力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋締付けボルト	低合金鋼	供用状態 D (IVAS)	243	831	345	831

表 2.1-12(1) 計算結果(二次蓋)

(単位: MPa)

部 位	材 料	許容応力 区分	一 次 一 般 膜 応 力 強 さ		一 次 膜 + 一 次 曲 げ 応 力 強 さ		一 次 + 二 次 応 力 強 さ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
二 次 蓋	炭素鋼	供用状態 D (IVAS)	1	286	30	429	63	474
二 次 蓋 密 封 シール部	炭素鋼	供用状態 D (IVAS)			17	183	37	183

表 2.1-12(2) 計算結果(二次蓋)

(単位: MPa)

部 位	材 料	許容応力 区分	平 均 引 張 応 力		平 均 引 張 応 力 + 曲 げ 応 力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
二次蓋締付けボルト	低合金鋼	供用状態 D (IVAS)	245	848	273	848

表 2.1-13(1) 計算結果 (バスケット)

(単位 : MPa)

部 位	材 料	許容応力 区分	一次一般膜応力強さ		一次一般膜—一次曲げ応力強さ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
バスケット プレート	ボロン添加 ステンレス鋼板	供用状態 D (IVAS)	2	291	7	437

表 2.1 13(2) 計算結果 (バスケット)

(単位 : MPa)

部 位	材 料	許容応力 区分	平均せん断応力		平均支圧応力		圧縮応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
バスケット プレート	ボロン添加 ステンレス鋼板	供用状態 D (IVAS)	1	175	2	404	2	176

表 2.1-14(1) 計算結果 (トラニオン)

(単位: MPa)

部 位	材 料	許容応力 区分	一次応力							
			圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		垂直応力とせん断 応力の組合せ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	ステンレス鋼	供用状態 D (IVAS)	13	590	42	341	81	591	96	591

表 2.1-14(2) 計算結果 (トラニオン)

(単位: MPa)

部 位	材 料	許容応力 区分	一次・二次応力					
			圧縮応力		せん断応力		曲げ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	ステンレス鋼	供用状態 D (IVAS)	13	590	84	682	163	1182

2.2 キヤスク支持架台の耐震性

(1) 乾式貯蔵キヤスク

1) 評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キヤスク支持架台、固定ボルト及び基礎ボルトの耐震性について示す。

支持架台については、添付資料-2「評価の基本方針」で記載している既存評価書で基準地震動 S_2 に対する耐震性が確認されているが、新たに設置する固定ボルト及び基礎ボルトと同様に、本書にて基準地震動 S_s に対する耐震強度を確認する。

2) 支持架台及び固定具の構成

乾式貯蔵キャスク支持架台、固定ボルト及び基礎ボルトを図 2.2-1 に示す。

乾式貯蔵キャスクは横置きでトラニオンを介し、4 つの支持脚柱を持つ支持架台で支持される。支持架台は固定ボルトと基礎ボルトで基礎に固定される。

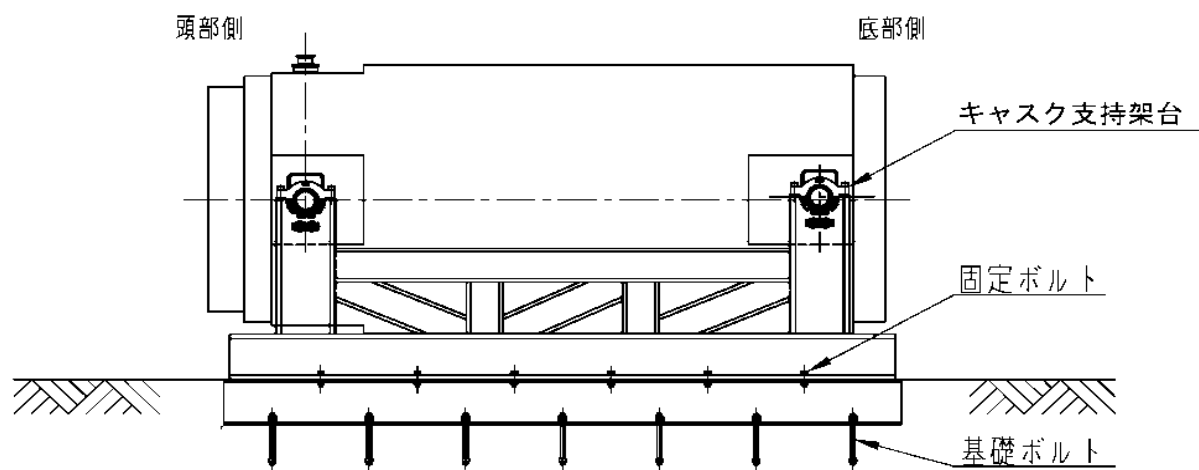


図 2.2-1 乾式貯蔵キャスク支持架台概略構造図

3) 支持架台

① 概要

本項では、大型及び中型の乾式貯蔵キャスクの支持架台の応力計算について示す。

なお、本項で示す「応力評価箇所」「計算条件」「応力計算」は、既存評価書に基づくものである。

A. 記号の説明

応力評価に関する記号の説明を以下に示す。

記号	記号の説明	単位
A_s	支持架台の上部脚柱の断面積	mm^2
f_t	許容引張応力	N/mm^2
f_s	許容せん断応力	N/mm^2
f_c	許容圧縮応力	N/mm^2
f_b	許容曲げ応力	N/mm^2
f_p	許容支圧応力	N/mm^2
$f_t^{*(1)}$	許容引張応力	N/mm^2
$f_s^{*(1)}$	許容せん断応力	N/mm^2
$f_c^{*(1)}$	許容圧縮応力	N/mm^2
$f_b^{*(1)}$	許容曲げ応力	N/mm^2
$f_p^{*(1)}$	許容支圧応力	N/mm^2
G	重力加速度 (=9.80665)	m/s^2
J_s	支持架台の上部脚柱のねじり剛性係数	mm^4
l_{SY}	図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点からせん断中心までの距離	mm
l_{TY}	図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点から断面中立軸までの距離	mm
l_{TZ}	図 2.2-3 に示すトラニオン部（荷重作用点）から支持架台の脚柱の応力評価部位までの距離	mm
S_s	基準地震動 S_g による地震力	—
t_{sc}	トラニオン受部の上部脚柱の板厚	mm
W_{st}	支持架台の上部脚柱の総質量	kg
W_v	キャスク容器（内部を含む）の総質量	kg
Z_{sCX}	図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱の X 軸に関する断面係数	mm^3
Z_{sCY}	図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱の Y 軸に関する断面係数	mm^3

記号	記号の説明	単位
σ_{bHX}	キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力	N/mm ²
σ_{bHY}	キャスク容器軸直角方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力	N/mm ²
σ_{co}	自重により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力	N/mm ²
σ_{bo}	自重により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力	N/mm ²
σ_{To}	自重により支持架台の上部脚柱に発生する組合せ応力	N/mm ²
σ_c	座屈応力	N/mm ²
σ_{cV}	自重と鉛直方向地震力により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力	N/mm ²
σ_{bV}	自重と鉛直方向地震力により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力	N/mm ²
σ_{Te}	自重のみによる圧縮応力と鉛直方向地震力による圧縮応力の合成圧縮応力	N/mm ²
σ_{Tb}	自重のみによる曲げ応力と鉛直方向地震力による曲げ応力、水平地震力による曲げ応力の合成曲げ応力	N/mm ²
σ_{THX}	自重、鉛直方向地震力、キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力、曲げ応力及びせん断応力の組合せ応力	N/mm ²
σ_{THY}	自重、鉛直方向地震力、キャスク容器軸直角方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力、曲げ応力及びせん断応力の組合せ応力	N/mm ²
τ_{SHX}	キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する平均せん断応力	N/mm ²
τ_{SHY}	キャスク容器軸直角方向水平地震力によりキャスク支持架台の上部脚柱に発生する平均せん断応力	N/mm ²
τ_{THX}	キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に加わるねじりによるせん断応力	N/mm ²
τ_{HX}	水平地震力による平均せん断応力とねじりせん断応力の合成せん断応力	N/mm ²
$\Delta\sigma_c$	地震力のみによる引張・圧縮応力の応力範囲	N/mm ²
$\Delta\sigma_b$	地震力のみによる曲げ応力の応力範囲	N/mm ²
$\Delta\tau$	地震力のみによるせん断応力の応力範囲	N/mm ²
I + S _s	設計事象Ⅰの仮保管時の状態において、S _s 地震力が作用した場合の許容応力状態	—

注1) f_t^* , f_s^* , f_c^* , f_b^* , f_p^* : f_t , f_s , f_c , f_b , f_p の値を算出する際に設計・建設規格 SSB-3121.1(1)における「付録材料図表 Part5 表 8 に規定する材料の設計降伏点」とあるのを「付録材料図表 Part5 表 8 に規定する材料の設計降伏点の 1.2 倍の値」と読み替えて算出した値。

B. 計算条件

計算条件を表 2.2-1 に示す。

2.1 (1) 3) ③より支持架台の固有周期が 0.05[s]以下であることから、支持架台は剛であると考えられる。よって支持架台の機械的荷重である設計用地震力は乾式貯蔵キャスクと同様に 1.2ZPA とする。

C. 許容応力

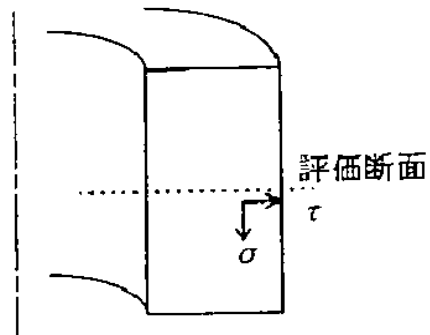
支持架台材料の許容応力値を表 2.2-2 に示す。

D. 応力の記号と方向

応力の記号とその方向は下記のとおりである。

σ : 評価断面に垂直な方向の応力

τ : せん断応力



② 応力計算

A. 応力評価点

支持架台の応力評価点を図 2.2-2 及び図 2.2-3 に示す。

B. 仮保管時（S_s地震力が作用する場合）

a. 荷重条件

仮保管時において S_s 地震力が作用する場合の荷重は、次に示す組合せとする。

荷重の組合せ：自重＋地震力

b. 計算方法

支持架台の応力計算は、以下に示す方法で計算する。

(a) 支持架台の応力

支持架台の上部脚柱（図 2.2-3 参照）に発生する圧縮応力、曲げ応力、せん断応力及びこれらの組合せ応力を計算する。

自重のみによる支持架台の上部脚柱（図 2.2-3 参照）の一次応力の圧縮応力（ σ_{co} ）、曲げ応力（ σ_{bo} ）、組合せ応力（ σ_{to} ）は次式で表される。

$$\sigma_{co} = \frac{(W_V + W_{S1}) \cdot G}{4 \cdot A_5} \quad (1)$$

$$\sigma_{bo} = \frac{(W_V + W_{S1}) \cdot G \cdot l_{TY}}{4 \cdot Z_{SCX}} \quad (2)$$

$$\sigma_{to} = \sigma_{co} + \sigma_{bo} \quad (3)$$

ここで、

W_V : キャスク容器（内部を含む）の総質量

・大型 115000 kg

・中型 96000 kg

W_{S1} : 支持架台の上部脚柱の総質量

・大型 600 kg

・中型 600 kg

A_5 : 支持架台の上部脚柱の断面積

・大型 50600 mm²

・中型 53080 mm²

l_{TY} : 図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点から断面中立軸までの距離

・大型 93.6 mm

・中型 116.4 mm

Z_{SCX} : 図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱の X 軸に関する断面係数

・大型 キャスク容器側 : $5.535 \times 10^6 \text{ mm}^3$

キャスク容器と反対側 : $2.611 \times 10^6 \text{ mm}^3$

・中型 キャスク容器側 : $7.081 \times 10^6 \text{ mm}^3$

キャスク容器と反対側 : $3.352 \times 10^6 \text{ mm}^3$

なお、応力計算では下記の荷重を組合せる。

- ①自重－鉛直方向地震力－軸方向水平地震力
 ②自重－鉛直方向地震力－軸直角方向水平地震力

イ. 自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合

(イ)一次応力

自重のみによる圧縮応力 (σ_{c0}) と鉛直方向地震力による圧縮応力 (σ_{cV}) の合成圧縮応力 (σ_{Tc})

$$\sigma_{cV} = \frac{C_V \cdot (W_V + W_{S1})}{4 \cdot A_5} \quad (4)$$

$$\sigma_{Tc} = \sigma_{c0} + \sigma_{cV} \quad (5)$$

自重のみによる曲げ応力 (σ_{b0}) と鉛直方向地震力による曲げ応力 (σ_{bV})、水平地震力による曲げ応力 (σ_{bHX}) の合成曲げ応力 (σ_{Tb})

$$\sigma_{bV} = \frac{C_V \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{TX}}{4 \cdot Z_{SCX}} \quad (6)$$

$$\sigma_{bHX} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{TZ}}{2 \cdot Z_{SCY}} \quad (7)$$

$$\sigma_{Tb} = \sigma_{b0} + \sigma_{bV} + \sigma_{bHX} \quad (8)$$

水平地震力による平均せん断応力 (τ_{SHX}) とねじりせん断応力 (τ_{THX}) の合成せん断応力 (τ_{HX})

$$\tau_{SHX} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1})}{2 \cdot A_5} \quad (9)$$

$$\tau_{THX} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{SY} \cdot \ell_{SC}}{2 \cdot J_5} \quad (10)$$

$$\tau_{HX} = \tau_{SHX} + \tau_{THX} \quad (11)$$

以上の圧縮応力 (σ_{Tc})、曲げ応力 (σ_{Tb})、せん断応力 (τ_{HX}) による組合せ応力 (σ_{THX}) は次式で表される。

$$\sigma_{THX} = \sqrt{(\sigma_{Tc} - \sigma_{Tb})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2} \quad (12)$$

ここで、

ℓ_{TZ} : 図 2.2-3 に示すトラニオン部 (荷重作用点) から支持架台の脚柱の応力評価部位までの距離

- ・大型 250 mm
- ・中型 250 mm

Z_{SCY} : 図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱の Y 軸に関する断面係数

- ・大型 $6.400 \times 10^6 \text{ mm}^3$
- ・中型 $6.815 \times 10^6 \text{ mm}^3$

J_5 : 図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱のねじり剛性係数

- ・大型 $3.448 \times 10^7 \text{ mm}^4$
- ・中型 $3.296 \times 10^7 \text{ mm}^4$

- l_{SV} : 図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点からせん断中心までの距離
 ・大型 124.7 mm
 ・中型 152.7 mm
- t_{SC} : トラニオン受部の上部支柱の板厚
 ・大型 50 mm
 ・中型 50 mm
- C_V : 鉛直方向加速度
 ・大型 0.49 G
 ・中型 0.49 G
- C_H : 水平方向加速度
 ・大型 0.79 G
 ・中型 0.79 G

(ロ)一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲 ($\Delta \sigma_c$), 曲げの応力範囲

($\Delta \sigma_b$), せん断の応力範囲 ($\Delta \tau$), 及び座屈応力 (σ_c) は次式により表される。なお, この部位では支圧応力, せん断座屈, 曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈を評価する。

$$\Delta \sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cV} \quad (13)$$

$$\Delta \sigma_b = 2 \cdot (\sigma_{bV} - \sigma_{bHX}) \quad (14)$$

$$\Delta \tau = 2 \cdot \tau_{HX} \quad (15)$$

$$\sigma_c = \sigma_{Te} \quad (16)$$

ロ. 自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力の場合

(イ)一次応力

自重のみによる応力と鉛直方向地震力による応力, 軸直角方向水平地震力による曲げ応力 (σ_{bHY}) を組合せた曲げ応力 (σ_{TB}) 及び平均せん断応力 (τ_{SHY}) との組合せ応力 (σ_{THY}) は次式で表される。

$$\sigma_{bHY} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{TZ}}{4 \cdot Z_{SCX}} \quad (17)$$

$$\tau_{SHY} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1})}{4 \cdot A_S} \quad (18)$$

$$\sigma_{TB} = \sigma_{bG} + \sigma_{bV} + \sigma_{bHY} \quad (19)$$

$$\sigma_{THY} = \sqrt{(\sigma_{Te} - \sigma_{TB})^2 + 3 \cdot \tau_{SHY}^2} \quad (20)$$

(ロ)一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲 ($\Delta \sigma_b$), せん断の応力範囲 ($\Delta \tau$) は次式により表される。引張・圧縮の応力範囲 ($\Delta \sigma_c$) は (13) 式による。なお, この部位では支圧応力は生じない。座屈評価は (16) 式による。

$$\Delta \sigma_b = 2 \cdot (\sigma_{bV} - \sigma_{bHY}) \quad (21)$$

$$\Delta \tau = 2 \cdot \tau_{SHY} \quad (22)$$

c. 計算結果

応力計算結果を表 2.2-3 に示す。

③ 応力の評価

A. 一次応力の評価

設計事象における評価を表 2.2-3 に示す。

表 2.2-3 より、支持架台の一次応力は、許容応力以下となる。

B. 一次＋二次応力の評価

設計事象における評価を表 2.2-3 に示す。

表 2.2-3 より、支持架台の一次＋二次応力は、許容応力以下となる。

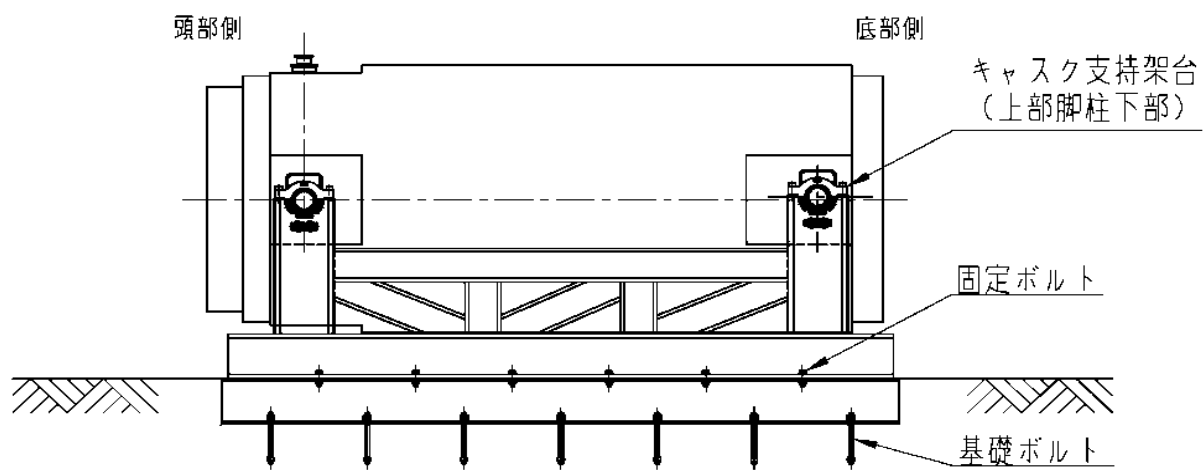


図 2.2-2 応力評価部位

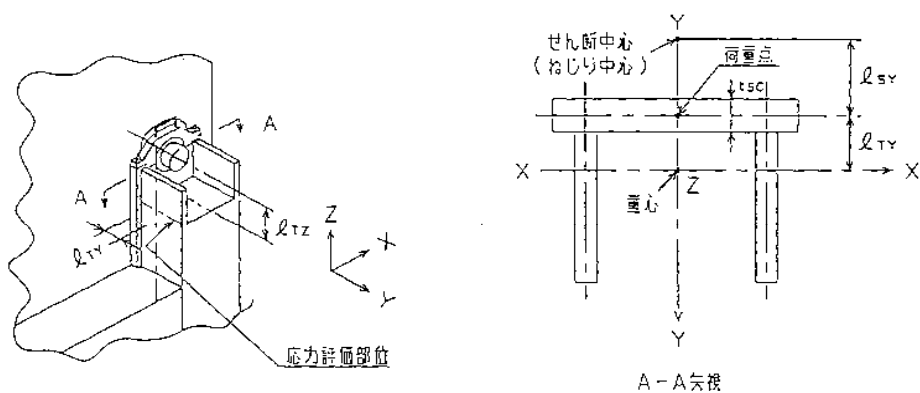


図 2.2-3 応力評価部位 (キャスク支持架台の上部脚柱)

表 2.2-1 計算条件

項 目		計算条件
機械的荷重	地 震 力	S _s 地震力 水平方向 : 0.79 G 鉛直方向 : 0.49 G
熱 荷 重	最高使用温度	50℃
材料		SS400

表 2.2-2 支持構造物用材料の許容応力値

許容 応力 区分	応力の種類		許容応力値 (N/mm ²)		
			炭素鋼 ¹⁾ (支持架台)		
			大型	中型	許容値基準
			SS400	SS400	
I + S _s	一次 応力	引張応力	253	253	1.5 f _t [*]
		圧縮応力	210	211	1.5 f _c [*]
		せん断応力	146	146	1.5 f _s [*]
		曲げ応力	253	253	1.5 f _b [*]
		支圧応力	346	346	1.5 f _p [*]
	一次 ・ 二次 応力	引張・圧縮応力	423	423	3 f _t ²⁾
		せん断応力	244	244	3 f _s ²⁾
		曲げ応力	423	423	3 f _b ²⁾
		支圧応力	346	346	1.5 f _p [*]
		座屈応力	210	211	1.5 f _b , 1.5 f _s 又は 1.5 f _c

注 1) 一次応力における組合せ応力評価は以下による。

- ① 評価断面に垂直な方向の応力 (σ) とせん断応力 (τ) を組合せた応力 (σ_T) は、引張応力に対する許容応力値以下であること。

$$\sigma_T = \sqrt{\sigma^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

- ② 組合せ応力評価として、評価断面に垂直な方向の応力同士での組合せ (軸応力・曲げ応力、せん断応力を考慮しない) として下記の評価がある。

○圧縮応力と曲げ応力との組合せが生じる場合は、次式を満足すること。

$$\frac{|\sigma_c|}{1.5 \cdot f_c^*} + \frac{e \sigma_b}{1.5 \cdot f_b^*} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|t \sigma_b - \sigma_c|}{1.5 \cdot f_t^*} \leq 1$$

○引張応力と曲げ応力との組合せが生じる場合は、次式を満足すること。

$$\frac{|\sigma_t + t \sigma_b|}{1.5 \cdot f_t^*} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{e \sigma_b - |\sigma_t|}{1.5 \cdot f_b^*} \leq 1$$

ここで、σ_c : 平均圧縮応力 (N/mm²)

σ_t : 平均引張応力 (N/mm²)

e σ_b : 圧縮側曲げ応力 (N/mm²)

t σ_b : 引張側曲げ応力 (N/mm²)

注 2) S_s 地震力のみによる応力範囲について評価。

表 2.2-3 支持架台の応力評価（仮保管時：S_g地震力が作用する場合）

（単位：N/mm²）

部位	応力の種類		大型			中型		
			計算値		許容応力	計算値		許容応力
			ケース 1 ¹⁾	ケース 2 ¹⁾		ケース 1 ¹⁾	ケース 2 ¹⁾	
支持架台	一次応力	引張応力	—	—	253	—	—	253
		圧縮応力	9	9	210	7	7	211
		せん断応力	90	5	146	94	4	146
		曲げ応力	33	37	253	26	27	253
		組合せ応力	159	30	253	165	21	253
		支圧応力	—	—	346	—	—	346
	二次 — 二次応力 ²⁾	引張・圧縮応力	6	6	423	5	5	423
		せん断応力	180	9	244	188	7	244
		曲げ応力	45	53	423	36	36	423
		支圧応力	—	—	346	—	—	346
		座屈応力 ³⁾	9	9	210	7	7	211

注 1) ケース 1 は自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合

ケース 2 は自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力の場合

注 2) S_g地震力のみによる応力範囲について評価

注 3) 自重＋地震力の最大応力で評価

4) 固定ボルト，基礎ボルト

① 概要

本項では，大型及び中型の乾式貯蔵キャスクの支持構造物のうち固定ボルト，基礎ボルトに関する応力計算について示す。

なお，地震時における支持架台の設計震度は大型と中型で同じであり，乾式貯蔵キャスクの質量は大型の方が大きく（大型：115000kg，中型：96000kg），また当該評価部位の形状，材料等は共通であるため大型のみを検討対象とする。

A. 形状・寸法・材料

本計算書で解析する箇所の形状・寸法・材料を図 2.2-4 に示す。

B. 計算条件

計算条件を表 2.2-4 に示す。

C. 許容応力

解析箇所の許容応力を表 2.2-5 に示す。

D. 応力の記号と方向

応力の記号とその方向は，3) ① D 項と同じである。

② 応力計算

A. 荷重条件

仮保管時において S_3 地震力が作用する場合の荷重は、次に示す組合せとする。

荷重の組合せ：自重＋地震力

B. 計算方法

固定ボルト、基礎ボルトの応力計算は、以下に示す方法で計算する。

なお、鉛直地震力と水平地震力を同時に考慮した荷重により、発生する応力を計算する。

a. 固定ボルトの応力

(a) 固定ボルトの引張応力

イ. 自重－鉛直方向地震力－軸方向水平地震力の場合

図 2.2-6 において、最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い固定ボルトである。支点回りのモーメントの釣合による最大引張応力 (σ_{TIX}) は次式で表される。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_{TIX} &= \frac{F_{TXi}}{A_{TB}} \\ F_{TXi} &= \frac{L_{TXi} \cdot M_{TIX}}{\sum_{i=1}^n N_{TXi} \cdot L_{TXi}^2} \\ M_{TIX} &= \{C_{II} \cdot H_{TIG} - (1G - C_I) \cdot L_{TIG}\} \cdot W_I + \{C_{II} \cdot H_{ISG} - (1G - C_I) \cdot L_{ISGA}\} \cdot W_S \end{aligned} \right\} (1)$$

ここで、

W_I : キヤスク質量 (=115000 kg)

W_S : キヤスク支持架台質量 (=15000 kg)

C_I : 鉛直方向震度 (=0.49 G)

C_{II} : 水平方向震度 (=0.79 G)

G : 重力加速度 (=9.80665 m/s²)

$F_{TXi} \sim F_{TXn}$: 図 2.2-6 に示す固定ボルトに発生する引張力 (N)

A_{TB} : 固定ボルト 1 本の呼び径断面積 (=855.3 mm²)

$L_{TXi} \sim L_{TXn}$: 図 2.2-6 に示す固定ボルトの各位置 (mm)

ΔL_{TX} : 図 2.2-6 に示す固定ボルトの間隔

$$L_{TXi+1} - L_{TXi} = \Delta L_{TX}$$

$$\Delta L_{TX} (-800 \text{ mm}), L_{JXI} (-4750 \text{ mm})$$

$N_{TXi} \sim N_{TXn}$: 図 2.2-6 に示す固定ボルトの各位置での本数 (=各 2 本)

M_{TIX} : 軸方向水平地震力に関する転倒モーメント (N・mm)

H_{TIG} : 図 2.2-6 に示すキヤスク容器の重心高さ (=1600 mm)

H_{ISG} : 図 2.2-6 に示すキヤスク支持架台の重心高さ (=522 mm)

L_{TIGX} : 図 2.2-6 に示すキヤスク容器の軸方向の重心位置 (=2672 mm)

L_{ISGX} : 図 2.2-6 に示すキヤスク支持架台の軸方向の重心位置 (=2754.9 mm)

(1) 式の転倒モーメント (M_{ITM}) が負であれば、引張力 (F_{IV}) は作用しないので、この場合は引張応力の計算は省略する。

ロ、自重+鉛直方向地震力+軸直角方向地震力の場合

図 2.2-7 において、最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い固定ボルトである。支点回りのモーメントを片側の固定ボルトで受ける場合の最大引張応力 (σ_{IVN}) は次式で表される。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_{IVN} &= \frac{F_{IV}}{A_{IV}} \\ F_{IV} &= \frac{M_{ITM}}{N_{IV} \cdot L_{IV}} \\ M_{ITM} &= \{C_H \cdot H_{IVG} - (1G - C_V) \cdot L_{IVG}\} \cdot W_V + \{C_H \cdot H_{ISG} - (1G - C_V) \cdot L_{ISG}\} \cdot W_S \end{aligned} \right\} (2)$$

ここで、

W_V : キヤスク質量 (=115000 kg)

W_S : キヤスク支持架台質量 (=15000 kg)

C_V : 鉛直方向震度 (=0.49 G)

C_H : 水平方向震度 (=0.79 G)

G : 重力加速度 (=9.80665 m/s²)

F_{IV} : 図 2.2-7 に示す固定ボルトに発生する引張力 (N)

A_{IV} : 固定ボルト 1 本の呼び径断面積 (=855.3 mm²)

L_{IV} : 図 2.2-7 に示す支点から固定ボルトまでの距離 (=3200 mm)

N_{IV} : 図 2.2-7 に示す固定ボルト位置 (L_{IV}) での本数 (=6 本)

M_{ITM} : 軸直角方向水平地震力に関する転倒モーメント (N・mm)

H_{IVG} : 図 2.2-7 に示すキヤスク容器の重心高さ (=1600 mm)

H_{ISG} : 図 2.2-7 に示すキヤスク支持架台の重心高さ (=522 mm)

L_{IVG} : 図 2.2-7 に示すキヤスク容器の軸直角方向の重心位置 (=1650 mm)

L_{ISG} : 図 2.2-7 に示すキヤスク支持架台の軸直角方向の重心位置 (=1650 mm)

(2) 式の転倒モーメント (M_{ITM}) が負であれば、引張力 (F_{IV}) は作用しないので、この場合は引張応力の計算は省略する。

(b) 固定ボルトのせん断応力

固定ボルトのせん断応力 (τ_f) は次式で表される。

$$\tau_f = \frac{C_H \cdot (W_V - W_S)}{N_f \cdot A_{fm}} \quad (3)$$

ここで、

C_H : 水平方向震度 (=0.79 G)

N_f : 固定ボルトの本数 (=12 本)

A_{fm} : 固定ボルトの有効断面積 (=693.6 mm²)

W_V : キャスク質量 (=115000 kg)

W_S : キャスク支持架台質量 (=15000 kg)

G : 重力加速度 (=9.80665 m/s²)

b. 基礎ボルトの応力

(a) 基礎ボルトの引張応力

イ. 自重—鉛直方向地震力+軸方向水平地震力の場合

図 2.2-8 において、最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い基礎ボルトである。支点回りのモーメントの釣合による最大引張応力 (σ_{tX}) は次式で表される。

$$\left. \begin{aligned} \sigma_{tX} &= \frac{F_{tX}}{A_{tb}} \\ F_{tX} &= \frac{L_{aX1} \cdot M_{eTX}}{\sum_i N_{aX1} \cdot L_{aX1}^2} \\ M_{eTX} &= \{C_H \cdot H_{eVG} - (1G - C_V) \cdot L_{eVG}\} \cdot W_V + \{C_H \cdot H_{eSG} - (1G - C_V) \cdot L_{eSG}\} \cdot W_S \\ &\quad - \{C_H \cdot H_{ePG} - (1G - C_V) \cdot L_{ePG}\} \cdot W_P \end{aligned} \right\} (4)$$

ここで、

W_V : キヤスク質量 (=115000 kg)

W_S : キヤスク支持架台質量 (=15000 kg)

W_P : 固定具質量 (=3000 kg)

C_V : 鉛直方向震度 (=0.49 G)

C_H : 水平方向震度 (=0.79 G)

G : 重力加速度 (=9.80665 m/s²)

$F_{tX1} \sim F_{tX7}$: 図 2.2-8 に示す基礎ボルトに発生する引張力 (N)

A_{tb} : 基礎ボルト 1 本の呼び径断面積 (=1017.9 mm²)

$L_{tX1} \sim L_{tX7}$: 図 2.2-8 に示す基礎ボルトの各位置 (mm)

ΔL_{tX} : 図 2.2-8 に示す基礎ボルトの間隔

$$L_{tX1+1} = L_{tX2} - \Delta L_{tX}$$

$$\Delta L_{tX} (=800 \text{ mm}), \Delta L_{tX1} (=5200 \text{ mm})$$

$N_{tX1} \sim N_{tX7}$: 図 2.2-8 に示す基礎ボルトの各位置での本数 (本)

M_{eTX} : 軸方向水平地震力に関する転倒モーメント (N・mm)

H_{eVG} : 図 2.2-8 に示すキヤスク容器の重心高さ (=2000 mm)

H_{eSG} : 図 2.2-8 に示すキヤスク支持架台の重心高さ (=922 mm)

H_{ePG} : 図 2.2-8 に示す固定具の重心高さ (=200 mm)

L_{eVGX} : 図 2.2-8 に示すキヤスク容器の軸方向の重心位置
(=2722 mm)

L_{eSGX} : 図 2.2-8 に示すキヤスク支持架台の軸方向の重心位置
(=2804.9 mm)

L_{ePGX} : 図 2.2-8 に示す固定具の軸方向の重心位置 (=2800 mm)

(4) 式の転倒モーメント (M_{eTX}) が負であれば、引張力 (F_{tX1}) は作用しないので、この場合は引張応力の計算は省略する。

ロ. 自重－鉛直方向地震力－軸直角方向地震力の場合

図 2. 2-9 において、最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い基礎ボルトである。支点回りのモーメントを片側の基礎ボルトで受ける場合の最大引張応力（ σ_{tall} ）は次式で表される。

$$\sigma_{\text{tall}} = \frac{F_{\text{aV2}}}{A_{\text{ab}}} \quad \left. \begin{aligned} F_{\text{aV2}} &= \frac{M_{\text{aTFY}} \cdot L_{\text{aV2}}}{N_{\text{aV1}} \cdot L_{\text{aV1}}^2 + N_{\text{aV2}} \cdot L_{\text{aV2}}^2} \\ M_{\text{aTFY}} &= \{C_{\text{H}} \cdot H_{\text{aVG}} - (1G - C_{\text{V}}) \cdot L_{\text{aVG}}\} \cdot W_{\text{V}} + \{C_{\text{H}} \cdot H_{\text{aSG}} - (1G - C_{\text{V}}) \cdot L_{\text{aSGV}}\} \cdot W_{\text{S}} \\ &\quad - \{C_{\text{H}} \cdot H_{\text{aPG}} - (1G - C_{\text{V}}) \cdot L_{\text{aPGV}}\} \cdot W_{\text{P}} \end{aligned} \right\} (5)$$

ここで、

- W_{V} : キヤスク質量（=115000 kg）
- W_{S} : キヤスク支持架台質量（=15000 kg）
- W_{P} : 固定具質量（=3000 kg）
- C_{V} : 鉛直方向震度（=0.49 G）
- C_{H} : 水平方向震度（=0.79 G）
- G : 重力加速度（=9.80665 m/s²）
- $F_{\text{aV1}} \sim F_{\text{aV2}}$: 図 2. 2-9 に示す基礎ボルトに発生する引張力（N）
- A_{ab} : 固定ボルト 1 本の呼び径断面積（=1017.9 mm²）
- $L_{\text{aV1}} \sim L_{\text{aV2}}$: 図 2. 2-9 に示す支点から基礎ボルトまでの距離
（ $L_{\text{aV1}}=3200$ mm, $L_{\text{aV2}}=3000$ mm）
- N_{aV1} : 図 2. 2-9 に示す基礎ボルト位置（ L_{aV1} ）での本数（=各 7 本）
- M_{aTFY} : 軸直角方向水平地震力に関する転倒モーメント（N・mm）
- H_{aVG} : 図 2. 2-9 に示すキヤスク容器の重心高さ（=2000 mm）
- H_{aSG} : 図 2. 2-9 に示すキヤスク支持架台の重心高さ（=922 mm）
- H_{aPG} : 図 2. 2-9 に示す固定具の重心高さ（=200 mm）
- L_{aVG} : 図 2. 2-9 に示すキヤスク容器の軸直角方向の重心位置（=1650 mm）
- L_{aSGV} : 図 2. 2-9 に示すキヤスク支持架台の軸直角方向の重心位置（=1650 mm）
- L_{aPGV} : 図 2. 2-9 に示すキヤスク支持架台の軸直角方向の重心位置（=1650mm）

(5) 式の転倒モーメント（ M_{aTFY} ）が負であれば、引張力（ F_{aV1} ）は作用しないので、この場合は引張応力の計算は省略する。

(b) 基礎ボルトのせん断応力

基礎ボルトのせん断応力 (τ_v) は次式で表される。

$$\tau_v = \frac{C_H \cdot (W_V + W_S + W_P)}{N_b \cdot A_{t,b}} \quad (6)$$

ここで、

C_H : 水平方向震度 (=0.79 G)

N_b : 基礎ボルトの本数 (=28 本)

$A_{t,b}$: 基礎ボルトの有効断面積 (=816.7 mm²)

W_V : キヤスク質量 (=115000 kg)

W_S : キヤスク支持架台質量 (=15000 kg)

W_P : 固定具質量 (=3000 kg)

G : 重力加速度 (=9.80665 m/s²)

④応力の評価

設計事象Ⅰ－S₃における固定ボルト及び基礎ボルトの評価を表2.2-6に示す。

表2.2-6より、各部の一次応力は許容応力以下となっている。

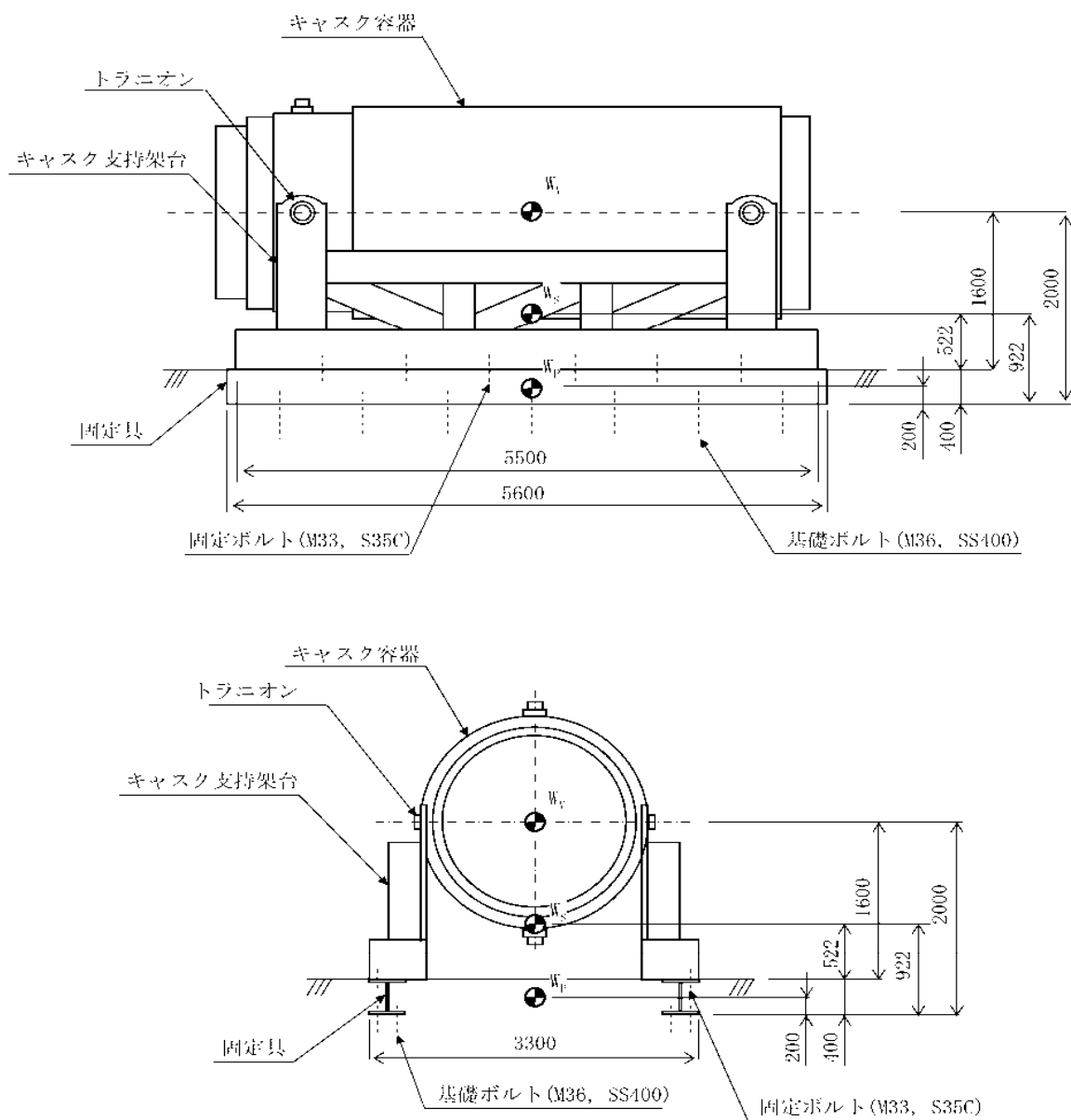


図 2.2-4 形状・寸法・材料

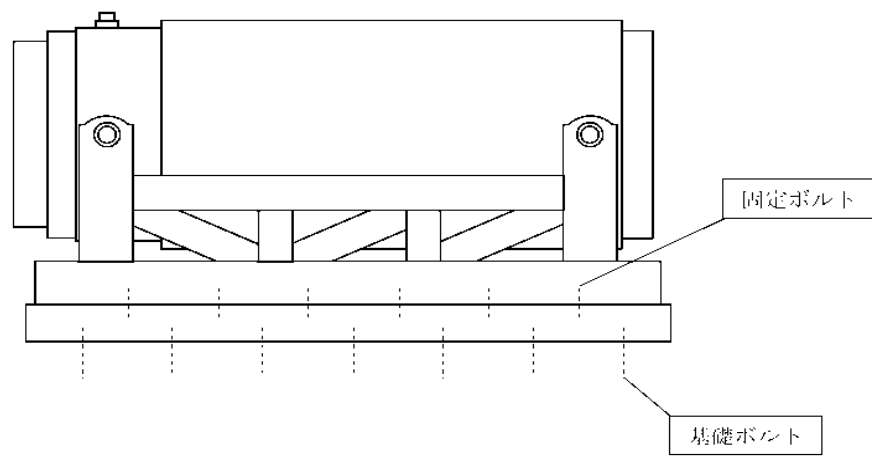


図 2.2-5 応力評価部位

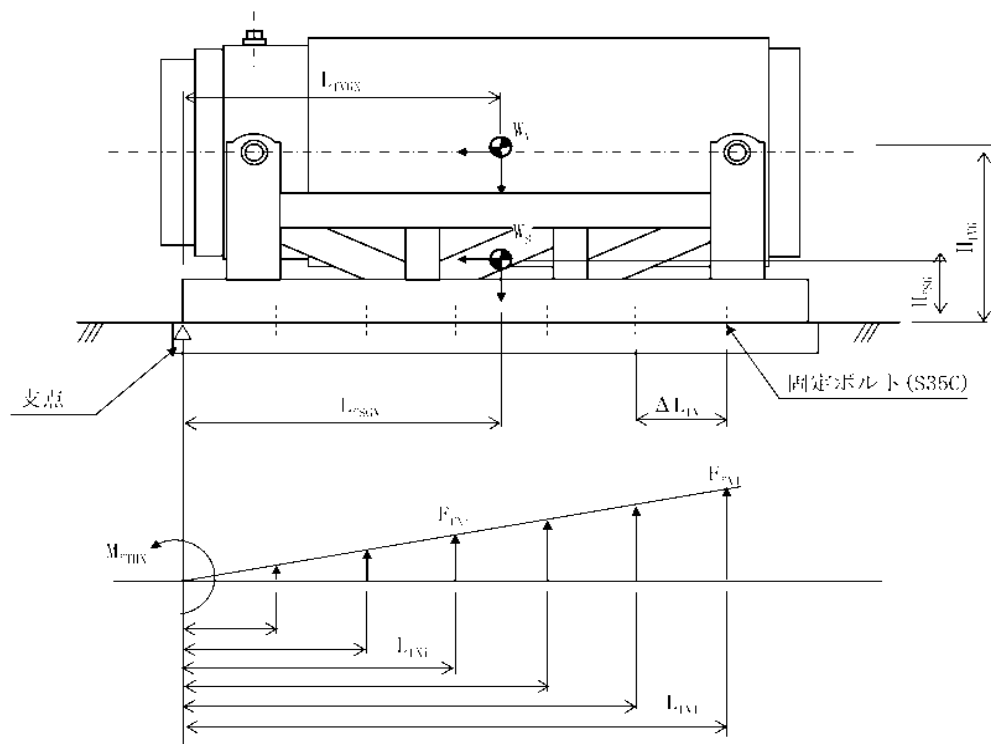


図 2.2-6 自重+鉛直方向地震力+軸方向水平地震力が作用した場合の
固定ボルトの引張応力計算モデル

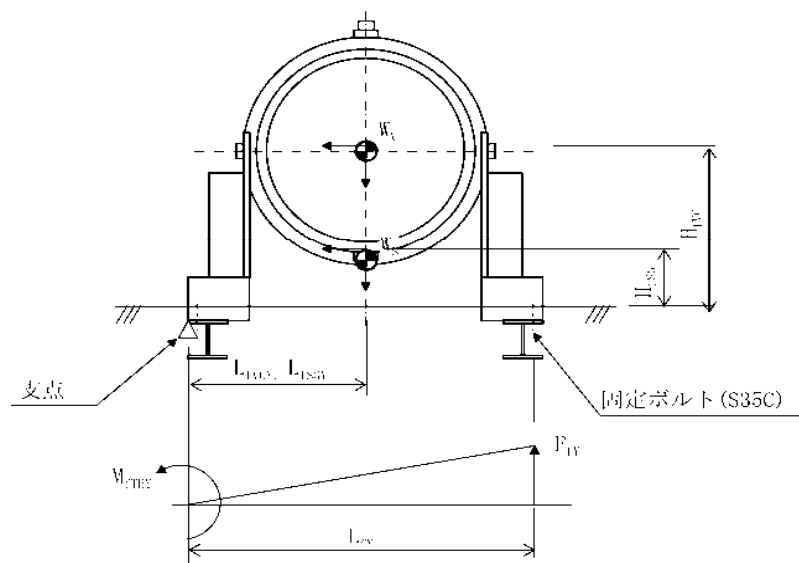


図 2.2-7 自重+鉛直方向地震力+軸直角方向水平地震力が作用した場合の
固定ボルトの引張応力計算モデル

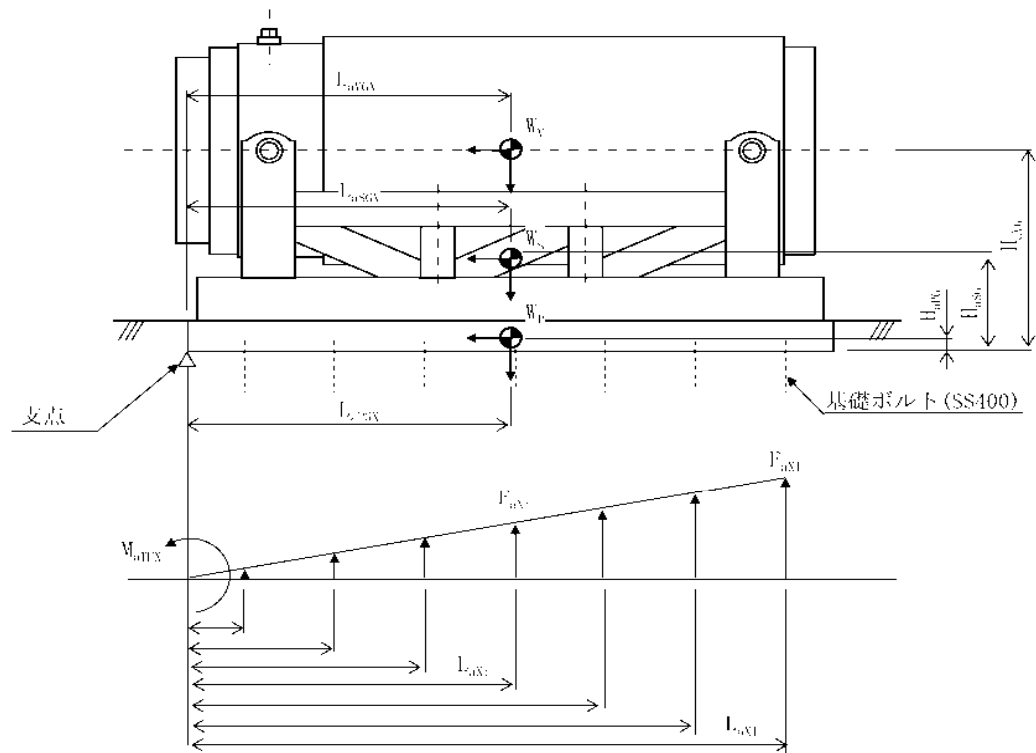


図 2.2-8 自重+鉛直方向地震力+軸方向水平地震力が作用した場合の
基礎ボルトの引張応力計算モデル

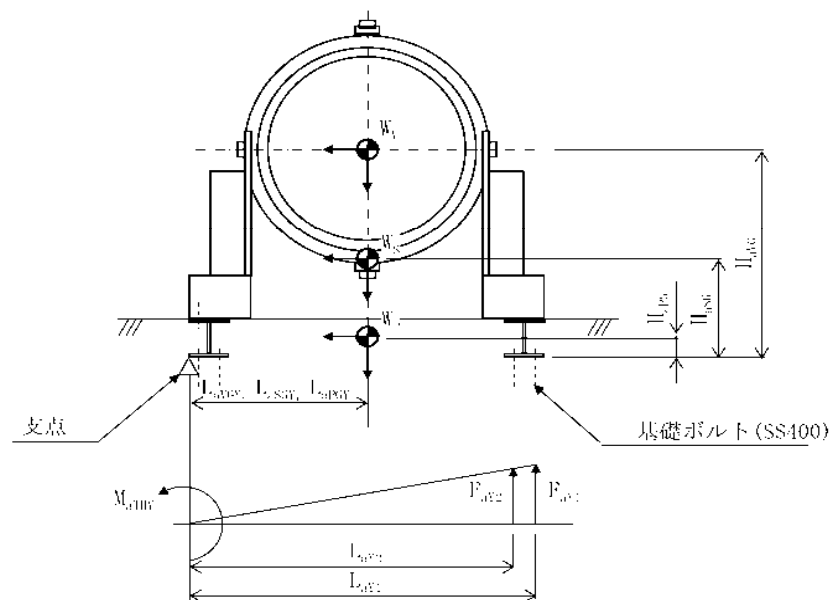


図 2.2-9 自重+鉛直方向地震力+軸直角方向水平地震力が作用した場合の
基礎ボルトの引張応力計算モデル

表 2.2-4 計算条件

項 目		計算条件
機械的荷重	地震力	S _s 地震力 水平方向 : 0.79 G 鉛直方向 : 0.49 G
熱 荷 重	最高使用温度	50℃
材料	固定ボルト	炭素鋼(S35C)
	基礎ボルト	炭素鋼(SS400)

表 2.2-5 許容応力

(単位 : N/mm²)

部位	材料	設計事象	許容応力 (G11)	
			引張	せん断
固定ボルト	炭素鋼 (S35C)	1 - S _s	(注 2)	224
基礎ボルト	炭素鋼 (SS400)		(注 2)	158

(注 1) 許容応力は、次式で算出

<固定ボルト及び基礎ボルト>

$$\text{許容引張応力} \quad f_t = \frac{F}{2} \times 1.5$$

$$\text{許容せん断応力} \quad f_s = \frac{F}{1.5\sqrt{3}} \times 1.5$$

ただし、

$$F : \text{設計基準強度 (N/mm}^2\text{)} \quad F = \text{Min}[1.2S_y, 0.7S_u]$$

(注 2) 固定ボルト及び基礎ボルトの許容引張応力はせん断応力との組合せを考慮し、次式で低減させる

$$\text{Min}[f_{t0}, 1.4f_{t0} - 1.6\tau]$$

ここで、

 f_{t0} : ボルトの許容引張応力 (N/mm²) τ : ボルトに発生するせん断応力 (N/mm²)

表 2.2-6 固定ボルト及び基礎ボルトの応力評価（設計事象 I + S_u）

（単位：N/mm²）

部位	応力の種類	計算値		許容応力 ^(注2)
		ケース 1 ^(注1)	ケース 2 ^(注1)	
固定ボルト	引張	— ^(注3)	26	213
	せん断	121	121	224
基礎ボルト	引張	2	19	206
	せん断	45	45	158

（注 1） ケース 1：白重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力

 ケース 2：白重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

（注 2） 固定ボルト及び基礎ボルトの許容引張応力は、発生せん断応力を考慮し低減させた値

（注 3） (1)式に示す転倒モーメント（ M_{TIR} ）が負となり、固定ボルトに引張応力が発生しない。

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク

1) 評価方針

キャスク仮保管設備における輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の基準地震動 S_s に対する耐震性について示すものである。なお、輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

2) 主な構成部材と適用基準

① 主な構成部材

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の耐震強度は、地震時に要求される安全機能を維持するため、鋼製支持架台、埋め込み金物、基礎ボルト、コンクリート支持架台により構成される。

② 適用基準と規格

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は原子力発電所耐震設計技術規程 [JEAC4601 2008] 及び、発電用原子力設備規格 設計・建設規格 2005 年版 (2007 年追補版含む) [JSME S NC1-2005/2007] を適用する。

3) 固有周期の算定

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の固有周期は 2.1 乾式キャスクの耐震性 (3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の内 2) 固有周期の算定と同一である。

4) 設計震度

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の設計震度は 2.1 (3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の内 3) 設計震度と同一である。

5) 解析条件

① 荷重の組合せ

S_s 地震時の評価において、輸送貯蔵兼用キャスクの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せを表 2.2-7 に示す。

表 2.2-7 輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象 評価事象		自重による荷重	地震荷重
I + S s	S s 地震力が作用する場合	○	○

② 解析箇所

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析を行う箇所を図 2.2-10 に示す。

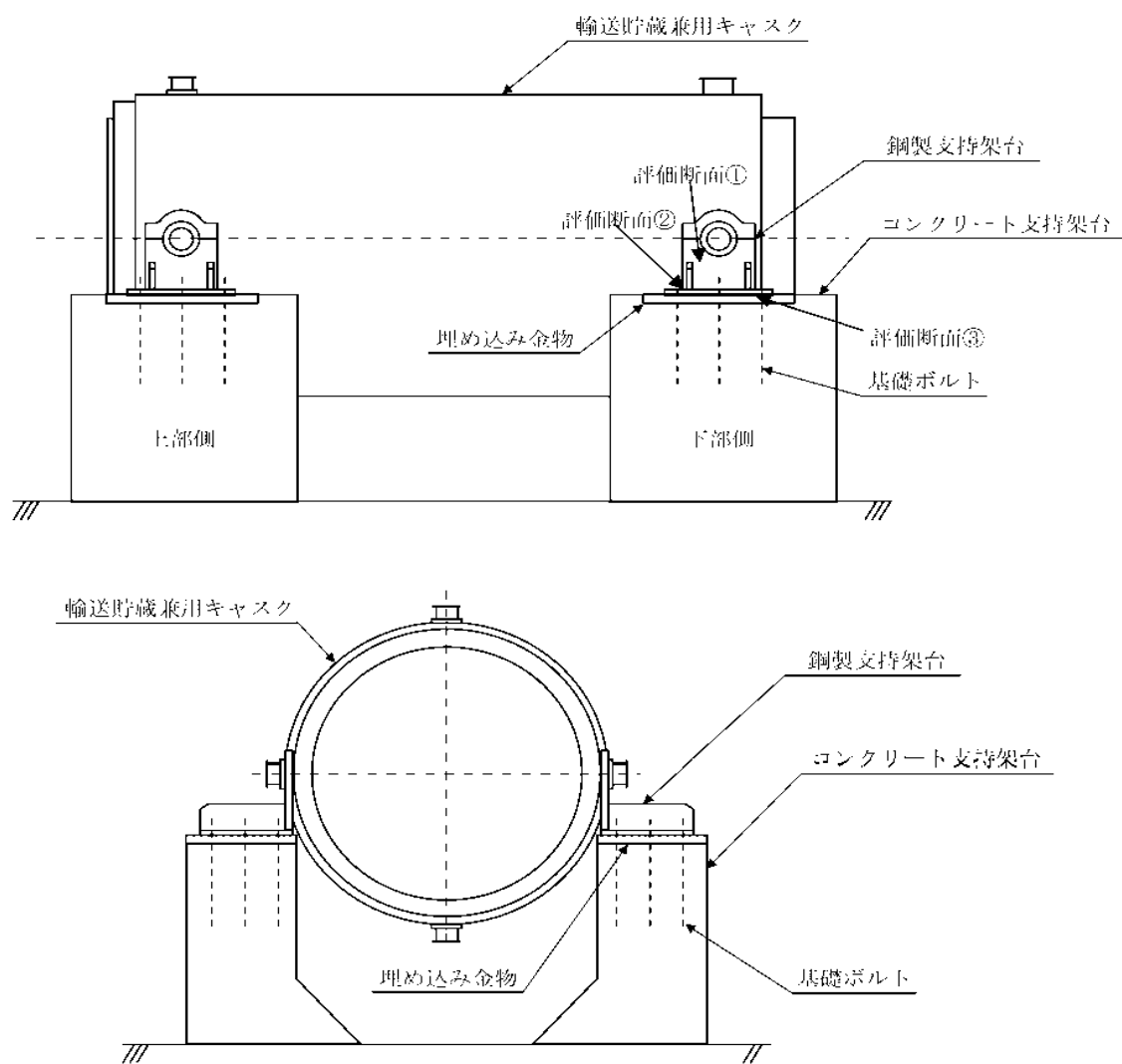


図 2.2-10 輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台

6) 解析

① 解析手順

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析フローを図 2.2-11 に示す。

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析は、想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて行う。

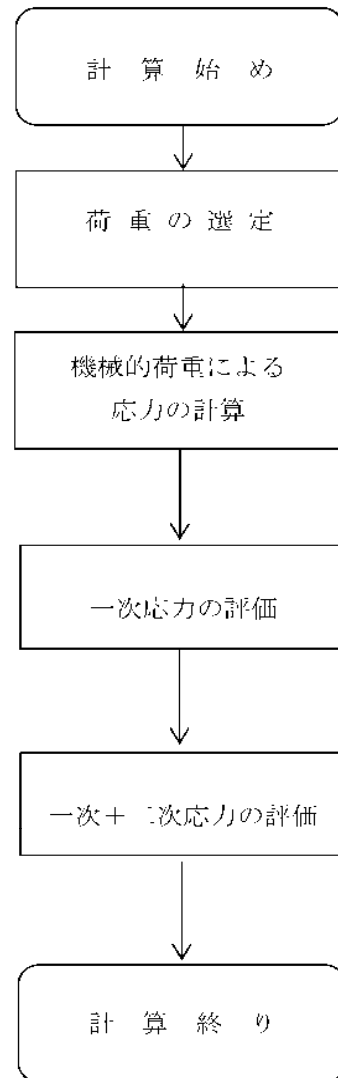


図 2.2-11 輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析フロー図

② 荷重条件の選定

貯蔵時において Ss 地震力が作用する場合の荷重は次に示す組合せとする。

自重－地震力

③ 荷重計算

図 2.2-12 に示す鋼製支持架台 1 脚に作用するキャスクの自重(F_{u1} , F_{uL})は次式で表される。

$$F_{WU} = \frac{P_W}{2} \cdot \frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{WL} = \frac{P_W}{2} \cdot \frac{a}{(a+b)}$$

$$P_W = W \cdot g$$

ここで、

F_{u1} :鋼製支持架台 1 脚（上部側）に作用するキャスクの自重(N)

F_{uL} :鋼製支持架台 1 脚（下部側）に作用するキャスクの自重(N)

P_x :キャスク自重(N)

a :キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離(mm)

b :キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離(mm)

W :キャスク設計質量(kg)

g :重力加速度(m/s^2)

図 2.2-12 に示す鋼製支持架台 1 脚に作用する鉛直方向地震力(F_{v1} , F_{vL})は次式で表される。

$$F_{vU} = \frac{P_v}{2} \cdot \frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{vL} = \frac{P_v}{2} \cdot \frac{a}{(a+b)}$$

$$P_v = W \cdot C_v \cdot g$$

ここで、

F_{v1} :鋼製支持架台 1 脚（上部側）に作用する鉛直方向地震力(N)

F_{vL} :鋼製支持架台 1 脚（下部側）に作用する鉛直方向地震力(N)

P_v :キャスクに作用する鉛直方向地震力(N)

a :キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離(mm)

b :キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離(mm)

W :キャスク設計質量(kg)

C_v :鉛直方向震度

g :重力加速度(m/s^2)

図 2.2-12 に示す鋼製支持架台 1 脚に作用する軸方向水平地震力(F_{HXU} , F_{HXL})は次式で表される。なお、上部側のトラニオン受けには、キャスク軸方向にスライドする機構を備えており、軸方向水平地震力は作用しない。

$$F_{HXU} = 0$$

$$F_{HXL} = \frac{P_{HX}}{2}$$

$$P_{HX} = W \cdot C_H \cdot g$$

ここで、

F_{HXU} :鋼製支持架台 1 脚（上部側）に作用する軸方向水平地震力(N)

F_{HXL} :鋼製支持架台 1 脚（下部側）に作用する軸方向水平地震力(N)

P_{HX} :キャスクに作用する軸方向水平地震力(K)

W :キャスク設計質量(kg)

C_H :水平方向震度

g :重力加速度(m/s²)

図 2.2-12 に示す鋼製支持架台 1 脚に作用する軸直角方向水平地震力(F_{HYU} , F_{HYL})は次式で表される。なお、トラニオン受けには、鋼製支持架台に作用する軸直角方向荷重が、キャスクから支持架台の方向のみ作用する機構を備えている。

$$F_{HYU} = P_{HY} \cdot \frac{b}{(a + b)}$$

$$F_{HYL} = P_{HY} \cdot \frac{a}{(a + b)}$$

$$P_{HY} = W \cdot C_H \cdot g$$

ここで、

F_{HYU} :鋼製支持架台 1 脚（上部側）に作用する軸直角方向水平地震力(N)

F_{HYL} :鋼製支持架台 1 脚（下部側）に作用する軸直角方向水平地震力(N)

P_{HY} :キャスクに作用する軸直角方向水平地震力(K)

a :キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離(mm)

b :キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離(mm)

W :キャスク設計質量(kg)

C_H :水平方向震度

g :重力加速度(m/s²)

④ 応力評価

A. 自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力

a. 鋼製支持架台（評価断面①）

(a) 一次応力

図 2.2-13 において自重のみによる圧縮応力(σ_{cw})と鉛直方向地震力による圧縮応力(σ_{cv})の合成圧縮応力(σ_{cT})は次式で表される。

$$\sigma_{cw} = \frac{F_w}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cv} = \frac{F_v}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cw} + \sigma_{cv}$$

図 2.2-13 において軸方向水平地震力による曲げ応力(σ_{bHX})は次式で表される。

$$\sigma_{bHX} = \frac{F_{HX} \cdot l}{t \cdot B^2 / 6}$$

図 2.2-13 において軸方向水平地震力による平均せん断応力(τ_{HX})は次式で表される。

$$\tau_{HX} = \frac{F_{HX}}{B \cdot t}$$

以上の合成圧縮応力(σ_{cT})、曲げ応力(σ_{bHX})、平均せん断応力(τ_{HX})による組合せ応力(σ_{THX})は次式で表される。

$$\sigma_{THX} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bHX})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2}$$

ここで、

F_w : 図 2.2-12 に示す自重の設計用値(N)

F_v : 図 2.2-12 に示す鉛直方向地震力の設計用値(N)

F_{HX} : 図 2.2-12 に示す軸方向水平地震力の設計用値(N)

B : 図 2.2-13 に示す評価断面の幅(mm)

t : 図 2.2-13 に示すトラニオン受部の板厚(mm)

l : 図 2.2-13 に示す軸方向水平地震力に対するモーメントアーム(mm)

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲($\Delta \sigma_c$)、曲げの応力範囲($\Delta \sigma_b$)、せん断の応力範囲($\Delta \tau$)、及び座屈応力(σ_{bc})は次式により表される。

なお、この部位では支圧応力、せん断座屈、曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta \sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cv}$$

$$\Delta \sigma_b = 2 \cdot \sigma_{bHX}$$

$$\Delta \tau = 2 \cdot \tau_{HX}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

b. 鋼製支持架台(評価断面②)

(a) 一次応力

図2.2-14において自重のみによる圧縮応力 (σ_{cW}) と鉛直方向地震力による圧縮応力 (σ_{cV}) の合成圧縮応力 (σ_{cT}) は次式で表される。

$$\sigma_{cW} = \frac{F_W}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図2.2-14において自重による曲げ応力 (σ_{bW1} , σ_{bW2}) , 鉛直方向地震力による曲げ応力 (σ_{bV1} , σ_{bV2}) , 及び軸方向水平地震力による曲げ応力 (σ_{bHX1} , σ_{bHX2}) の合成曲げ応力 (σ_{bT1} , σ_{bT2}) は次式で表される。

$$\sigma_{bW1} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bW2} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_2 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bV1} = \frac{F_V \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bV2} = \frac{F_V \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_2 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bHX1} = \frac{F_{HX} \cdot l}{I_Y} \cdot L_3 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bHX2} = \frac{F_{HX} \cdot l}{I_Y} \cdot L_4 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bT1} = \sigma_{bW1} + \sigma_{bV1} + \sigma_{bHX1} \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bT2} = \sigma_{bW2} + \sigma_{bV2} + \sigma_{bHX2} \quad (\text{リブ側})$$

図2.2-14において軸方向水平地震力による平均せん断応力 (τ_{HX}) は次式で表される。

$$\tau_{HX} = \frac{F_{HX}}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

以上の合成圧縮応力 (σ_{cT})，合成曲げ応力 (σ_{bT1} , σ_{bT2})，平均せん断応力 (τ_{HX}) による組合せ応力 (σ_{THX1} , σ_{THX2}) は次式で表される。

$$\sigma_{THX1} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT1})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2} \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{THX2} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT2})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2} \quad (\text{リブ側})$$

ここで、

F_k : 図2.2-12 に示す自重の設計用値 (N)

F_V : 図2.2-12 に示す鉛直方向地震力の設計用値 (N)

F_{HX} : 図2.2-12 に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

B_1 : 図2.2-14に示すトラニオン受部の幅 (mm)

B_2 : 図2.2-14に示すリブの幅 (mm)

t_1 : 図2.2-14に示すトラニオン受部の板厚 (mm)

t_2 : 図2.2-14に示すリブの板厚 (mm)

L_1 : 図2.2-14に示す中立軸(X 軸)からトラニオン受け端部までのY方向距離 (mm)

L_2 : 図2.2-14に示す中立軸(X 軸)からリブ端部までのY方向距離 (mm)

L_3 : 図2.2-14に示す中立軸(Y 軸)からトラニオン受け端部までのX方向距離， L_3' 及び L_3'' の大きい方の値 (mm)

L_4 : 図2.2-14に示す中立軸(Y軸)からリブ端部までのX 方向距離， L_4' 及び L_4'' の大きい方の値 (mm)

l : 図2.2-14に示す軸方向水平地震力に対するモーメントアーム (mm)

I_X : 図2.2-14に示す断面の中立軸(X 軸)に関する断面二次モーメント (mm⁴)

I_Y : 図2.2-14に示す断面の中立軸(Y 軸)に関する断面二次モーメント (mm⁴)

(b) 一次+二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲 ($\Delta \sigma_c$)，曲げの応力範囲 ($\Delta \sigma_{b1}$, $\Delta \sigma_{b2}$)，せん断の応力範囲 ($\Delta \tau$)，及び座屈応力 (σ_{br}) は次式により表される。なお，この部位では支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta\sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cV}$$

$$\Delta\sigma_{b1} = 2 \cdot (\sigma_{bV1} + \sigma_{bHX1}) \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\Delta\sigma_{b2} = 2 \cdot (\sigma_{bV2} + \sigma_{bHX2}) \quad (\text{リブ側})$$

$$\Delta\tau = 2 \cdot \tau_{HX}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

c. 鋼製支持架台(評価断面③)

(a) 一次応力

図2.2-15において自重、鉛直方向地震力及び軸方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力（ σ_{bHXb} ），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力（ σ_{bHXc} ）は次式で表される。

$$\sigma_{bHXb} = \frac{T_{HX} \cdot L_1}{B \cdot t^2 / 6}$$

$$\sigma_{bHXc} = \frac{\sigma_{ccHX} \cdot L_2^2 / 2}{t^2 / 6}$$

$$T_{HX} = \sigma_{bHX} \cdot A_m$$

ここで、

σ_{bHX} ：図2.2-15に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張応力（N/mm²）

σ_{ccHX} ：図2.2-15に示すコンクリートに発生する本荷重条件下における圧縮応力（N/mm²）

T_{HX} ：図2.2-15に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張力（N）

t ：図2.2-15に示す鋼製支持架台底板の板厚（mm）

B ：図2.2-15に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力の評価断面幅（mm）

L_1 ：図2.2-15に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げモーメントのモーメントアーム長さ（mm）

L_2 ：図2.2-15に示すコンクリートから圧縮力を受ける長さ（mm）

A_m ：基礎ボルト呼び径断面積（mm²）

図2.2-15において自重、鉛直方向地震力及び軸方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する平均せん断応力（ τ_{bHb} ），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する平均せん断応力（ τ_{bHc} ）は次式で表される。

$$\tau_{HXb} = \frac{T_{HX}}{B \cdot t}$$

$$\tau_{HXc} = \frac{\sigma_{ceHX} \cdot L_2}{t}$$

ここで、各記号は上記と同様である。

以上の曲げ応力（ σ_{bHXb} 、 σ_{bHXc} ）、平均せん断応力（ τ_{HB} 、 τ_{HXc} ）による組合せ応力（ σ_{THXb} 、 σ_{THXc} ）は次式で表される。

$$\sigma_{THXb} = \sqrt{\sigma_{bHXb}^2 + 3 \cdot \tau_{HB}^2}$$

$$\sigma_{THXc} = \sqrt{\sigma_{bHXc}^2 + 3 \cdot \tau_{HXc}^2}$$

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲（ $\Delta \sigma_b$ ）、せん断の応力範囲（ $\Delta \tau$ ）は次式により表される。

$$\Delta \sigma_b = \sigma_{bHXb} + \sigma_{bHXc}$$

$$\Delta \tau = \tau_{HB} + \tau_{HXc}$$

d. 埋め込み金物

自重及び鉛直方向地震力により埋め込み金物に発生する応力は微小であるためこれらの荷重は無視する。

(a) 一次応力

自重及び鉛直方向地震力は無視する。

図2.2-16において軸方向水平地震力により発生する曲げ応力（ σ_{bHX1} ）、軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大曲げ応力（ σ_{bHX2} ）とその合成曲げ応力（ σ_{bHX} ）は次式で表される。

$$\sigma_{bHX1} = \frac{F_{HX} \cdot H / 2}{4 \cdot B \cdot t^2 / 6}$$

$$\sigma_{bHX2} = \sigma_{bHX1} \cdot \frac{\tau_{HX2}}{\tau_{HX1}}$$

$$\sigma_{bHX} = \sigma_{bHX1} + \sigma_{bHX2}$$

ここで、

F_{HX} : 図2.2-12に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

H : 図2.2-16に示すシアプレート部の高さ (mm)

B : 図2.2-16に示すシアプレート部の幅 (mm)

t : 図2.2-16に示すシアプレート部の板厚 (mm)

τ_{HX1} : 図2.2-16において軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力 (N/mm²)

τ_{HX2} : 図2.2-16において軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力 (N/mm²)

図2.2-16において軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力 (τ_{HX1})、軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力 (τ_{HX2}) とその合成せん断応力 (τ_{HX}) は次式で表される。

$$\tau_{HX1} = \frac{F_{HX}}{4 \cdot B \cdot t}$$

$$\tau_{HX2} = \frac{F_{HX} \cdot l}{I_p} \cdot r_{\max}$$

$$\tau_{HX} = \tau_{HX1} + \tau_{HX2}$$

ここで、

F_{HX} : 図2.2-16に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

B : 図2.2-16に示すシアプレートの幅 (mm)

t : 図2.2-16に示すシアプレート部の板厚 (mm)

l : 図2.2-16に示す軸方向水平地震力作用点から振りせん断中心までのY 方向距離 (mm)

I_p : 図2.2-16に示すシアプレートの断面二次極モーメント (mm⁴)

r_{\max} : 図2.2-16に示す振りせん断中心からシアプレートまでの最大距離 (mm)

以上の合成曲げ応力 (σ_{bHX})、合成せん断応力 (τ_{HX}) による組合せ応力 (σ_{THX}) は次式で表される。

$$\sigma_{THX} = \sqrt{\sigma_{bHX}^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2}$$

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲 ($\Delta \sigma_b$)、せん断の応力範囲 ($\Delta \tau$) は次式により表される。なお、この部位では圧縮応力、支圧応力、せん断座屈、曲げ座屈は生じない。

$$\Delta \sigma_b = 2 \cdot \sigma_{bHX}$$

$$\Delta \tau = 2 \cdot \tau_{HX}$$

e. 基礎ボルト

(a) 一次応力

Ⅰ. 自重(+Z)－鉛直方向地震力(+Z)－軸方向水平地震力(±X)

基礎ボルトに発生する合成引張応力 (σ_T) 及び合成せん断応力 (τ_T) は次式で表される。

$$\sigma_T = \sigma_{IV} + \sigma_{dHX}$$

$$\tau_T = \tau_{HX1} + \tau_{HX2}$$

ここで、

σ_{IV} : 自重及び鉛直方向地震力により発生する引張応力 (N/mm²)

σ_{dHX} : 軸方向水平地震力により発生する引張応力 (N/mm²)

τ_{HX1} : 軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力 (N/mm²)

τ_{HX2} : 軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力 (N/mm²)

Ⅱ. 自重及び鉛直方向地震力による引張応力

図2.2-17において自重及び鉛直方向地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 (σ_{IV}) は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010年版)より次式で表される。

$$\sigma_{IV} = \sigma_{CC} \cdot n \cdot \frac{(D - d_f - X_n)}{X_n} \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{CC} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \left\{ X_{n1}^2 / 2 - n \cdot P_f \cdot (1 - d_{f1} - X_{n1}) \right\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \left\{ X_{n1}^3 / 3 + n \cdot P_f \cdot (1 - d_{f1} - X_{n1})^2 \right\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{f1} = d_f / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_b$$

ここで、

σ_{cc} : 図2.2-17に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm²)

n : ヤング係数比

D : 図2.2-17に示す断面高さ (mm)

b : 図2.2-17に示す断面幅 (mm)

d_t : 図2.2-17に示す引張側ボルトに関する距離 (mm)

d_{t1} : 引張側ボルトに関する係数 (-)

X_n : 図2.2-17に示す中立軸距離 (mm)

$$X_n = D / 2 + e - I_n / S_n$$

ただし、 e : 図2.2-17に示す鉛直力偏心距離 (mm)

X_{n1} : 中立軸比 (-)

N : 図2.2-17に示す鉛直力であり、次式により算出した値 (K)

$$N = [\text{自重の設計用値}] + [\text{鉛直方向地震力の設計用値}]$$

a_t : 有効ボルト総断面積 (mm²)

P_t : 引張鉄筋比 (-)

A_b : 基礎ボルト有効断面積 (mm²)

A_n : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm²)

N_b : 有効引張側ボルト本数 (本)

S_n : 有効等価断面二次モーメント (mm³)

I_n : 有効等価断面二次モーメント (mm⁴)

ロ. 軸方向水平地震力による引張応力

図2.2-17において軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 (σ_{tHX}) は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tHX} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot n \cdot (d - X_n) \cdot \frac{A_b}{A_n}$$

$$\sigma_{cc} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot X_n$$

$$X_{n1} = -n \cdot P_t + \sqrt{n \cdot P_t \cdot (2 + n \cdot P_t)}$$

$$X_n = d \cdot X_{n1}$$

$$a_f = A_b \cdot N_b$$

$$P_f = a_f / (b \cdot d)$$

ここで、

σ_{cv} : 図2.2-17に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm²)

F_{HX} : 図2.2-12に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

I : 断面の断面二次モーメント (mm⁴)

n : ヤング係数比

l_1 : 軸方向水平地震力作用点から鋼製支持架台下面までのZ方向距離 (mm)

b : 図2.2-17に示す断面幅 (mm)

d : 図2.2-17に示す断面有効高さ (mm)

X_n : 図2.2-17に示す中立軸距離 (mm)

X_n : 中立軸比 (-)

a_t : 有効ボルト総断面積 (mm²)

P_t : 引張鉄筋比 (-)

A_b : 基礎ボルト有効断面積 (mm²)

A_n : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm²)

N_b : 有効引張側ボルト本数 (本)

ハ、軸方向水平地震力により発生するせん断応力

軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力 (τ_{HX1})、及び軸方向水平地震力作用点が図2.2-17に示す基礎ボルト重心位置から偏心していることにより発生する最大せん断応力 (τ_{HX2}) は次式で表される。

$$\tau_{HX1} = \frac{F_{HX}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

$$\tau_{HX2} = \frac{F_{HX} \cdot l_2}{I_p} \cdot r_{\max}$$

ここで、

F_{HX} : 図2.2-12に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

N_{bs} : 図2.2-17に示す基礎ボルト本数 (本)

A_b : 図2.2-17に示す基礎ボルト有効断面積 (mm²)

I_p : 図2.2-17に示す基礎ボルトの断面二次極モーメント (mm⁴)

l_2 : 図2.2-17に示す軸方向水平地震力作用点から基礎ボルト有効断面の図心位置 (振りせん断中心) までのY方向距離 (mm)

r_{\max} : 上記図心位置から基礎ボルトまでの最大距離 (mm)

Ⅱ. 自重(－Z)－鉛直方向地震力(－Z)＋軸方向水平地震力(±X)

基礎ボルトに発生する合成引張応力 (σ_T) 及び合成せん断応力 (τ_T) は次式で表される。

$$\sigma_T = \sigma_{IV} + \sigma_{HX}$$

$$\tau_T = \tau_{HX1} + \tau_{HX2}$$

ここで、

σ_{IV} : 自重及び鉛直方向地震力により発生する引張応力 (N/mm²)

σ_{HX} : 軸方向水平地震力により発生する引張応力 (N/mm²)

τ_{HX1} : 軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力 (N/mm²)

τ_{HX2} : 軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力 (N/mm²)

イ. 自重及び鉛直方向地震力による引張応力

図 2.2-18 において自重及び鉛直方向地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 (σ_{IV}) は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{IV} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t - X_n)}{X_n} \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \left\{ X_{n1}^2 / 2 - n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1}) \right\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \left\{ X_{n1}^3 / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})^2 \right\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_m$$

ここで、

σ_{cc} : 図 2.2-18 に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm²)

n : ヤング係数比

D : 図 2.2-18 に示す断面高さ (mm)

b : 図 2.2-18 に示す断面幅 (mm)

d_t : 図 2.2-18 に示す引張側ボルトに関する距離 (mm)

d_{t1} : 引張側ボルトに関する係数 (-)

X_n : 図 2.2-18 に示す中立軸距離を表し、次式を満足する値 (mm)

$$X_n = D/2 + e = I_n / S_n$$

ただし、 e : 図 2.2-18 に示す鉛直力偏心距離 (mm)

X_{n1} : 中立軸比 (-)

N : 図 2.2-18 に示す鉛直力であり、次式により算出した値 (N)

$$N = [\text{自重の設計用値}] + [\text{鉛直方向地震力の設計用値}]$$

a_t : 有効ボルト総断面積 (mm²)

P_t : 引張鉄筋比 (-)

A_b : 基礎ボルト有効断面積 (mm²)

A_m : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm²)

N_b : 有効引張側ボルト本数 (本)

S_n : 有効等価断面一次モーメント (mm³)

I_n : 有効等価断面二次モーメント (mm⁴)

ロ. 軸方向水平地震力により発生する引張応力

図 2.2-18 において軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 (σ_{HX}) は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{HX} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot n \cdot (d - X_n) \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot X_n$$

$$X_{n1} = -n \cdot P_t + \sqrt{n \cdot P_t \cdot (2 + n \cdot P_t)}$$

$$X_n = d \cdot X_{n1}$$

$$a_t = A_b \cdot N_b$$

$$P_t = a_t / (b \cdot d)$$

ここで、

σ_{cc} : 図 2.2-18 に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm²)

F_{HX} : 図 2.2-12 に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)

I : 断面の断面二次モーメント (mm⁴)

n : ヤング係数比

l_1 : 軸方向水平地震力作用点から鋼製支持架台下面までの Z 方向距離 (mm)

b : 図 2.2-18 に示す断面幅 (mm)

d : 図 2.2-18 に示す断面有効高さ (mm)

X_n : 図 2.2-18 に示す中立軸距離 (mm)

X_{n1} : 中立軸比 (-)

a_t : 有効ボルト総断面積 (mm²)

- P_1 : 引張鉄筋比 (-)
 A_b : 基礎ボルト有効断面積 (mm²)
 A_n : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm²)
 N_b : 有効引張側ボルト本数 (本)

ハ、軸方向水平地震力により発生するせん断応力

軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力 (τ_{HX1})、及び軸方向水平地震力作用点が図 2.2-18 に示す基礎ボルト重心位置から偏心していることにより発生する最大せん断応力 (τ_{HX2}) は次式で表される。

$$\tau_{HX1} = \frac{F_{HX}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

$$\tau_{HX2} = \frac{F_{HX} \cdot l_2}{I_p} \cdot r_{\max}$$

ここで、

- F_{HX} : 図 2.2-12 に示す軸方向水平地震力の設計用値 (N)
 N_{bs} : 図 2.2-18 に示す基礎ボルト本数 (本)
 A_b : 図 2.2-18 に示す基礎ボルト有効断面積 (mm²)
 I_p : 図 2.2-18 に示す基礎ボルトの断面二次極モーメント (mm⁴)
 l_2 : 図 2.2-18 に示す軸方向水平地震力作用点から基礎ボルト有効断面の図心位置 (振りせん断中心) までの Y 方向距離 (mm)
 r_{\max} : 上記図心位置から基礎ボルトまでの最大距離 (mm)

リ、コンクリート支持架台

コンクリート支持架台の下端に発生する荷重は表 2.2-7 の通りである。これらの荷重を用いて後述する 2.5 コンクリート基礎の耐震性と同様に評価を行う。

表 2.2-7 コンクリート支持架台下端における荷重

	鉛直力	水平力	モーメント
	(kN)	(kN)	(kN・m)
キャスク	477.00	485.00	226.00
	-	-	574.73
ペデスタル	49.41	23.10	12.43
合計	526.41	508.10	813.16

B. 自重+鉛直方向地震力+軸直角方向水平地震力

a. 鋼製支持架台（評価断面①）

(a) 一次応力

図 2.2-19 において自重のみによる圧縮応力(σ_{cW})と鉛直方向地震力による圧縮応力(σ_{cV})の合成圧縮応力(σ_{cT})は次式で表される。

$$\sigma_{cW} = \frac{F_W}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図 2.2-19 において軸直角方向水平地震力による曲げ応力(σ_{bHY})は次式で表される。

$$\sigma_{bHY} = \frac{F_{HY} \cdot l}{B \cdot t^2 / 6}$$

図 2.2-19 において軸直角方向水平地震力による平均せん断応力(τ_{HY})は次式で表される。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{B \cdot t}$$

以上の合成圧縮応力(σ_{cT})、曲げ応力(σ_{bHY})、平均せん断応力(τ_{HY})による組合せ応力(σ_{THY})は次式で表される。

$$\sigma_{THY} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bHY})^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2}$$

ここで、

F_W : 図 2.2-12 に示す自重の設計用値(N)

F_V : 図 2.2-12 に示す鉛直方向地震力の設計用値(N)

F_{HY} : 図 2.2-12 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値(N)

B : 図 2.2-19 に示す評価断面の幅(mm)

t : 図 2.2-19 に示すトラニオン受部の板厚(mm)

l : 図 2.2-19 に示す軸直角方向水平地震力に対するモーメントアーム(mm)

(b) 一次+二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲($\Delta \sigma_c$)、曲げの応力範囲($\Delta \sigma_b$)、せん断の応力範囲($\Delta \tau$)、及び座屈応力(σ_{bc})は次式により表される。

なお、この部位では支圧応力、せん断座屈、曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta \sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cV}$$

$$\Delta \sigma_b = \sigma_{bHY}$$

$$\Delta \tau = \tau_{HY}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

b. 鋼製支持架台(評価断面②)

(a) 一次応力

図2.2-20において自重のみによる圧縮応力 (σ_{cW}) と鉛直方向地震力による圧縮応力 (σ_{cV}) の合成圧縮応力 (σ_{cT}) は次式で表される。

$$\sigma_{cW} = \frac{F_W}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図2.2-20において自重による曲げ応力 (σ_{bW1} , σ_{bW2}) , 鉛直方向地震力による曲げ応力 (σ_{bV1} , σ_{bV2}) , 及び軸直角方向水平地震力による曲げ応力 (σ_{bHY1} , σ_{bHY2}) の合成曲げ応力 (σ_{bT1} , σ_{bT2}) は次式で表される。

$$\sigma_{bW1} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bW2} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_2 \quad (\text{リップ側})$$

$$\sigma_{bV1} = \frac{F_V \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bV2} = \frac{F_V \cdot (L_1 - t_1 / 2)}{I_X} \cdot L_2 \quad (\text{リップ側})$$

$$\sigma_{bHY1} = \frac{F_{HY} \cdot l}{I_X} \cdot L_1 \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bHY2} = \frac{F_{HY} \cdot l}{I_X} \cdot L_2 \quad (\text{リブ側})$$

$$\sigma_{bT1} = \sigma_{bW1} + \sigma_{bV1} + \sigma_{bHY1} \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{bT2} = \sigma_{bW2} + \sigma_{bV2} + \sigma_{bHY2} \quad (\text{リブ側})$$

図2.2-20において軸直角方向水平地震力による平均せん断応力（ τ_{HY} ）は次式で表される。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

以上の合成圧縮応力（ σ_{cT} ），合成曲げ応力（ σ_{bT1} ， σ_{bT2} ），平均せん断応力（ τ_{HY} ）による組合せ応力（ σ_{THY1} ， σ_{THY2} ）は次式で表される。

$$\sigma_{THY1} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT1})^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2} \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\sigma_{THY2} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT2})^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2} \quad (\text{リブ側})$$

ここで、

F_x ：図2.2-12に示す自重の設計用値（N）

F_l ：図2.2-12に示す鉛直方向地震力の設計用値（N）

F_{HX} ：図2.2-12に示す軸直角方向水平地震力の設計用値（N）

B_1 ：図2.2-20に示すトラニオン受部の幅（mm）

B_2 ：図2.2-20に示すリブの幅（mm）

t_1 ：図2.2-20に示すトラニオン受部の板厚（mm）

t_2 ：図2.2-20に示すリブの板厚（mm）

L_1 ：図2.2-20に示す中立軸（X 軸）からトラニオン受け端部までのY方向距離（mm）

L_2 ：図2.2-20に示す中立軸（X 軸）からリブ端部までのY方向距離（mm）

l ：図2.2-20に示す軸直角方向水平地震力に対するモーメントアーム（mm）

I_X ：図2.2-20に示す断面の中立軸（X 軸）に関する断面二次モーメント（mm⁴）

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲（ $\Delta \sigma_c$ ），曲げの応力範囲（ $\Delta \sigma_{bt}$ ， $\Delta \sigma_{bt2}$ ），せん断の応力範囲（ $\Delta \tau$ ），及び座屈応力（ σ_{bc} ）は次式により表される。なお、この部位では支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta\sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cV}$$

$$\Delta\sigma_{b1} = 2 \cdot \sigma_{bV1} + \sigma_{bHY1} \quad (\text{トラニオン受側})$$

$$\Delta\sigma_{b2} = 2 \cdot \sigma_{bV2} + \sigma_{bHY2} \quad (\text{リブ側})$$

$$\Delta\tau = \tau_{HY}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

c. 鋼製支持架台(評価断面③)

(a) 一次応力

図2.2-21において自重、鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力 (σ_{bHYb})、コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力 (σ_{bHYc}) は次式で表される。

$$\sigma_{bHYb} = \frac{T_{HY} \cdot L_1}{B \cdot t^2 / 6}$$

$$\sigma_{bHYc} = \frac{\sigma_{cHY} \cdot L_2^2 / 2}{t^2 / 6}$$

$$T_{HY} = \sigma_{bHY} \cdot A_m$$

ここで、

σ_{bHYb} : 図2.2-21に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張応力 (N/mm²)

σ_{cHYc} : 図2.2-21に示すコンクリートに発生する本荷重条件下における圧縮応力 (N/mm²)

T_{HY} : 図2.2-21に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張力 (N)

t : 図2.2-21に示す鋼製支持架台底板の板厚 (mm)

B : 図2.2-21に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力の評価断面幅 (mm)

L_1 : 図2.2-21に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げモーメントのモーメントアーム長さ (mm)

L_2 : 図2.2-21に示すコンクリートから圧縮力を受ける長さ (mm)

A_m : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm²)

図2.2-21において自重、鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する平均せん断応力 (τ_{mb})、コンクリート支持架台から圧縮

力を受けて発生する平均せん断応力（ τ_{HY} ）は次式で表される。

$$\tau_{HYb} = \frac{T_{HY}}{B \cdot t}$$

$$\tau_{HYc} = \frac{\sigma_{ccHY} \cdot L_2}{t}$$

ここで、各記号は上記と同様である。

以上の曲げ応力（ σ_{bHYb} 、 σ_{bHYc} ）、平均せん断応力（ τ_{HYb} 、 τ_{HYc} ）による組合せ応力（ σ_{rHYb} 、 σ_{rHYc} ）は次式で表される。

$$\sigma_{rHYb} = \sqrt{\sigma_{bHYb}^2 + 3 \cdot \tau_{HYb}^2}$$

$$\sigma_{rHYc} = \sqrt{\sigma_{bHYc}^2 + 3 \cdot \tau_{HYc}^2}$$

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲（ $\Delta \sigma_b$ ）、せん断の応力範囲（ $\Delta \tau$ ）は次式により表される。なお、この部位では圧縮応力、支圧応力、せん断座屈、曲げ座屈は生じない。

$$\Delta \sigma_b = \sigma_{bHYb} + \sigma_{bHYc}$$

$$\Delta \tau = \tau_{HYb} + \tau_{HYc}$$

d. 埋め込み金物

(a) 一次応力

図2.2-22において軸直角方向水平地震力により発生する曲げ応力（ σ_{bHY} ）は次式で表される。

$$\sigma_{bHY} = \frac{F_{HY} \cdot H / 2}{(L - 4 \cdot t) \cdot t^2 / 6}$$

ここで、

F_{HY} : 図2.2-12 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

H : 図2.2-22に示すシアプレート部の高さ (mm)

L : 図2.2-22に示すシアプレート部の幅 (mm)

t : 図2.2-22に示すシアプレート部の板厚 (mm)

図2.2-22において軸直角方向水平地震力により発生する平均せん断応力（ τ_{HY} ）は次式で表される。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{(L - 4 \cdot t) \cdot t}$$

ここで、

F_H : 図2.2-12 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

l : 図2.2-22に示すシアプレート部の幅 (mm)

t : 図2.2-22に示すシアプレート部の板厚 (mm)

以上の曲げ応力 (σ_{bHY})、平均せん断応力 (τ_{HY}) による組合せ応力 (σ_{THY}) は次式で表される。

$$\sigma_{THY} = \sqrt{\sigma_{bHY}^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2}$$

(b) 一次+二次応力

軸直角方向水平地震力は一方向のみ (図2.2-22に示す-Y 方向のみ) に作用し、応力の振幅は片側のみとなるため、地震力のみによる曲げの応力範囲 ($\Delta \sigma_b$)、せん断の応力範囲 ($\Delta \tau$) は次式により表される。なお、せん断座屈、曲げ座屈は生じない。

$$\Delta \sigma_b = \sigma_{bHY}$$

$$\Delta \tau = \tau_{HY}$$

c. 基礎ボルト

(a) 一次応力

Ⅰ. 自重 (-Z) + 鉛直方向地震力 (+Z) + 軸方向水平地震力 (-Y)

Ⅱ. 自重、鉛直方向地震力、軸直角水平方向地震力による引張応力

図2.2-23において自重、鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに引張応力が発生するかは下記条件により定まる。

(i) $c_1 < -(D/6 - d_1/3)$ のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。

(ii) $-(D/6 - d_1/3) \leq c_1 < -D/6$ のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり、基礎ボルトに引張応力が発生しない。

(iii) $-D/6 \leq c_1 < D/6$ のとき

鋼製支持架台底板の全面が圧縮となり、基礎ボルトに引張応力が発生しない。

(iv) $D/6 \leq c_1 < D/6 + d_1/3$ のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり、基礎ボルトに引張応力が発生しない。

(v) $D/6 + d_1/3 \leq c_1$ のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。

ただし、

$$e_T = e_N + e_M$$

$$e_M = -F_{HY} \cdot l / N$$

ここで、

D : 図2.2-23に示す断面高さ (mm)

d_1 : 図2.2-23に示す引張側ボルトに関する距離 (キャスクと反対側) (mm)

d_1' : 図2.2-23に示す引張側ボルトに関する距離 (キャスク側) (mm)

e_T : 合成荷重偏心距離 (mm)

e_N : 図2.2-23に示す鉛直力偏心距離 (mm)

e_M : 曲げモーメント置換偏心距離 (mm)

l : 図2.2-23に示す軸直角方向水平地震力作用点から鋼製支持架台下面までのZ方向距離 (mm)

F_{HY} : 図2.2-23に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

N : 図2.2-23に示す鉛直力であり、次式により算出した値 (N)

$$N = [\text{自重の設計用値}] - [\text{鉛直方向地震力の設計用値}]$$

各条件で発生する基礎ボルトの引張応力は以下に示すとおり計算する。

(i) $e_T < -(D/6 - d_1'/3)$ のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。図2.2-23において自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 (σ_{tHY}) は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tHY} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_1' - X_n) \cdot A_b}{X_n \cdot A_n}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \{X_{n1}^2 / 2 - n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \{X_{n1}^3 / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})^2\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_1' / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_{bt}'$$

ここで、

σ_{cc} : 図2.2-23に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm²)

n : ヤング係数比

D : 上記と同じ

b : 図2.2-23に示す断面幅 (mm)

d_1' : 上記と同じ

d_{11} : 引張側ボルトに関する係数 (-)

X_u : 図2.2-23に示す中立軸距離を表し、次式を満足する値 (mm)

$$X_u - D/2 + |e_T| = I_u / S_u$$

ただし、 e_1 : 上記と同じ

X_{u1} : 中立軸比 (-)

N : 上記と同じ

a_1 : 有効ボルト総断面積 (mm²)

P_1 : 引張鉄筋比 (-)

A_{b1} : 基礎ボルト有効断面積 (mm²)

A_{b1} : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm²)

N_{b1}' : 有効引張側ボルト本数 (本)

S_u : 有効等価断面一次モーメント (mm³)

I_u : 有効等価断面二次モーメント (mm⁴)

(ii) $-(D/6 - d_1'/3) \leq e_T < -D/6$ のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり、基礎ボルトに引張応力が発生しないが、ここでは、コンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力を算出する。図2.2-23において自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力によりコンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力 (σ_{cc}) は、次式で表される。

$$\sigma_{cc} = \frac{2 \cdot N}{3 \cdot b \cdot (D/2 - |e_T|)}$$

ここで、

N, e_1, D, b : 上記と同じ

(iii) $-D/6 \leq e_T < D/6$ のとき

鋼製支持架台底板の全面が圧縮となり、基礎ボルトに引張応力が発生しないが、ここでは、コンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力を算出する。図2.2-23において自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力によりコンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力 (σ_{cc}) は、次式で表される。

$$\sigma_{cc} = \frac{N \cdot |e_T|}{b \cdot D^2 / 6} + \frac{N}{b \cdot D}$$

ここで、

N, e_T, D, b: 上記と同じ

(iv) $D/6 \leq e_1 < D/6 + d_1/3$ のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり、基礎ボルトに引張応力が発生しないが、ここでは、コンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力を算出する。図2.2-23において自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力によりコンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力 (σ_{cc}) は、次式で表される。

$$\sigma_{cc} = \frac{2 \cdot N}{3 \cdot b \cdot (D/2 - |e_T|)}$$

ここで、

N, e_T, D, b: 上記と同じ

(v) $D/6 + d_1/3 \leq e_T$ のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。図2.2-23において自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力 (σ_{tB}) は、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tHY} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t - X_n)}{X_n} \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \{X_{n1}^2 / 2 - n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \{X_{n1}^3 / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})^2\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_{bt}$$

ここで、

σ_{cc} : 図2.2-23に示すコンクリートの最大圧縮応力 (N/mm²)

n : ヤング係数比

D : 上記と同じ

b : 上記と同じ

d_i : 上記と同じ

d_{i1} : 引張側ボルトに関する係数 (-)

X_u : 図2.2-23に示す中立軸距離を表し、次式を満足する値 (mm)

$$X_u = D / 2 + |e_T| = I_n / S_n$$

ただし、 e_T : 上記と同じ

X_{u1} : 中立軸比 (-)

N : 上記と同じ

a_i : 有効ボルト総断面積 (mm²)

P_i : 引張鉄筋比 (-)

A_b : 基礎ボルト有効断面積 (mm²)

A_n : 基礎ボルト呼び径断面積 (mm²)

N_{bs} : 有効引張側ボルト本数 (本)

S_n : 有効等価断面一次モーメント (mm³)

I_n : 有効等価断面二次モーメント (mm⁴)

ロ. 軸直角方向水平地震力によるせん断応力

軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力 (τ_{HY}) は次式で算出する。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

ここで、

F_{HY} : 図2.2-12に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

N_{bs} : 図2.2-23に示す基礎ボルト本数 (本)

A_b : 図2.2-23に示す基礎ボルト有効断面積 (mm²)

II. 自重(-Z)－鉛直方向地震力(-Z)＋軸直角方向水平地震力(-Y)

イ. 自重、鉛直方向地震力、軸直角方向水平地震力による引張応力

図2.2-24において自重、鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに引張応力が発生するかはI項と同様に求められる。ただし、鉛直力 (N) については以下のとおりとする。

N : 図2.2-24に示す鉛直力であり、次式により算出した値 (N)

$$N = \text{「自重の設計用値」} + \text{「鉛直方向地震力の設計用値」}$$

ロ、軸直角方向水平地震力によるせん断応力

軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力 (τ_{HY}) は次式で算出する。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

ここで、

F_{HY} : 図2.2-12に示す軸直角方向水平地震力の設計用値 (N)

N_{bs} : 図2.2-24に示す基礎ボルト本数 (本)

A_b : 図2.2-24に示す基礎ボルト有効断面積 (mm^2)

ｆ、コンクリート支持架台

コンクリート支持架台の下端に発生する荷重は表2.2-8の通りである。これらの荷重を用いて後述する2.5 コンクリート基礎の耐震性と同様に評価を行う。

表 2.2-8 コンクリート支持架台下端における荷重

	鉛直力	水平力	モーメント
	(kN)	(kN)	(kN・m)
キャスク	477.00	506.00	157.00
	—	—	599.60
ペDESTAL	49.41	23.10	12.43
合計	526.41	529.10	769.04

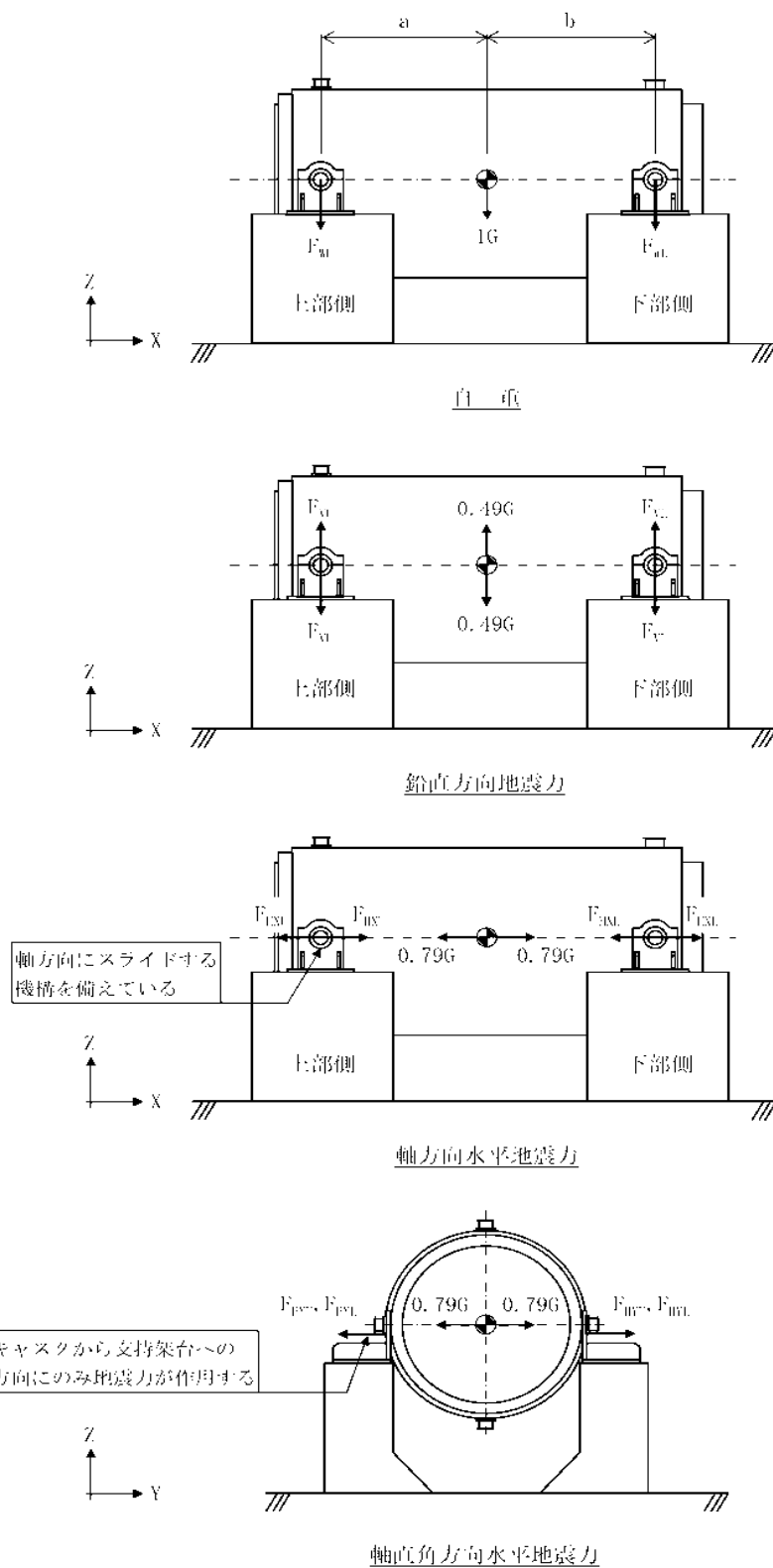


図 2.2 12 鋼製支持架台に作用する荷重

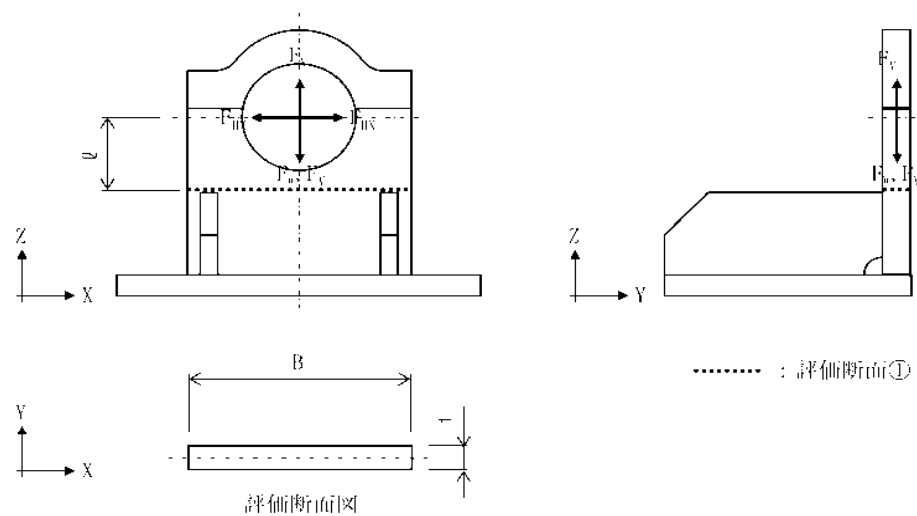


図 2.2-13 計算モデル図 (鋼製支持架台, 評価断面①)
 [設計事象 I + S_s , 自重 + 鉛直方向地震力 + 軸方向水平地震力]

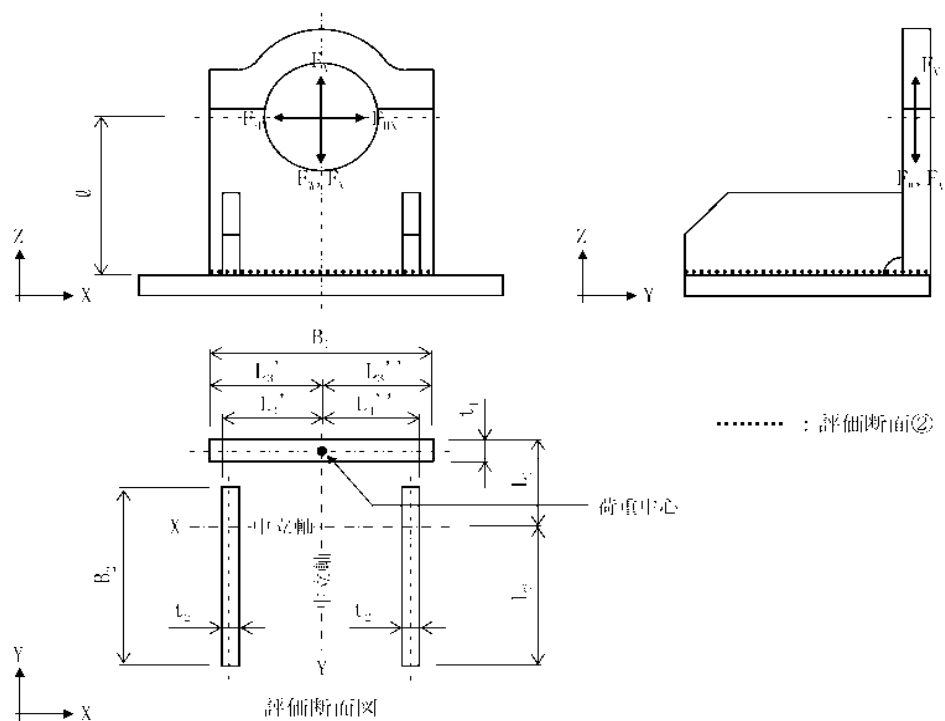


図 2.2-14 計算モデル図 (鋼製支持架台, 評価断面②)
 [設計事象 I + S_s , 自重 + 鉛直方向地震力 + 軸方向水平地震力]

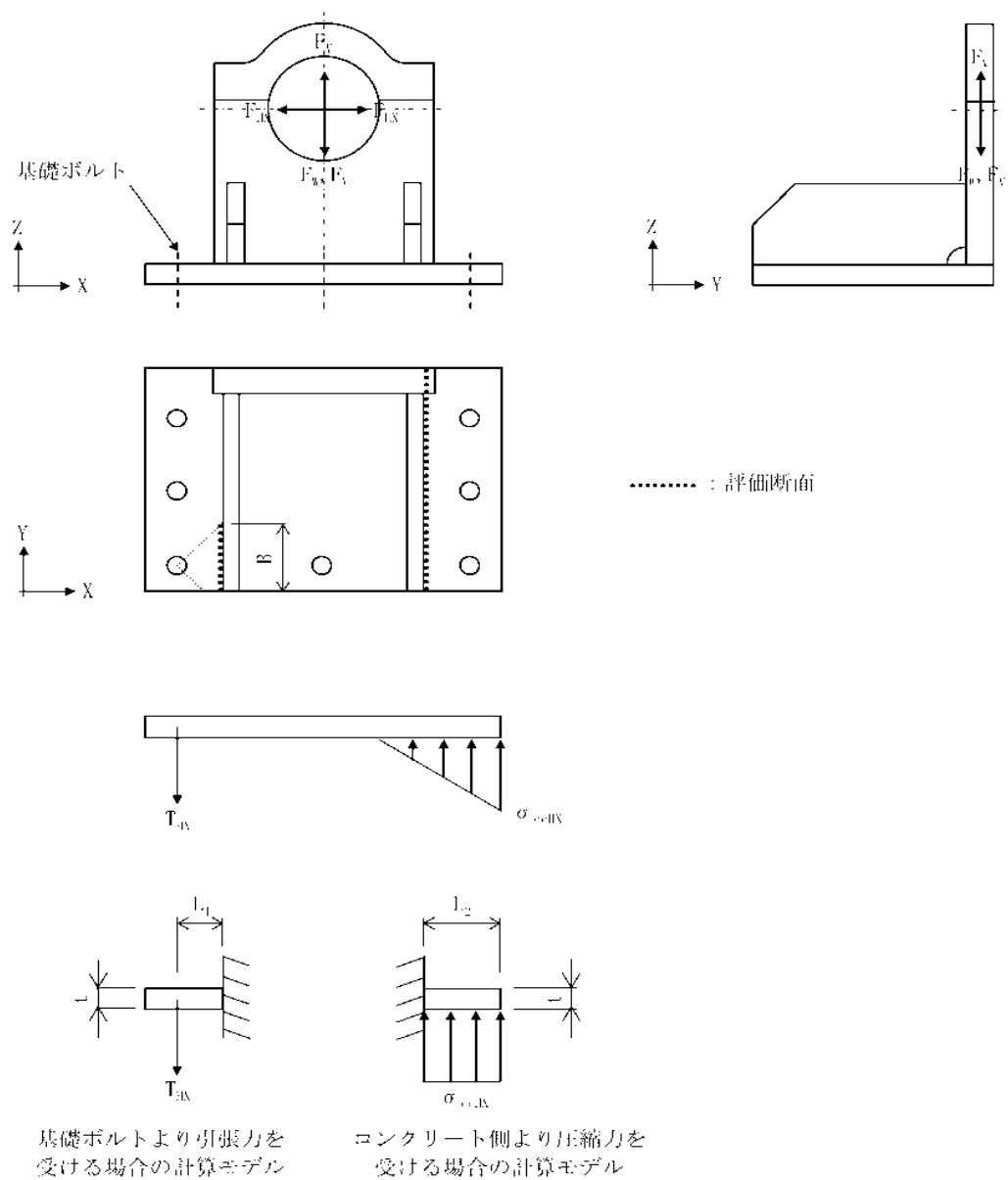
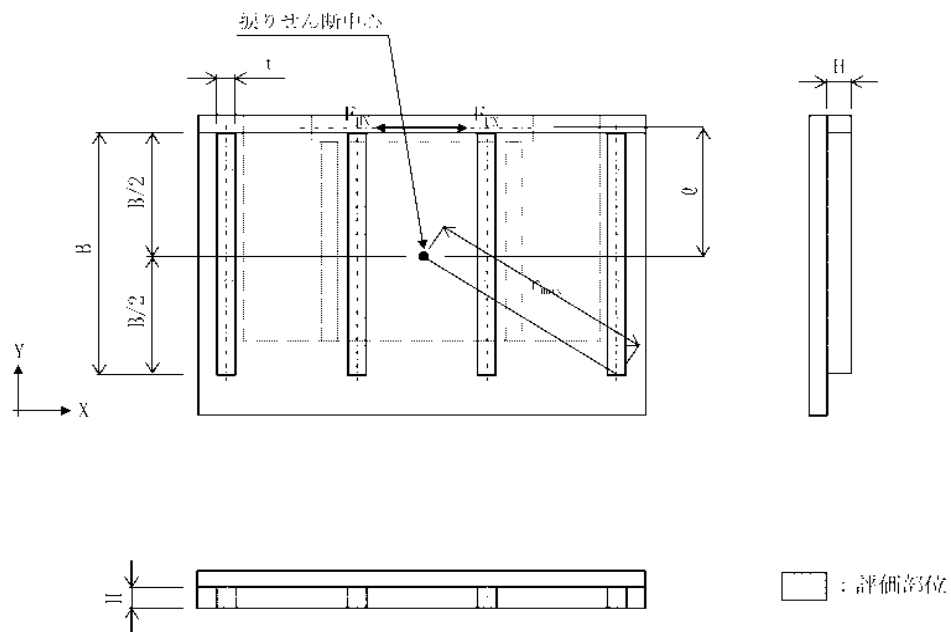


図 2.2-15 計算モデル図（鋼製支持架台, 評価断面③）
 [設計事象Ⅰ： S_y , 自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力]



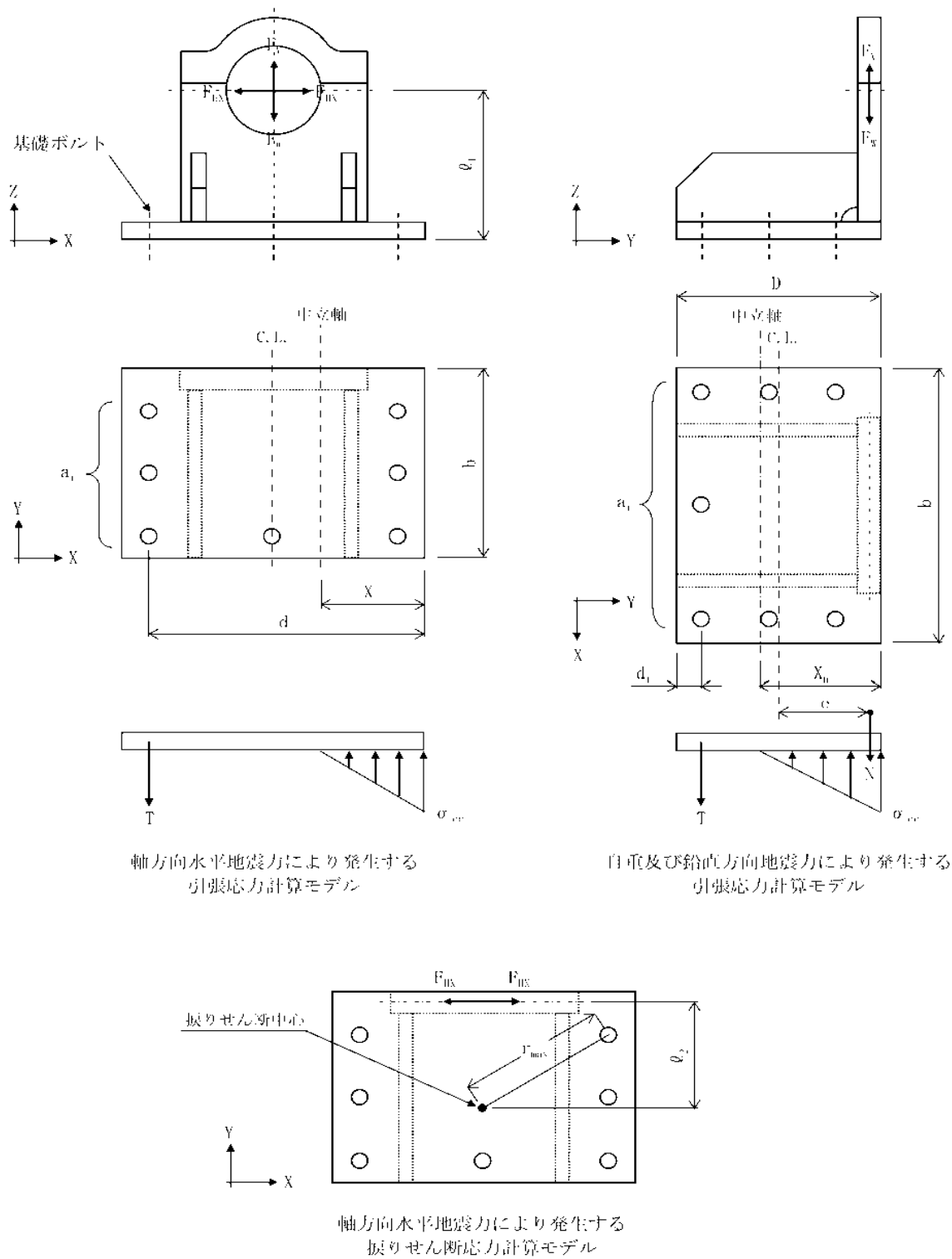


図 2.2-17 計算モデル図（基礎ボルト）
 [設計事象 I + S_s, 自重(-Z) + 鉛直方向地震力(+Z) - 軸方向水平地震力(=X)]

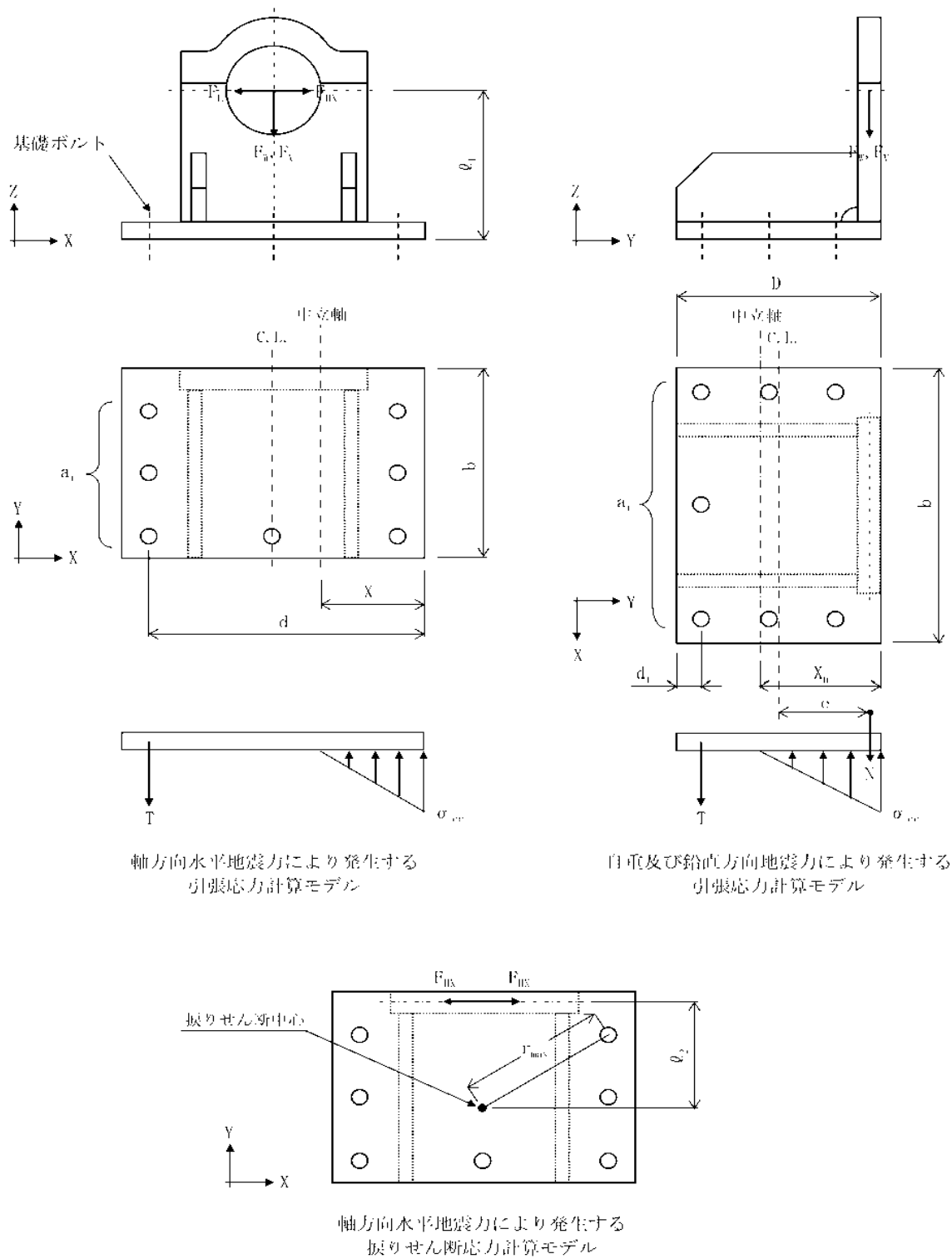


図 2.2-18 計算モデル図 (基礎ボルト)

[設計事象 I + S_s , 自重 (-Z) + 鉛直方向地震力 (-Z) - 軸方向水平地震力 (=X)]

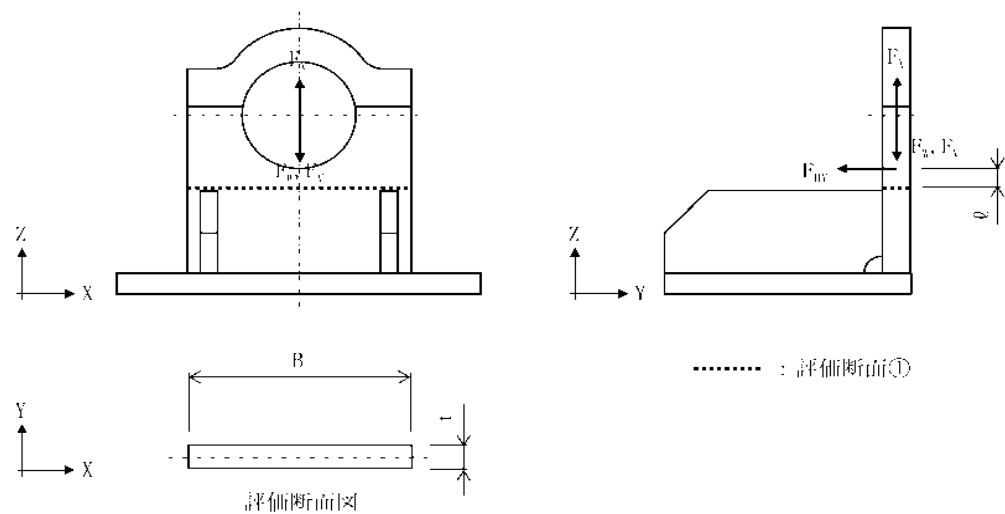


図 2.2-19 計算モデル図（鋼製支持架台，評価断面①）
 [設計事象 I - S、自重－鉛直方向地震力－軸直角方向水平地震力]

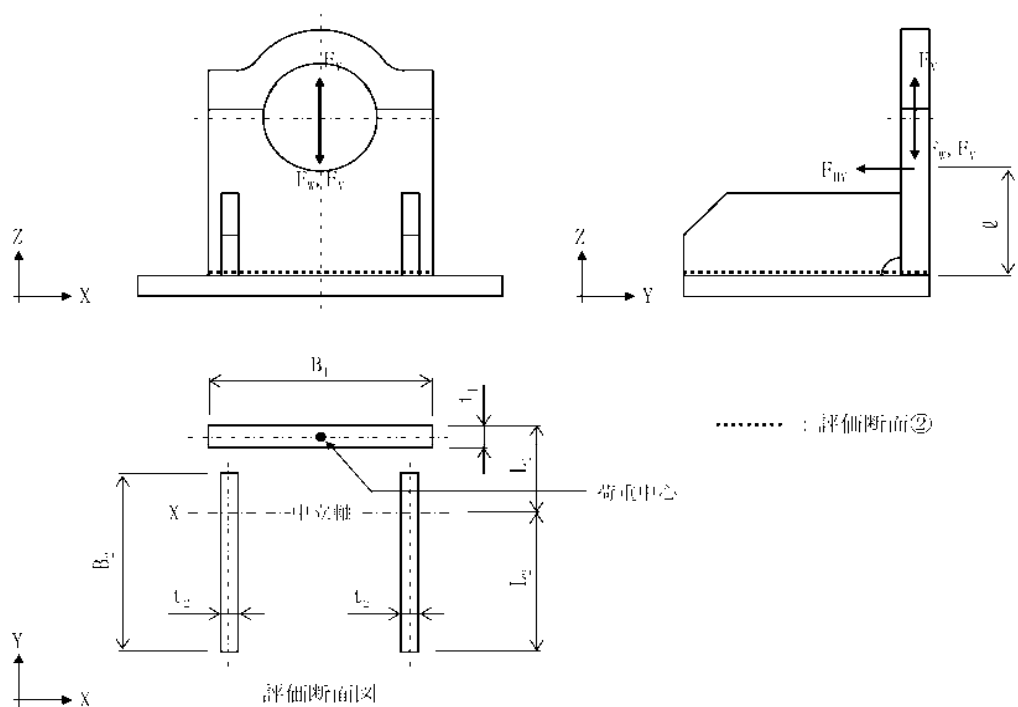


図 2.2-20 計算モデル図（鋼製支持架台，評価断面②）
 [設計事象 I - S、自重－鉛直方向地震力－軸直角方向水平地震力]

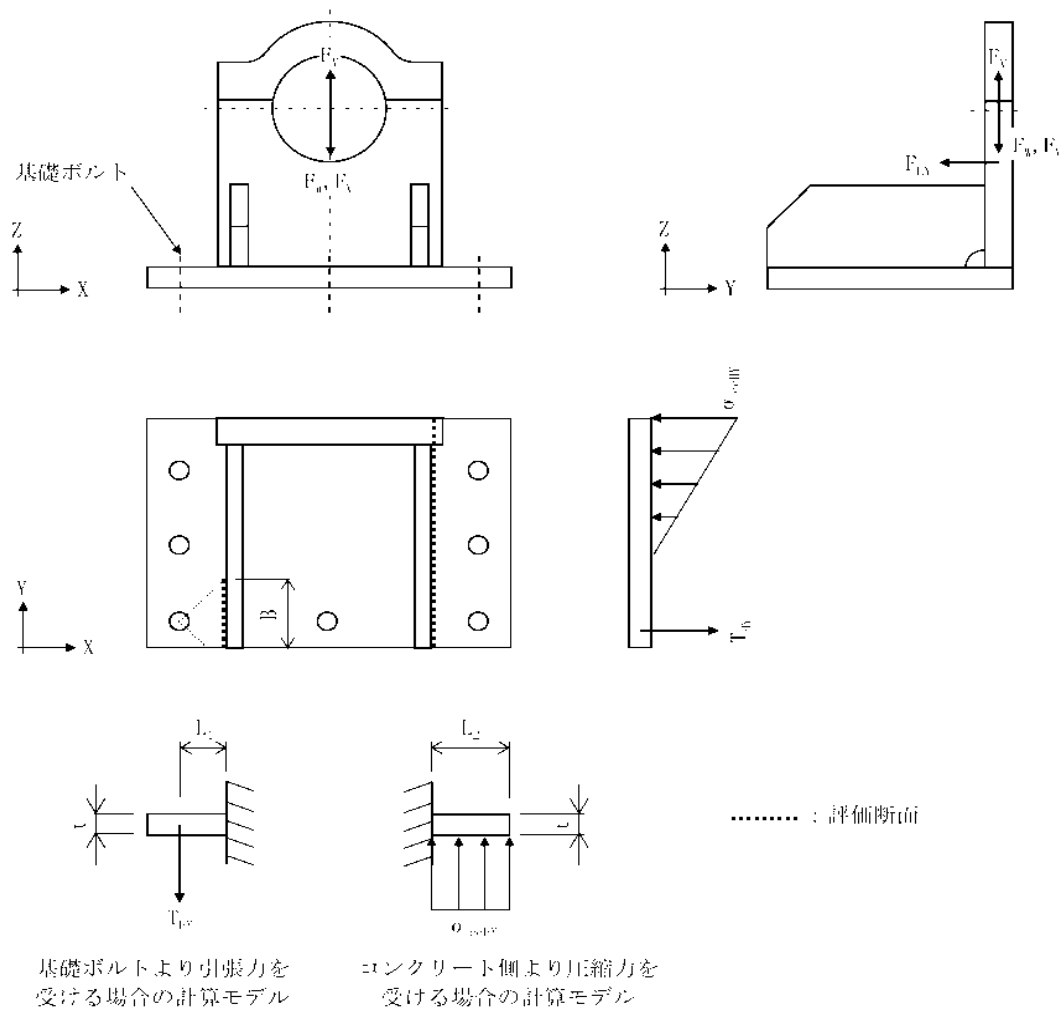


図 2.2-21 計算モデル図 (鋼製支持架台, 評価断面③)
 [設計事象 I - S₀, 自重-鉛直方向地震力-軸直角方向水平地震力]

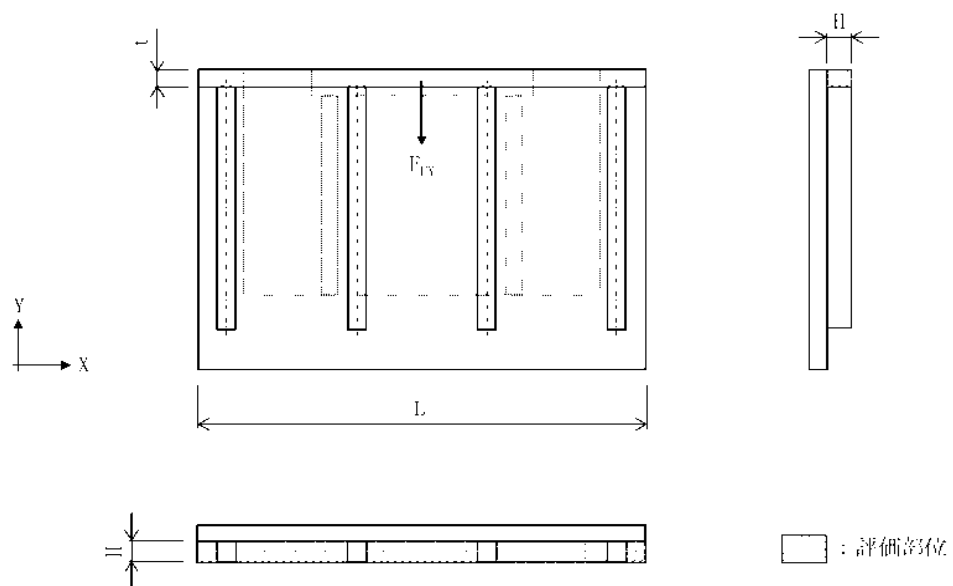


図 2.2-22 計算モデル図（埋め込み金物）
 [設計事象 I - S₁, 自重-鉛直方向地震力-軸直角方向水平地震力]

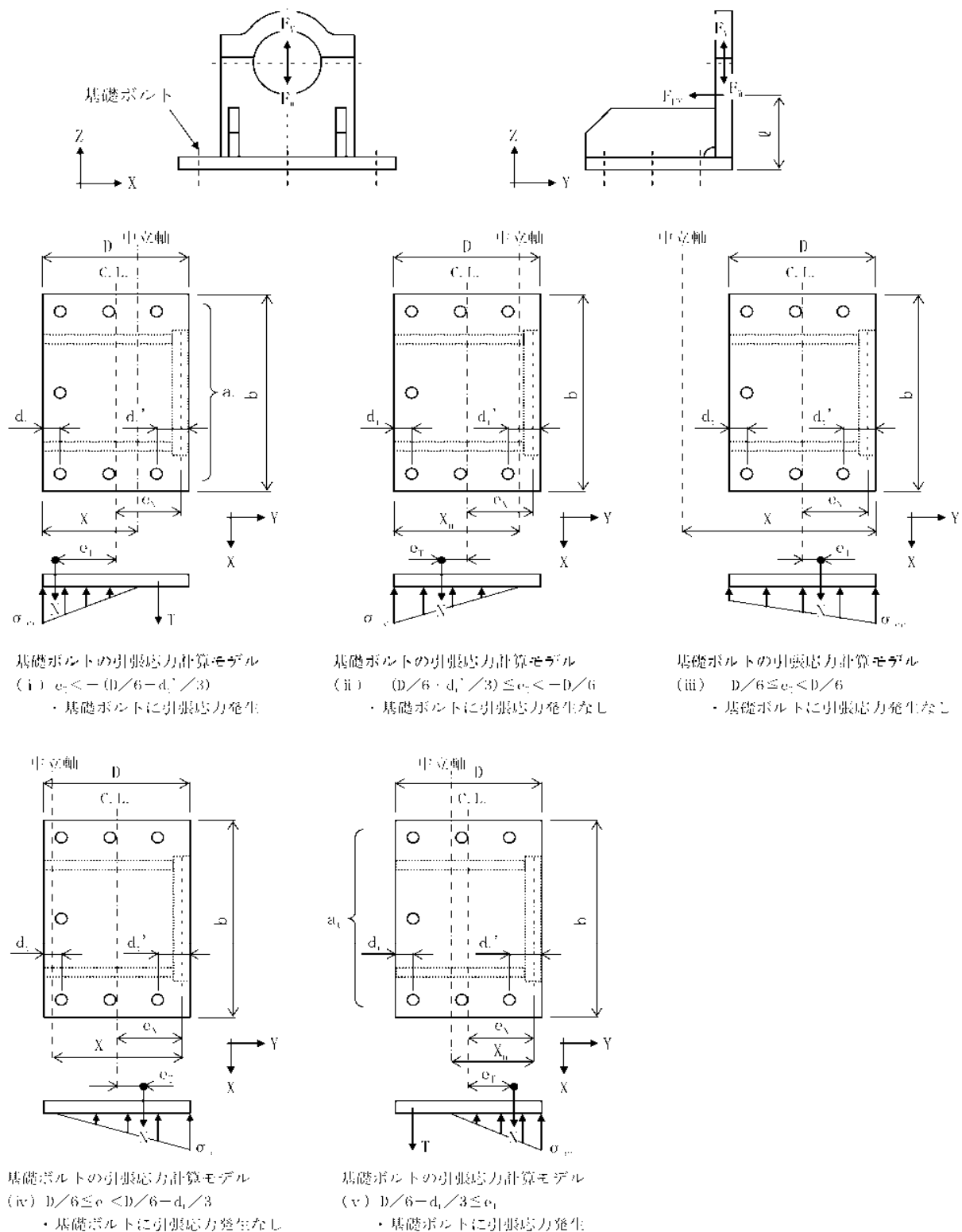
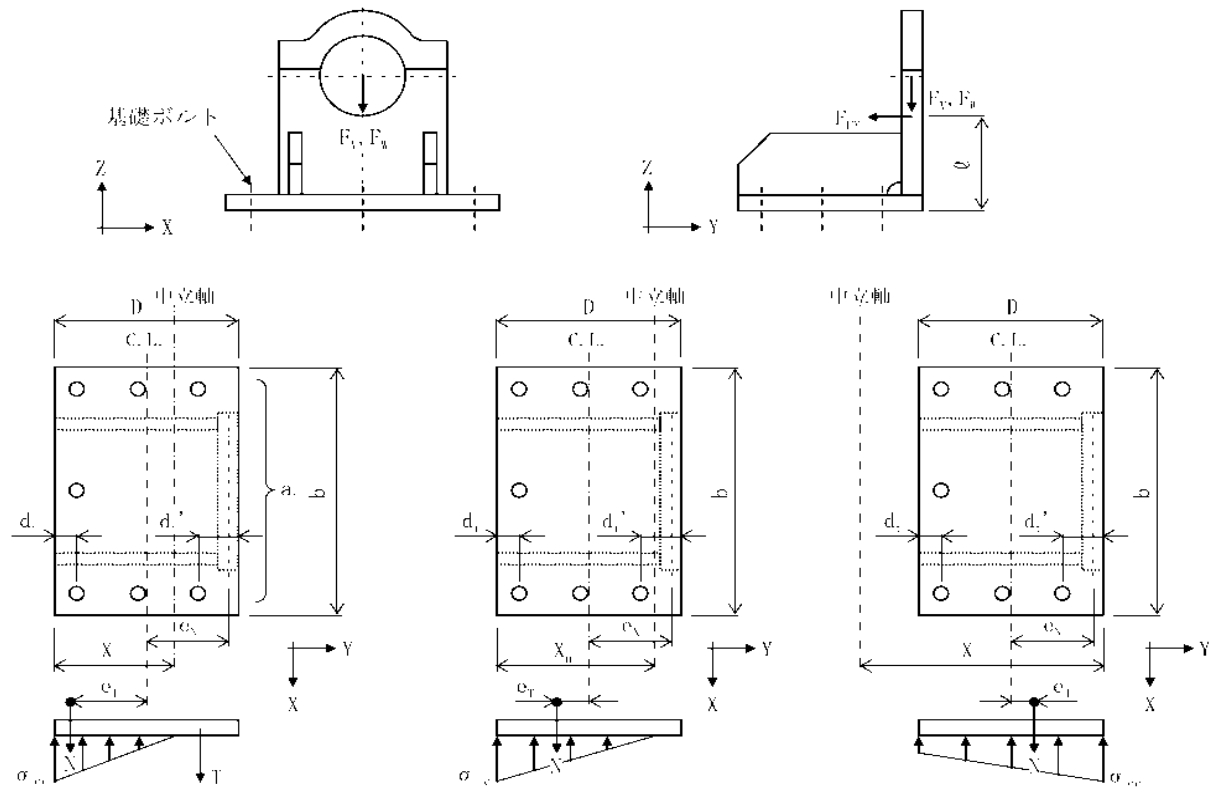


図 2.2-23 計算モデル図 (基礎ボルト)

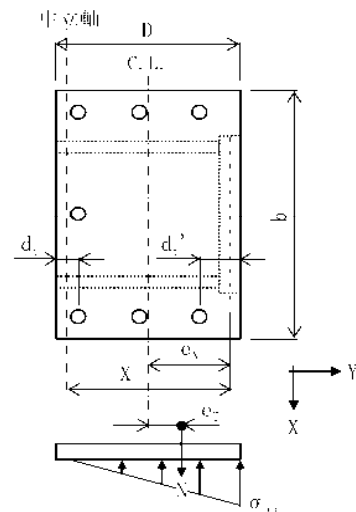
[設計事象 I + S s, 自重(-Z) + 鉛直方向地震力(+Z) + 軸直角方向水平地震力(-Y)]



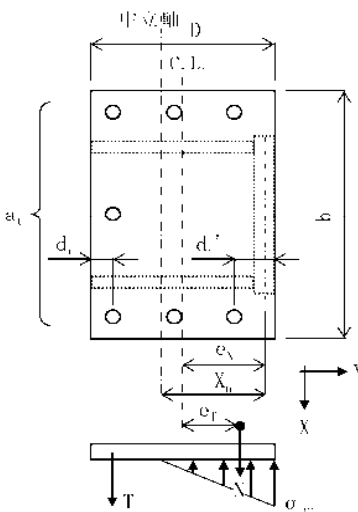
基礎ボルトの引張応力計算モデル
(i) $e_c < -(D/6 - d_1'/3)$
・基礎ボルトに引張応力発生

基礎ボルトの引張応力計算モデル
(ii) $(D/6 - d_1'/3) \leq e_c < D/6$
・基礎ボルトに引張応力発生なし

基礎ボルトの引張応力計算モデル
(iii) $D/6 \leq e_c < D/6$
・基礎ボルトに引張応力発生なし



基礎ボルトの引張応力計算モデル
(iv) $D/6 \leq e_c < D/6 - d_1'/3$
・基礎ボルトに引張応力発生なし



基礎ボルトの引張応力計算モデル
(v) $D/6 - d_1'/3 \leq e_c$
・基礎ボルトに引張応力発生

図 2.2-24 計算モデル図 (基礎ボルト)

[設計事象 I + S s, 自重(-Z) + 鉛直方向地震力(-Z) + 軸直角方向水平地震力(-Y)]

⑤評価結果

評価結果は表2.2-9(1)～(3)となる。

表 2.2-9(1) 鋼製支持架台の応力評価（設計事象ⅠⅠSs，輸送貯蔵兼用キャスクB）
（単位：N/mm²）

部 位		応力の種類		計 算 値 ^(B)		許容応力	評価
				ケース 1	ケース 2		
鋼製 支持架台	評価 断面①	一次応力	圧縮	15	15	322	OK
			曲げ	37	151	326	OK
			せん断	15	16	188	OK
			組合せ	58	168	326	OK
		一次 ＋ 二次応力	引張・圧縮	10	10	564	OK
			曲げ	74	151	564	OK
			せん断	30	16	324	OK
			座屈	15	15	279	OK
	評価 断面②	一次応力	圧縮	7	7	325	OK
			曲げ	27	28	326	OK
			せん断	7	7	188	OK
			組合せ	35	36	326	OK
		一次 ＋ 二次応力	引張・圧縮	5	5	564	OK
			曲げ	37	24	564	OK
			せん断	13	7	324	OK
			座屈	7	7	280	OK
	評価 断面③	一次応力	曲げ	201	111	326	OK
			せん断	23	13	188	OK
			組合せ	205	114	326	OK
		一次＋ 二次応力	曲げ	347	201	564	OK
			せん断	38	22	324	OK

（注）ケース1：自重・鉛直方向地震力・軸方向水平地震力

ケース2：自重・鉛直方向地震力・軸直角方向水平地震力

表 2.2-9(2) 埋め込み金物，基礎ボルトの応力評価（設計事象 I－Ss，輸送貯蔵兼用キャスク B）

（単位：N/mm²）

部 位	応力の種類		計 算 値 ^(注1)		許容応力 ^(注2)	評価
			ケース 1	ケース 2		
埋め込み金物	一次応力	曲げ	66	85	270	OK
		せん断	14	19	155	OK
		組合せ	70	91	270	OK
	一次＋二次応力	曲げ	131	85	450	OK
		せん断	28	19	258	OK
基礎ボルト ^(注3)	一次応力	引張	109 129	79 －	ケース 1：165 ケース 2：332	OK
		せん断	193 193	89 89	261	OK

（注 1） ケース 1：自重・鉛直方向地震力・軸方向水平地震力

ケース 2：自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

（注 2） 基礎ボルトの許容引張応力は，発生せん断応力を考慮し低減させた値

（注 3） 上段の値は鉛直方向地震力が上向き（＋Z 方向）のときの値を示し，下段の値は鉛直方向地震力が下向き（－Z 方向）のときの値を示す

表 2.2-9(3) コンクリート支持架台の応力評価（設計事象 I＋Ss）

項目		記号	単位	ケース 1	ケース 2
曲げ	曲げモーメント	Md	(kN・m)	813	769
	曲げ耐力	Mud	(kN・m)	2808	1048
	構造物係数	γ_i	－	1.00	1.00
	$\gamma_i \cdot Md / Mud \leq 1.0$		－	0.29	0.73
	判定		－	OK	OK
せん断	せん断力	Vd	(kN)	508	529
	せん断耐力	Vyd	(kN)	890	777
	構造物係数	γ_i		1.00	1.00
	$\gamma_i \cdot Vd / Vyd \leq 1.0$		－	0.57	0.68
	判定		－	OK	OK

（注 1） ケース 1：自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力

ケース 2：自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

2.3 コンクリートモジュールの耐震性

(1) 乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュール

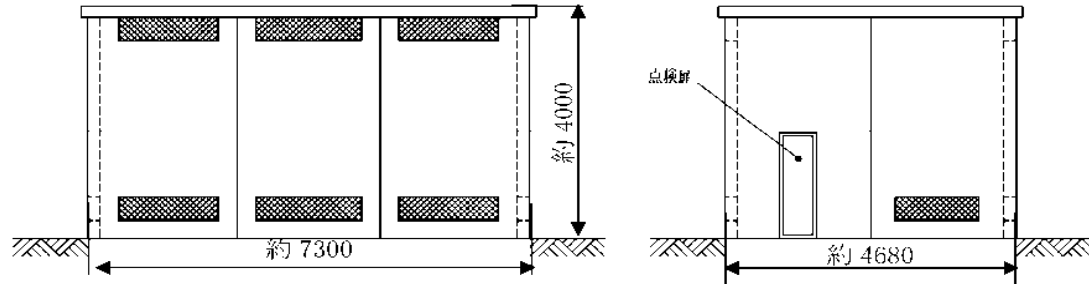
1) 評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールが、基準地震動 S_s により乾式貯蔵キャスクの除熱、密封、遮へい、臨界防止等の安全機能に影響を与えるような、倒壊等をしないことを確認する。

2) 乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールの構成

コンクリートモジュールの概略図を図 2.3-1 に示す。

コンクリートモジュールは長辺側板 3 枚、短辺側板 2 枚、天板 3 枚のコンクリート製パネルで構成されている。それぞれのパネルは金物とボルトにより連結されている。



(単位:mm)

図 2.3-1 コンクリートモジュール概略図

3) 解析モデル

固有値解析，許容応力度設計及び基準地震動 S_s に対する検討には 3 次元 FEM モデルを採用し，解析コードとして NASTRAN を用いる。

FEM モデルとして，コンクリートモジュールの PC 板（側板及び天板）及び接合部の金物は板厚一様な平板要素でモデル化する。PC 板と金物の接合部はボルト位置で同一変位とし，基礎とベースプレートの接合部はアンカーボルト位置で拘束する。解析モデルを図 2.3-2 に示す。

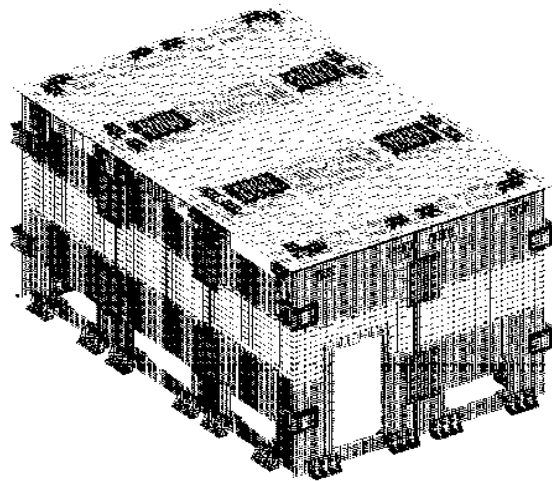


図 2.3-2 コンクリートモジュールの解析モデル

4) 固有周期の算定

コンクリートモジュールの固有周期は図 2.3-2 の FEM モデルにより求める。この結果を表 2.3-1 に示す。

表 2.3-1 コンクリートモジュールの固有周期

	固有周期 (s)
水平（長辺）	0.036
水平（短辺）	0.046
鉛直	0.053

5) 設計用地震力

「4)固有周期の算定」において求めた固有周期と添付資料 2「3 耐震設計方針」に基づき、コンクリートモジュールの耐震性の評価に用いる設計用地震力を定める。

コンクリートモジュールの水平方向の固有周期は 0.05sec 以下であることから、コンクリートモジュールの水平地震力に対しては剛体と見なすことができる。従って設計用水平地震力は 1.22PA とする。設計用鉛直地震力については添付資料-2「3 耐震設計方針」の応答スペクトルから設計用地震力を定める。

本耐震評価で用いる設計用地震力を表 2.3-2 に示す。

表 2.3-2 設計用地震力

	水平	鉛直
設計用加速度(mm/s ²)	7800	11800

6) 許容応力

許容応力を以下のように定める。材料の許容応力度は建築基準法・同施行令及び国土交通省告示に定める値とし、表 2.3-3～5 に示す。

表 2.3-3 コンクリートの許容応力度 (N/mm²)

種類	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コンクリート	$\frac{1}{3} F_c$	$\frac{1}{30} F_c$	$\frac{1}{30} F_c$ かつ $\left(0.49 + \frac{1}{100} F_c\right)$ 以下	長期に対する 2 倍		

$F_c=36 \text{ N/mm}^2$ とする。

表 2.3-4 鉄筋の許容応力度 (N/mm²)

種類	長期		短期	
	引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295A 及び B	195	195	295	295

表 2.3-5 鋼材の許容応力度 (N/mm²)

鋼材	長期				短期			
	圧縮	引張	曲げ	せん断	圧縮	引張	曲げ	せん断
SS400	156.6	156.6	156.6	90.4	235	235	235	135.6

板厚 ≤ 40mm とする。

7) 応力計算

① 応力評価点

応力評価点は SRSS 法により求められる各部材応力の中から最大応力となる部材を抽出して評価を行う。評価箇所は図 2.3-3 に示す箇所とする。

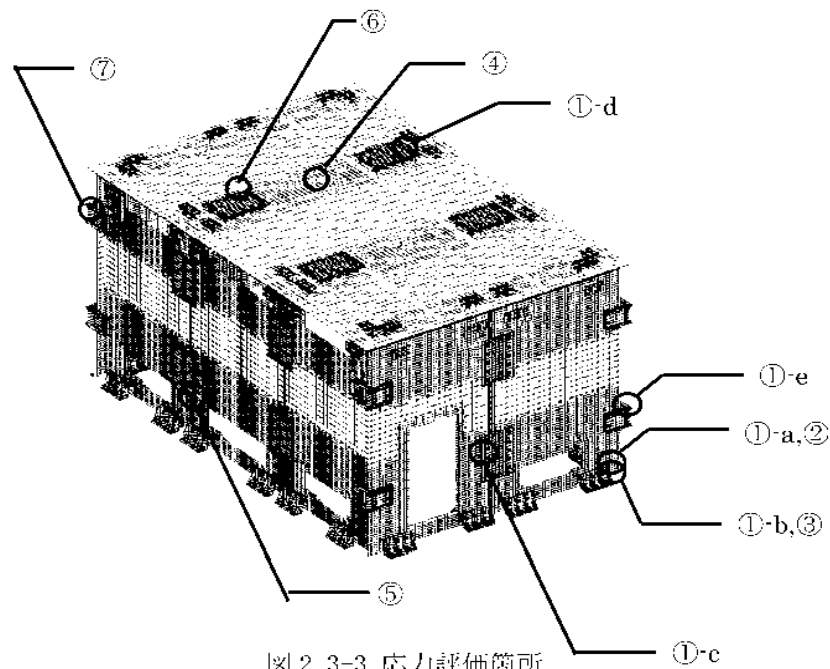


図 2.3-3 応力評価箇所

応力評価箇所名称

- ①-a アンカーボルト
- ① b 側板柱脚ボルト
- ① c 側板接合ボルト
- ① d 天板接合ボルト
- ①-e コーナー接合ボルト
- ② ベースプレート
- ③ 側板アンカー部はしあき
- ④ 天板パネル
- ⑤ 側板パネル
- ⑥ 側板、天板接合プレート
- ⑦ 側板、天板コーナー接合プレート（内側）

② 荷重条件

コンクリートモジュールの耐震安全性の評価においては建築基準法施行令第 82 条より表 2.3-6 の地震時の荷重組合せに基づき評価を行う。ただし、コンクリートモジュールには積載荷重が無いため、考慮する荷重は固定荷重と地震力のみとする。また、コンクリートモジュールの厚さは 200mm と比較的薄いため温度勾配による影響は小さいと考えられ、温度応力は考慮しないものとする。

表 2.3-6 荷重組合せ

力の種類	荷重及び外力について想定する状態	本設計
短期に生ずる力	地震時	G + P + K

ただし、G：固定荷重、P：積載荷重、K：地震力

③ 応力評価

A. ボルト

ボルトの基準強度は平成 12 年建設省告示第 2464 号、許容応力度は建築基準法施行令第 90 条及び平成 12 年建設省告示第 1451 号を用いる。

a. アンカーボルト(①-a) M20 (SS400 ; F=235)

せん断力 Qd=13.0 kN

引張力 Nd=26.0 kN

有効断面積 Ae = 245 mm²

・短期許容引張応力度

引張力とせん断力を同時に受けるボルトの引張応力度
(鋼構造設計規準・同解説より)

$$f_{ts} = 1.4f_{t0} - 1.6\tau \quad \text{かつ} \quad f_{ts} \leq f_{t0}$$

$$f_{ts} = 1.4 \times 235 - 1.6 \times (13.0 \times 10^3 / 245) = 244.1 \text{ N/mm}^2 \rightarrow 235 \text{ N/mm}^2$$

短期引張応力度

$$\sigma_t = Nd / Ae = 26.0 \times 1000 / 245 = 107 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_{ts} / \sigma_t = 235 / 107 = 2.20 > 1.0 \cdots \text{OK}$$

b. 側板柱脚ボルト(㊦-b) M27 (強度区分 6.8 : F=420)

せん断力 Qd=68.4kN

有効断面積 Ae = 459 mm²

せん断応力度 $\tau = Qd / Ae = 68.4 \times 1000 / 459 = 150 \text{ N/mm}^2$

短期許容せん断応力度 $f_s = \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{420}{\sqrt{3}} = 242.4 \text{ N/mm}^2$

検定値

$$f_s / \tau = 242.4 / 150 = 1.62 > 1.0 \dots \text{OK}$$

c. 側板接合ボルト(㊦-c) M20 (強度区分 6.8 : F=420)

せん断力 Qd=48.5kN

有効断面積 Ae = 245 mm²

せん断応力度 $\tau = Qd / Ae = 48.5 \times 1000 / 245 = 198 \text{ N/mm}^2$

短期許容せん断応力度 $f_s = \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{420}{\sqrt{3}} = 242.4 \text{ N/mm}^2$

検定値

$$f_s / \tau = 242.4 / 198 = 1.22 > 1.0 \dots \text{OK}$$

d. 天板接合ボルト(㊦-d) M16 (強度区分 6.8 : F=420)

せん断力 Qd=21.2kN

有効断面積 Ae = 157 mm²

せん断応力度 $\tau = Qd / Ae = 21.2 \times 1000 / 157 = 136 \text{ N/mm}^2$

短期許容せん断応力度 $f_s = \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{420}{\sqrt{3}} = 242.4 \text{ N/mm}^2$

検定値

$$f_s / \tau = 242.4 / 136 = 1.78 > 1.0 \dots \text{OK}$$

e. コーナー接合ボルト(㊦-e) M20 (強度区分 6.8 : F=420)

せん断力 Qd=37.5 kN

有効断面積 Ae = 245 mm²

せん断応力度 $\tau = Qd / Ae = 37.5 \times 1000 / 245 = 154 \text{ N/mm}^2$

短期許容せん断応力度 $f_s = \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{420}{\sqrt{3}} = 242.4 \text{ N/mm}^2$

検定値

$$f_s / \tau = 242.4 / 154 = 1.57 > 1.0 \cdots \text{OK}$$

B. ベースプレート(②) t-19 (SS400 : F-235)

負担幅は 165mm とする。断面係数 $z = b \times t^2 / 6 = 165 \times 19^2 / 6 = 9927.5 \text{ mm}^3$

短期許容曲げ応力度 $f_b = 235 \text{ N/mm}^2$

引張時 (△. a. アンカーボルトによる 計算モデルは図 2.3-4 参照)

設計曲げモーメント(2 辺固定として算定)

$$M_d = 26.0 \times 0.0825 / 2 = 1.08 \text{ kNm}$$

短期曲げ応力度

$$\sigma_b = M_d / z = 1.08 \times 10^6 / 9927.5 = 109 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_b / \sigma_b = 235 / 109 = 2.16 > 1.0 \cdots \text{OK}$$

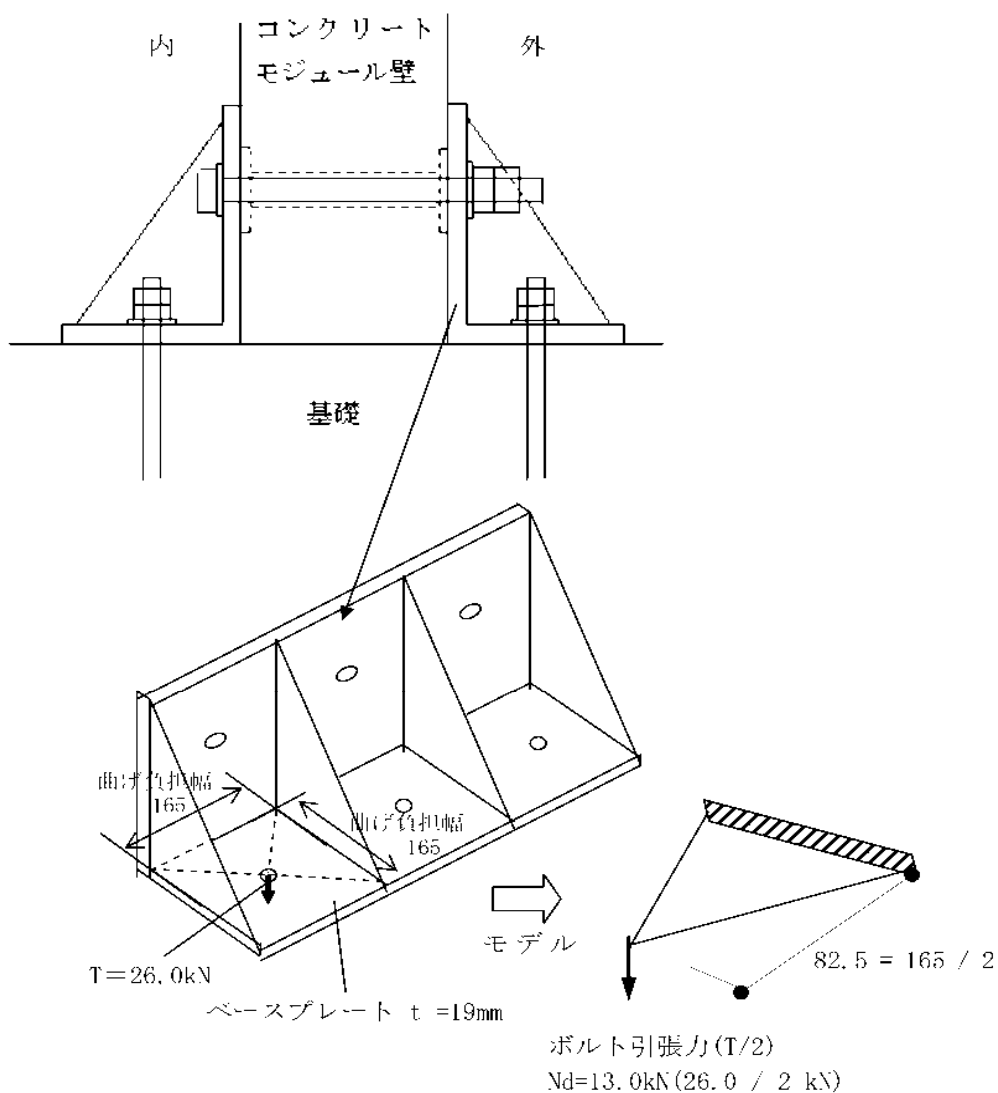


図 2.3-4 ベースプレート (引張時)

圧縮時 (△. a. アンカーボルトによる 計算モデルは図 2.3 5 参照)

ボルト位置に生じる圧縮力を面荷重に置き換えて算定する。

設計曲げモーメント(1 辺固定 1 辺単純支持の 1 方向板として)

$$M_d = (38.5 / 0.165^2 \times 0.165 \times 0.165^2) / 8 = 0.80 \text{ kNm}$$

短期曲げ応力度

$$\sigma_b = M_d / z = 0.80 \times 10^6 / 9927.5 = 80.6 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_b / \sigma_b = 235 / 80.6 = 2.92 > 1.0 \dots \text{OK}$$

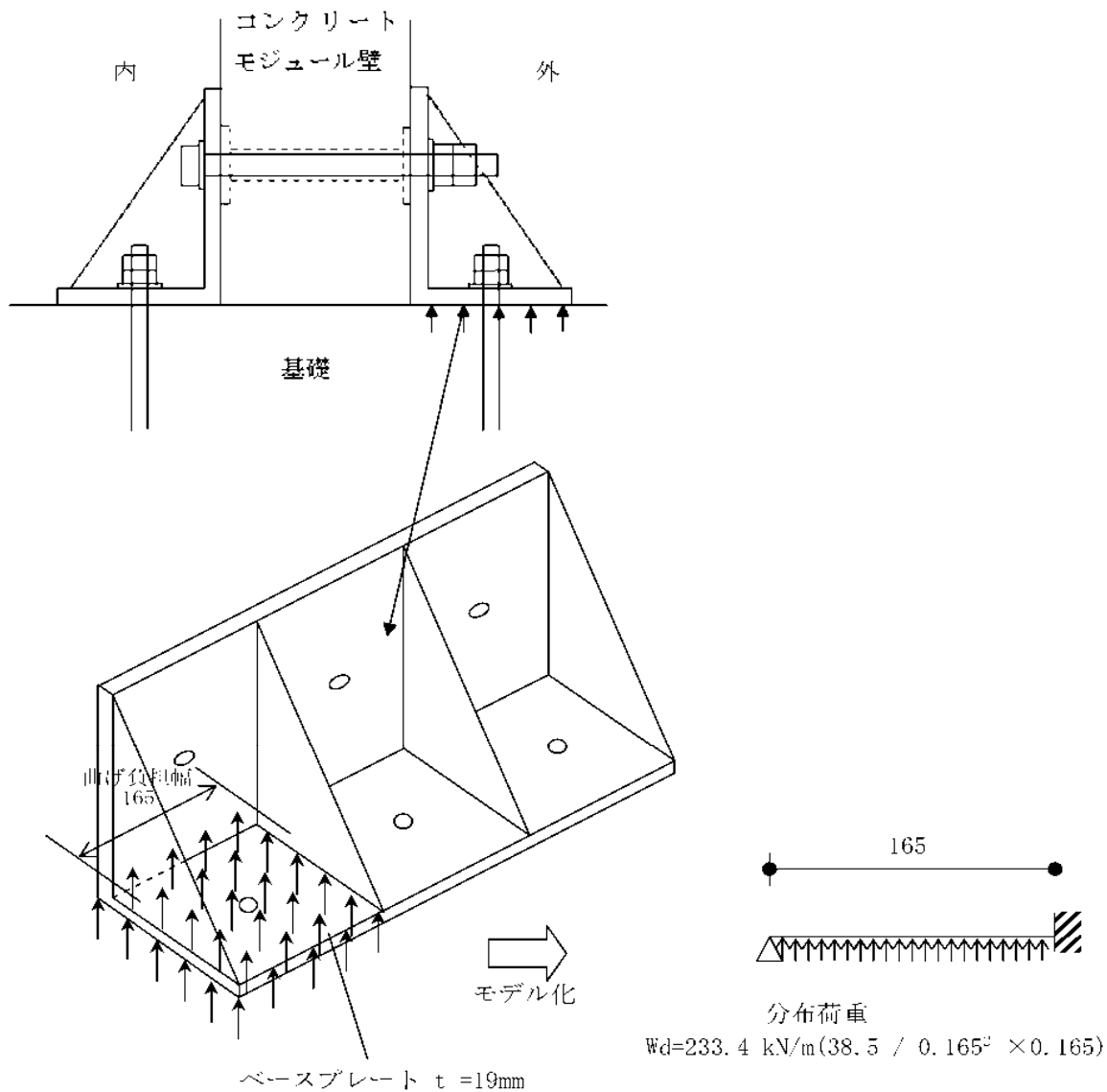


図 2.3-5 ベースプレート (圧縮時)

C. 側板アンカー部はしあき(③) (図 2.3 6 参照)

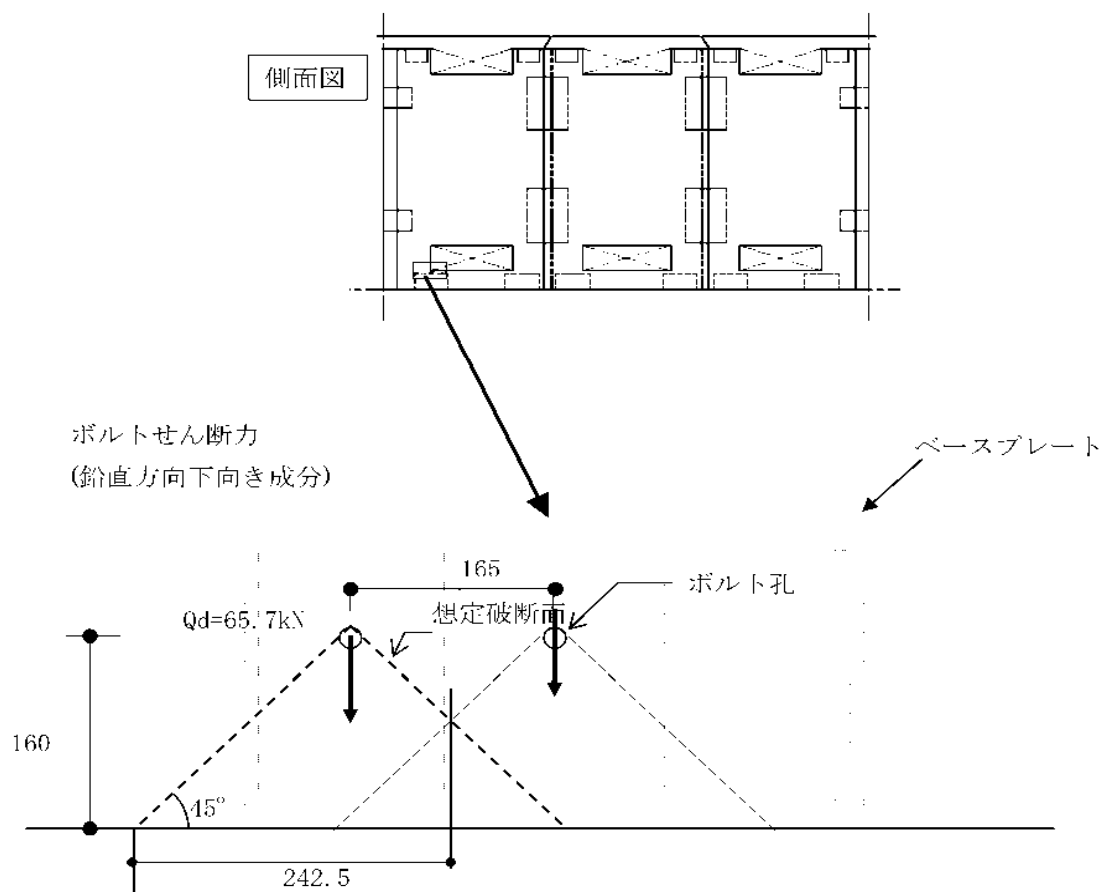


図 2.3 6 側板アンカー

短期許容せん断力応力度

(建築基準法施行令第 91 条及び平成 12 年建設省告示第 1450 号より)

$$f_{sa} = (0.49 + F_c / 100) \times 2 = 1.70 \text{ N/mm}^2$$

想定破断面積

$$A = 242.5 \times \sqrt{2} \times 200 = 68589 \text{ mm}^2$$

せん断力応力度

$$\tau = Q_d / (A / \sqrt{2}) = 65.7 \times 1000 / (68589 / \sqrt{2}) = 1.36 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_{sa} / \tau = 1.7 / 1.36 = 1.25 > 1.0 \dots \text{OK}$$

D. 天板パネル④ (図 2.3.7 参照)

天板 PC 板 $t = 200$, 鉄筋: SD295A ($\sigma_{\text{t}} = 295 \text{ N/mm}^2$)

D10@200 (長辺方向 上筋, 短辺方向 上下筋) D10: 断面積 $A = 71 \text{ mm}^2$

D13@200 (長辺方向 下筋) D13: 断面積 $A = 127 \text{ mm}^2$

$d = 150\text{mm}$, $j = 131\text{mm}$

短期許容曲げモーメント (鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より)

$$M_u = a_t \cdot f_t \cdot j$$

→ $f_t = \frac{M_u}{a_t \cdot j}$ f_t を σ_t , M_u を M_d に置き換え, 鉄筋の引張応力度を算定する。

る。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント $9986 \text{ Nmm/mm} \rightarrow 1\text{m}$ 辺りに換算すると $M_d = 9.99\text{kNm}$

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{9.99 \times 10^6}{127 \times 5 \times 131} = 121 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_t / \sigma_t = 295 / 121 = 2.44 > 1.0 \dots \text{OK}$$

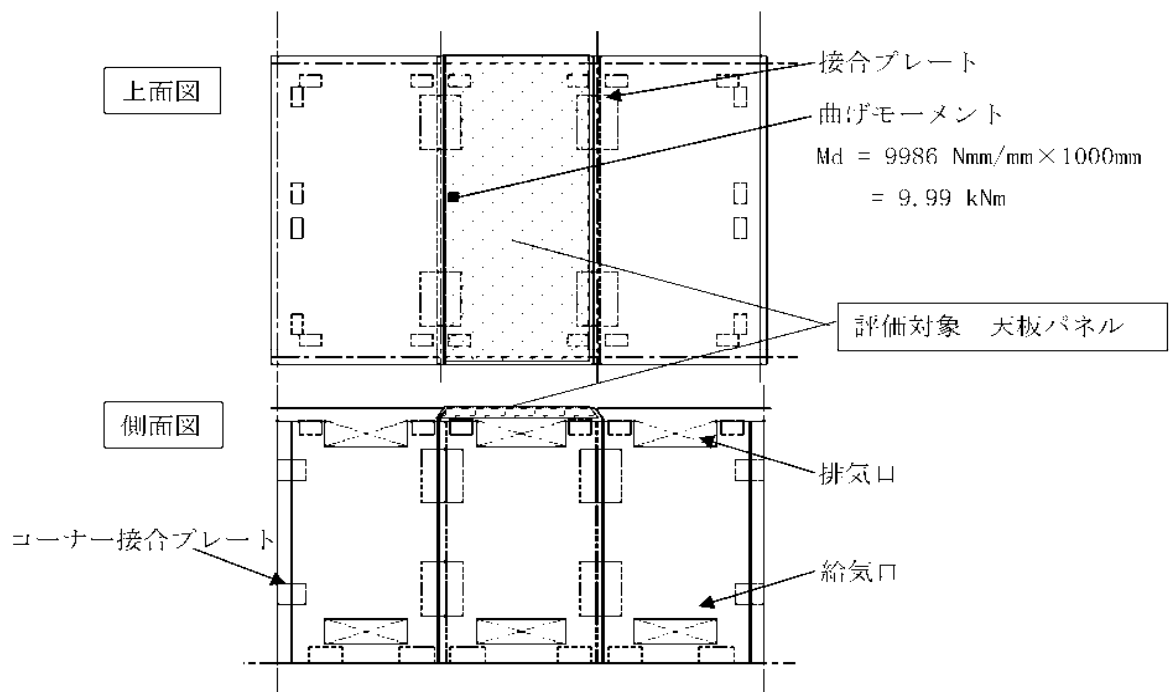


図 2.3-7 天板パネル

E. 側板パネル(⑤) (図 2.3-8 参照)

側板 PC 版 $t = 200$ 鉄筋 : SD295A ($\sigma_{st} = 295 \text{ N/mm}^2$)

D10@200 (縦筋・横筋, 内外共) D10 : 断面積 $A = 71 \text{ mm}^2$

D13 (開口部及び外周部の補強筋) D13 : 断面積 $A = 127 \text{ mm}^2$

$d = 150\text{mm}$, $j = 131\text{mm}$

短期許容曲げモーメント (鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より)

$$M_u = a_t \cdot f_t \cdot j$$

→ $f_t = \frac{M_u}{a_t \cdot j}$ f_t を σ_t , M_u を M_d に置き換え, 鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 20484 Nmm/mm → 500mm 辺りに換算すると $M_d = 10.3 \text{ kNm}$

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{10.3 \times 10^6}{(127 + 71 + 127) \times 131} = 242 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_t / \sigma_t = 295 / 242 = 1.22 > 1.0 \dots \text{OK}$$

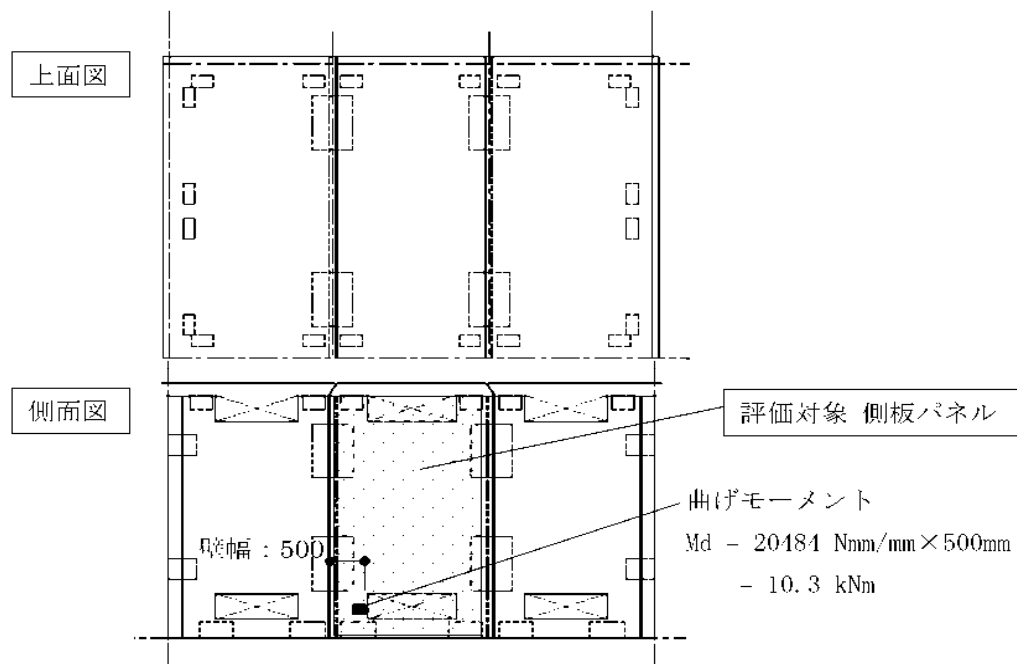


図 2.3-8 側板パネル

F. 側板，天板接合プレート(⑥) $t = 6$ (SS400) (図 2.3 9 参照)

単位幅当たりの断面係数 $z = b \times t^2 / 6 = 1 \times 6^2 / 6 = 6 \text{ mm}^3/\text{mm}$

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 136 Nmm/mm

$\sigma_b = 136 / 6 = 22.7 \text{ N/mm}^2$

検定値

$f_b / \sigma_b = 235 / 22.7 = 10.4 > 1.0 \dots \text{OK}$

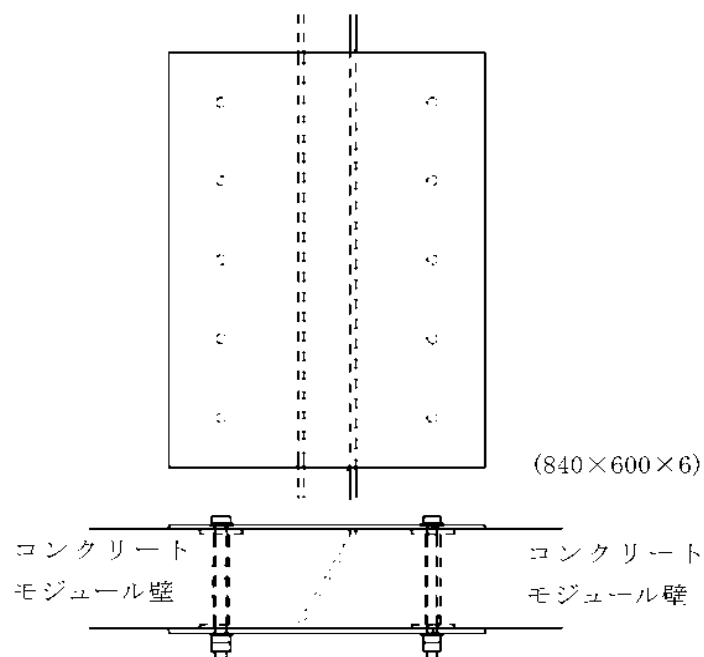


図 2.3 9 側板，天板接合プレート

G. 側板，天板コーナー接合プレート(㉔) $t = 9$ (SS400) (図 2.3 10 参照)

負担幅は 160mm とする。断面係数 $z = b \times t^2 / 6 = 160 \times 9^2 / 6 = 2160 \text{ mm}^3$

設計曲げモーメント

ボルト位置に生じる圧縮力を面荷重に置き換えて算定する。

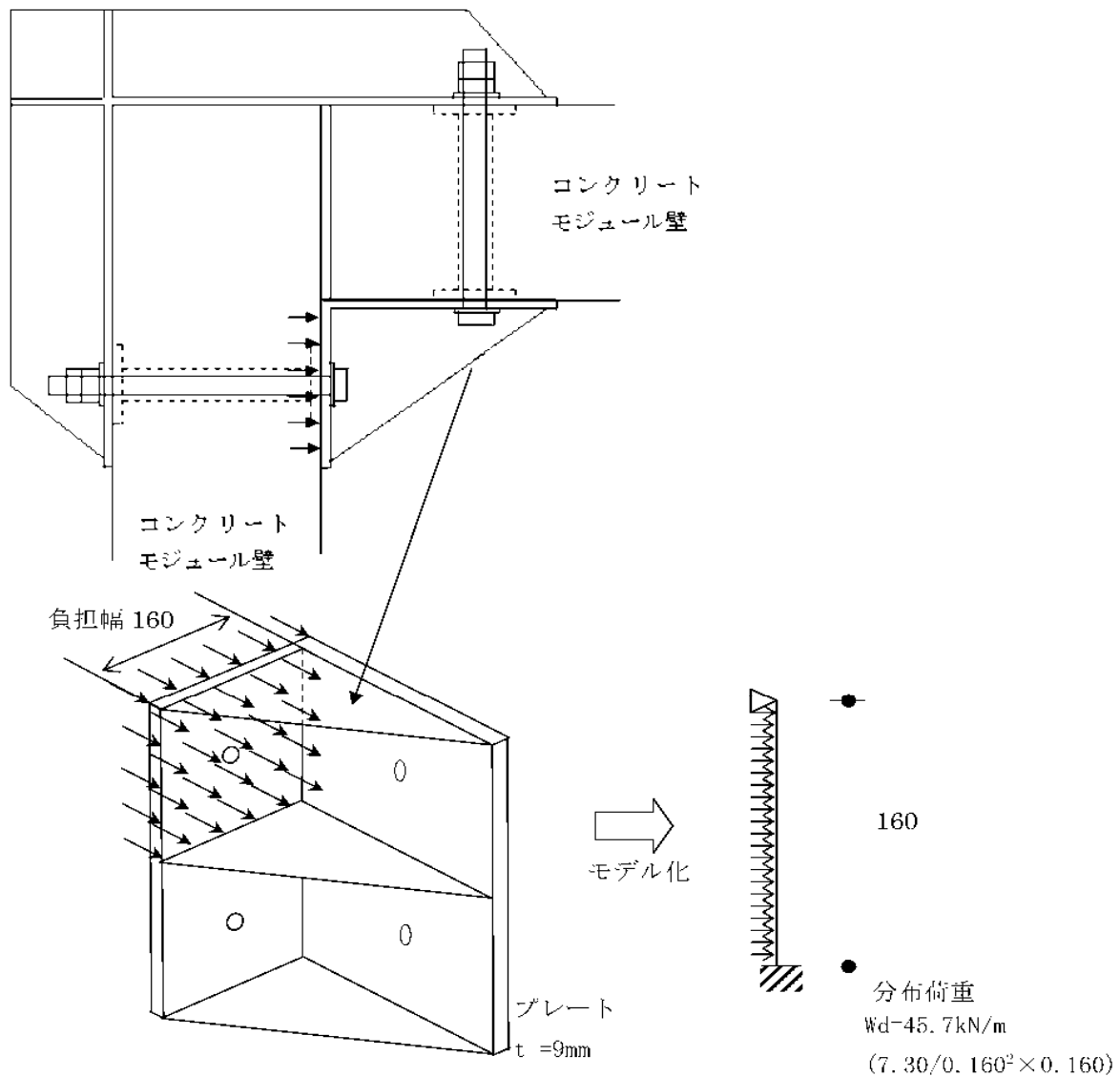
設計曲げモーメント(1 辺固定 1 辺単純支持の 1 方向板として)

$$M_d = (7.30 / 0.160^2 \times 0.160 \times 0.160^2) / 8 = 0.15 \text{ kNm}$$

$$\sigma_b = 0.15 \times 10^6 / 2160 = 69.5 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_b / \sigma_b = 235 / 69.5 = 3.38 > 1.0 \dots \text{OK}$$



④ 評価結果

評価結果を表 2.3-7 に示す。

表 2.3-7 評価結果(N/mm²)

	項目	計算値	許容値	評価結果
①-a)	アンカーボルト	107	235	OK
①-b)	側板柱脚ボルト	150	242.4	OK
①-c)	側板接合ボルト	198	242.4	OK
①-d)	天板接合ボルト	136	242.4	OK
①-e)	コーナーボルト	154	242.4	OK
②	ベースプレート (引張時)	109	235	OK
②	ベースプレート (圧縮時)	80.6	235	OK
③	側板アンカー部はしあき	1.36	1.70	OK
④	天板 P C 板	121	295	OK
⑤	側板 P C 板	242	295	OK
⑥	側板, 天板接合プレート	22.7	235	OK
⑦	側板, 天板コーナー接合プレート	69.5	235	OK

以上よりコンクリートモジュールは S s 地震動に対しての耐震安全性を確保できる。

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュール

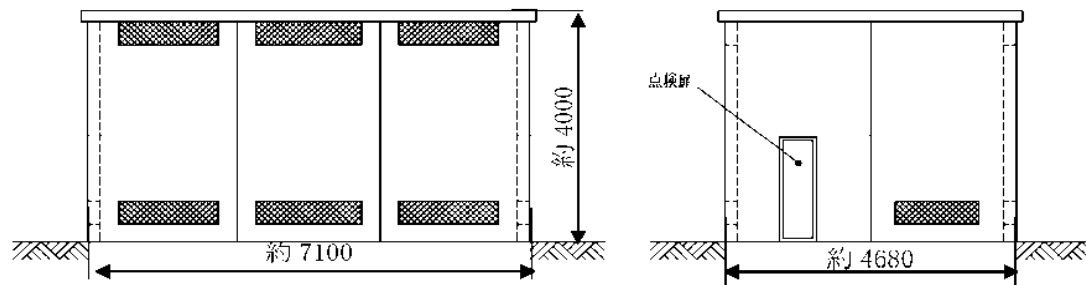
1) 評価方針

本設備で使用する輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールが、基準地震動 S_s により輸送貯蔵兼用キャスクの除熱、密封、遮へい、臨界防止等の安全機能に影響を与えるような、倒壊等をしないことを確認する。

2) 輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールの構成

コンクリートモジュールの概略図を図 2.3-11 に示す。

コンクリートモジュールは長辺側板 3 枚、短辺側板 2 枚、天板 3 枚のコンクリート製パネルで構成されている。それぞれのパネルは金物とボルトにより連結されている。



(単位:mm)

図 2.3-11 コンクリートモジュール概略図

3) 解析モデル

固有値解析，許容応力度設計及び基準地震動 S_s に対する検討には 3 次元 FEM モデルを採用し，解析コードとして NASTRAN を用いる。

FEM モデルとして，コンクリートモジュールの PC 板（側板及び天板）及び接合部の金物は板厚一様な平板要素でモデル化する。PC 板と金物の接合部はボルト位置で同一変位とし，基礎とベースプレートの接合部はアンカーボルト位置で拘束する。解析モデルを図 2.3-12 に示す。

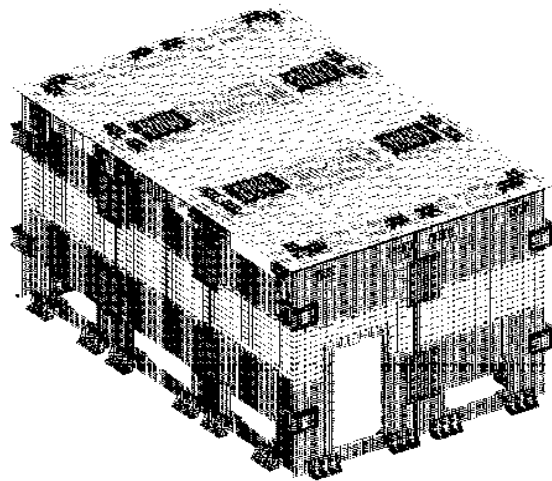


図 2.3-12 コンクリートモジュールの解析モデル

4) 固有周期の算定

コンクリートモジュールの固有周期は図 2.3-12 の FEM モデルにより求める。この結果を表 2.3-8 に示す。

表 2.3-8 コンクリートモジュールの固有周期

	固有周期 (s)
水平 (長辺)	0.036
水平 (短辺)	0.045
鉛直	0.052

5) 設計用地震力

「4)固有周期の算定」において求めた固有周期と添付資料 2「3 耐震設計方針」に基づき、コンクリートモジュールの耐震性の評価に用いる設計用地震力を定める。

コンクリートモジュールの水平方向の固有周期は 0.05sec 以下であることから、コンクリートモジュールの水平地震力に対しては剛体と見なすことができる。従って設計用水平地震力は 1.2ZPA とする。設計用鉛直地震力については添付資料-2「3 耐震設計方針」の応答スペクトルから設計用地震力を定める。

本耐震評価で用いる設計用地震力を表 2.3-9 に示す。

表 2.3-9 設計用地震力

	水平	鉛直
設計用加速度(mm/s ²)	7800	11800

6) 許容応力

許容応力を以下のように定める。材料の許容応力度は建築基準法・同施行令及び国土交通省告示に定める値とし、表 2.3-10～12 に示す。

表 2.3-10 コンクリートの許容応力度 (N/mm²)

種類	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コンクリート	$\frac{1}{3} F_c$	$\frac{1}{30} F_c$	$\frac{1}{30} F_c$ かつ $\left(0.49 + \frac{1}{100} F_c\right)$ 以下	長期に対する 2 倍		

$F_c=36 \text{ N/mm}^2$ とする。

表 2.3-11 鉄筋の許容応力度 (N/mm²)

種類	長期		短期	
	引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295A 及び B	195	195	295	295

表 2.3-12 鋼材の許容応力度 (N/mm²)

鋼材	長期				短期			
	圧縮	引張	曲げ	せん断	圧縮	引張	曲げ	せん断
SS400	156.6	156.6	156.6	90.4	235	235	235	135.6

板厚 $\leq 10\text{mm}$ とする。

7) 応力計算

① 応力評価点

応力評価点は SRSS 法により求められる各部材応力の中から最大応力となる部材を抽出して評価を行う。評価箇所は図 2.3-13 に示す箇所とする。

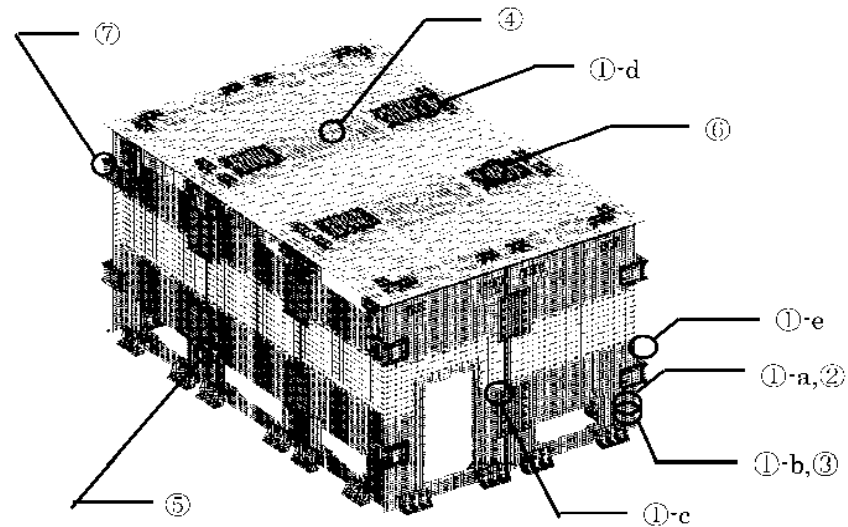


図 2.3-13 応力評価箇所

応力評価箇所名称

- ①-a アンカーボルト
- ① b 側板柱脚ボルト
- ① c 側板接合ボルト
- ① d 天板接合ボルト
- ①-e コーナー接合ボルト
- ② ベースプレート
- ③ 側板アンカー部はしあき
- ④ 天板パネル
- ⑤ 側板パネル
- ⑥ 側板、天板接合プレート
- ⑦ 側板、天板コーナー接合プレート（内側）

② 荷重条件

コンクリートモジュールの耐震安全性の評価においては建築基準法施行令第 82 条より表 2.3-13 の地震時の荷重組合せに基づき評価を行う。ただし、コンクリートモジュールには積載荷重が無いため、考慮する荷重は固定荷重と地震力のみとする。また、コンクリートモジュールの厚さは 200mm と比較的薄いため温度勾配による影響は小さいと考えられ、温度応力は考慮しないものとする。

表 2.3-13 荷重組合せ

力の種類	荷重及び外力について想定する状態	本設計
短期に生ずる力	地震時	G + P + K

ただし、G：固定荷重、P：積載荷重、K：地震力

③ 応力評価

A. ボルト

ボルトの基準強度は平成 12 年建設省告示第 2464 号、許容応力度は建築基準法施行令第 90 条及び平成 12 年建設省告示第 1451 号を用いる。

a. アンカーボルト(①-a) M20 (SS400 ; F=235)

せん断力 Qd=12.5kN

引張力 Nd=25.1kN

有効断面積 Ae = 245 mm²

・短期許容引張応力度

引張力とせん断力を同時に受けるボルトの引張応力度
(鋼構造設計規準・同解説より)

$$f_{ts} = 1.4f_{t0} - 1.6\tau \quad \text{かつ} \quad f_{ts} \leq f_{t0}$$

$$f_{ts} = 1.4 \times 235 - 1.6 \times (12.5 \times 10^3 / 245) = 247.3 \text{ N/mm}^2 \rightarrow 235 \text{ N/mm}^2$$

短期引張応力度

$$\sigma_t = Nd / Ae = 25.1 \times 1000 / 245 = 103 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_{ts} / \sigma_t = 235 / 103 = 2.28 > 1.0 \dots \text{OK}$$

b. 側板柱脚ボルト(①-b) M27 (強度区分 6.8 : F=420)

せん断力 Qd=66.1kN

有効断面積 Ae = 459 mm²

せん断応力度 $\tau = Qd / Ae = 66.1 \times 1000 / 459 = 145 \text{ N/mm}^2$

短期許容せん断応力度 $f_s = \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{420}{\sqrt{3}} = 242.4 \text{ N/mm}^2$

検定値

$$f_s / \tau = 242.4 / 145 = 1.67 > 1.0 \dots \text{OK}$$

c. 側板接合ボルト(①-c) M20 (強度区分 6.8 : F=420)

せん断力 Qd=47.7kN

有効断面積 Ae = 245 mm²

せん断応力度 $\tau = Qd / Ae = 47.7 \times 1000 / 245 = 195 \text{ N/mm}^2$

短期許容せん断応力度 $f_s = \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{420}{\sqrt{3}} = 242.4 \text{ N/mm}^2$

検定値

$$f_s / \tau = 242.4 / 195 = 1.24 > 1.0 \dots \text{OK}$$

d. 天板接合ボルト(①-d) M16 (強度区分 6.8 : F=420)

せん断力 Qd=20.3kN

有効断面積 Ae = 157 mm²

せん断応力度 $\tau = Qd / Ae = 20.3 \times 1000 / 157 = 130 \text{ N/mm}^2$

短期許容せん断応力度 $f_s = \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{420}{\sqrt{3}} = 242.4 \text{ N/mm}^2$

検定値

$$f_s / \tau = 242.4 / 130 = 1.86 > 1.0 \dots \text{OK}$$

e. コーナー接合ボルト(①-e) M20 (強度区分 6.8 : F=420)

せん断力 Qd=37.6 kN

有効断面積 Ae = 245 mm²

せん断応力度 $\tau = Qd / Ae = 37.6 \times 1000 / 245 = 154 \text{ N/mm}^2$

短期許容せん断応力度 $f_s = \frac{F}{\sqrt{3}} = \frac{420}{\sqrt{3}} = 242.4 \text{ N/mm}^2$

検定値

$$f_s / \tau = 242.4 / 154 = 1.57 > 1.0 \cdot \cdot \cdot \text{OK}$$

B. ベースプレート(②) t-19 (SS400 : F-235)

負担幅は 165mm とする。断面係数 $z = b \times t^3 / 6 = 165 \times 19^3 / 6 = 9927.5 \text{ mm}^3$

短期許容曲げ応力度 $f_b = 235 \text{ N/mm}^2$

引張時 (A. a. アンカーボルトによる 計算モデルは図 2.3-14 参照)

設計曲げモーメント(2 辺固定として算定)

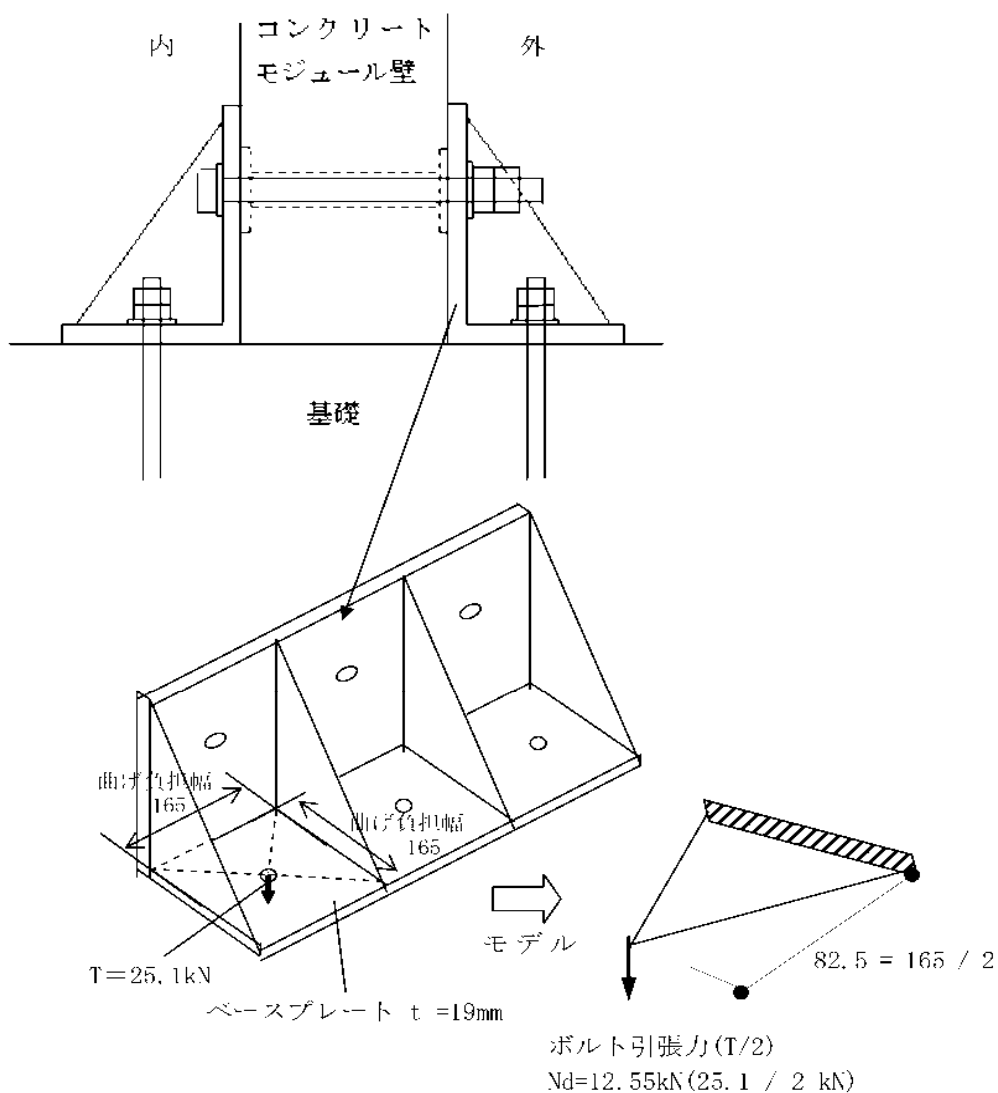
$$M_d = 25.1 \times 0.0825 / 2 = 1.04 \text{ kNm}$$

短期曲げ応力度

$$\sigma_b = M_d / z = 1.04 \times 10^6 / 9927.5 = 105 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_b / \sigma_b = 235 / 105 = 2.24 > 1.0 \cdots \text{OK}$$



圧縮時 (A. a. アンカーボルトによる 計算モデルは図 2.3 15 参照)

ボルト位置に生じる圧縮力を面荷重に置き換えて算定する。

設計曲げモーメント(1 辺固定 1 辺単純支持の 1 方向板として)

$$M_d = (37.5 / 0.165^2 \times 0.165 \times 0.165^2) / 8 = 0.78 \text{ kNm}$$

短期曲げ応力度

$$\sigma_b = M_d / z = 0.78 \times 10^6 / 9927.5 = 78.6 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_b / \sigma_b = 235 / 78.6 = 2.99 > 1.0 \dots \text{OK}$$

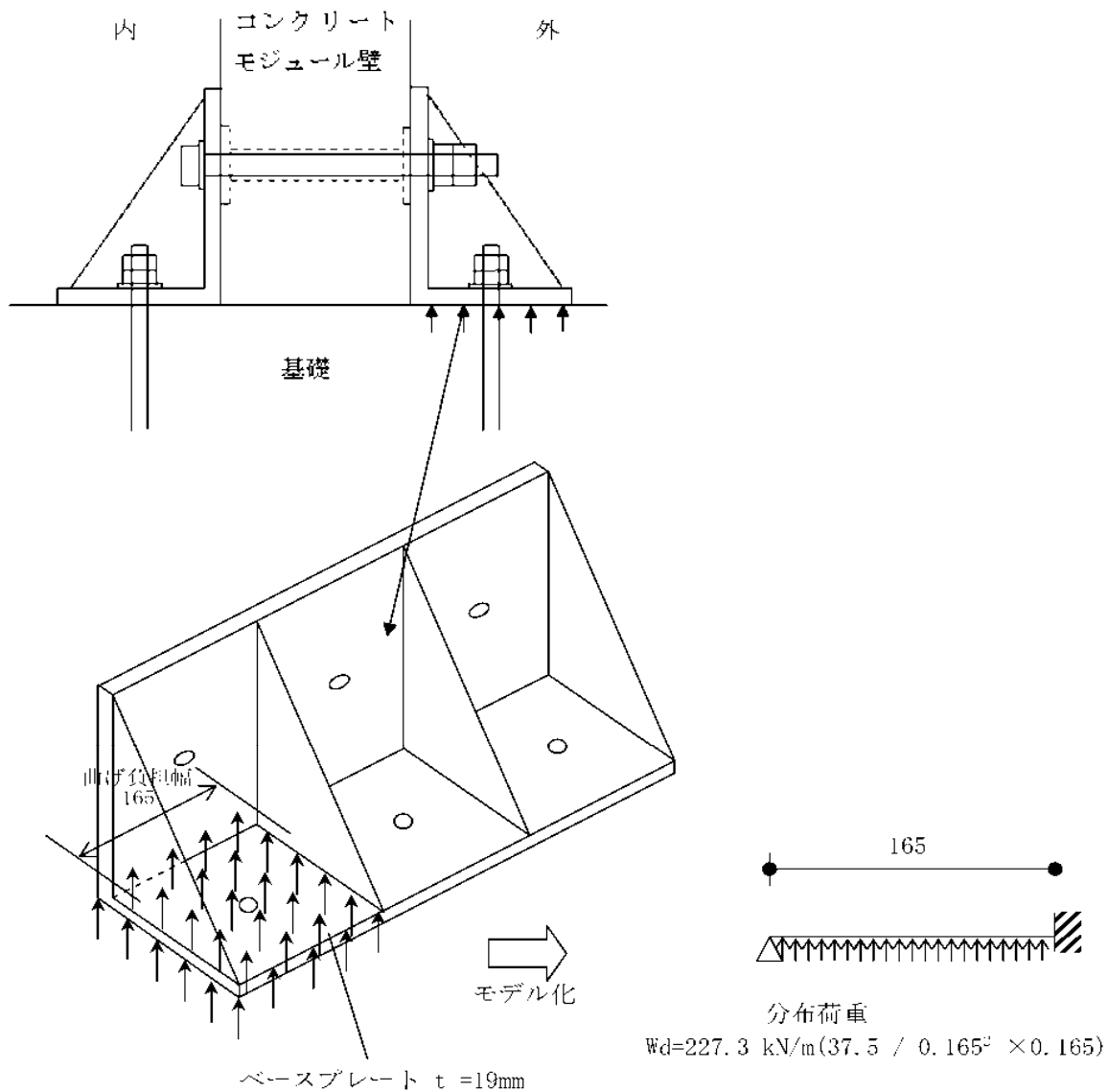


図 2.3-15 ベースプレート (圧縮時)

C. 側板アンカー部はしあき(③) (図 2.3 16 参照)

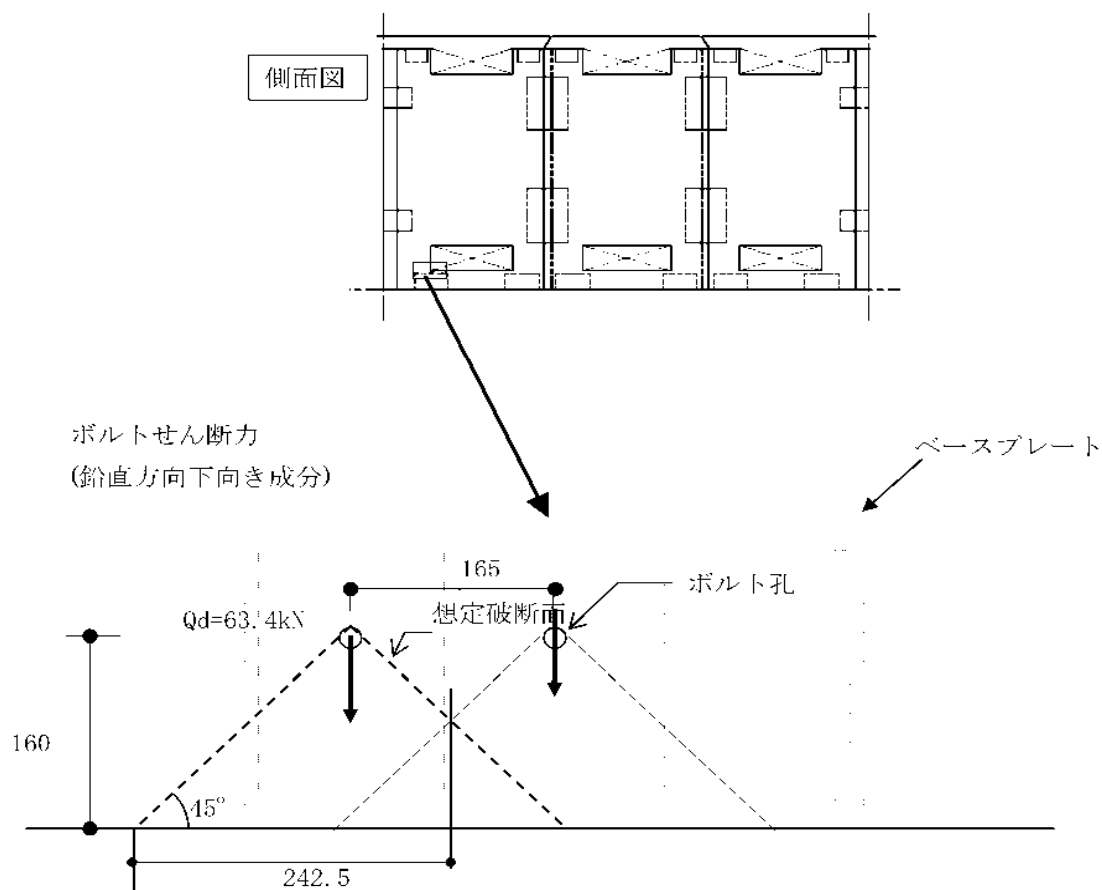


図 2.3 16 側板アンカー

短期許容せん断力応力度

(建築基準法施行令第 91 条及び平成 12 年建設省告示第 1450 号より)

$$f_{sa} = (0.49 + F_c / 100) \times 2 = 1.70 \text{ N/mm}^2$$

想定破断面積

$$A = 242.5 \times \sqrt{2} \times 200 = 68589 \text{ mm}^2$$

せん断力応力度

$$\tau = Q_d / (A / \sqrt{2}) = 63.4 \times 1000 / (68589 / \sqrt{2}) = 1.31 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_{sa} / \tau = 1.70 / 1.31 = 1.30 > 1.0 \dots \text{OK}$$

D. 天板パネル(④) (図 2.3-17 参照)

天板 PC 板 $t = 200$, 鉄筋: SD295A ($\sigma_{\text{t}} = 295 \text{ N/mm}^2$)

D10@200 (長辺方向 上筋, 短辺方向 上下筋) D10: 断面積 $A = 71 \text{ mm}^2$

D13@200 (長辺方向 下筋) D13: 断面積 $A = 127 \text{ mm}^2$

$d = 150\text{mm}$, $j = 131\text{mm}$

短期許容曲げモーメント (鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より)

$$M_u = a_t \cdot f_t \cdot j$$

→ $f_t = \frac{M_u}{a_t \cdot j}$ f_t を σ_t , M_u を M_d に置き換え, 鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント $9797 \text{ Nmm/mm} \rightarrow 1\text{m}$ 辺りに換算すると $M_d = 9.80\text{kNm}$

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{9.80 \times 10^6}{127 \times 5 \times 131} = 118 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_t / \sigma_t = 295 / 118 = 2.50 > 1.0 \dots \text{OK}$$

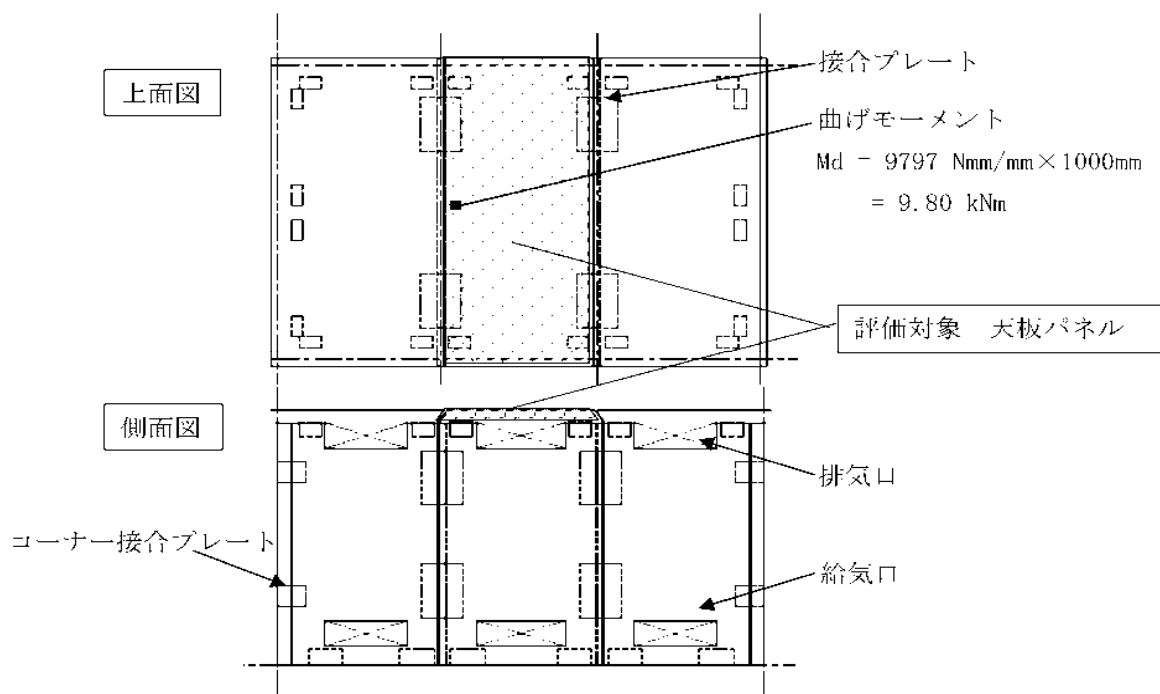


図 2.3-17 天板パネル

E. 側板パネル (⑤) (図 2.3-18 参照)

側板 PC 版 $t = 200$ 鉄筋 : SD295A ($\sigma_t = 295 \text{ N/mm}^2$)

D10@200 (縦筋・横筋, 内外共) D10 : 断面積 $A = 71 \text{ mm}^2$

D13 (開口部及び外周部の補強筋) D13 : 断面積 $A = 127 \text{ mm}^2$

$d = 150\text{mm}$, $j = 131\text{mm}$

短期許容曲げモーメント (鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より)

$$M_u = a_t \cdot f_t \cdot j$$

→ $f_t = \frac{M_u}{a_t \cdot j}$ f_t を σ_t , M_u を M_d に置き換え, 鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 19430 Nmm/mm → 500mm 辺りに換算すると $M_d = 9.72 \text{ kNm}$

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{9.72 \times 10^6}{(127 + 71 + 127) \times 131} = 229 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_t / \sigma_t = 295 / 229 = 1.29 > 1.0 \cdots \text{OK}$$

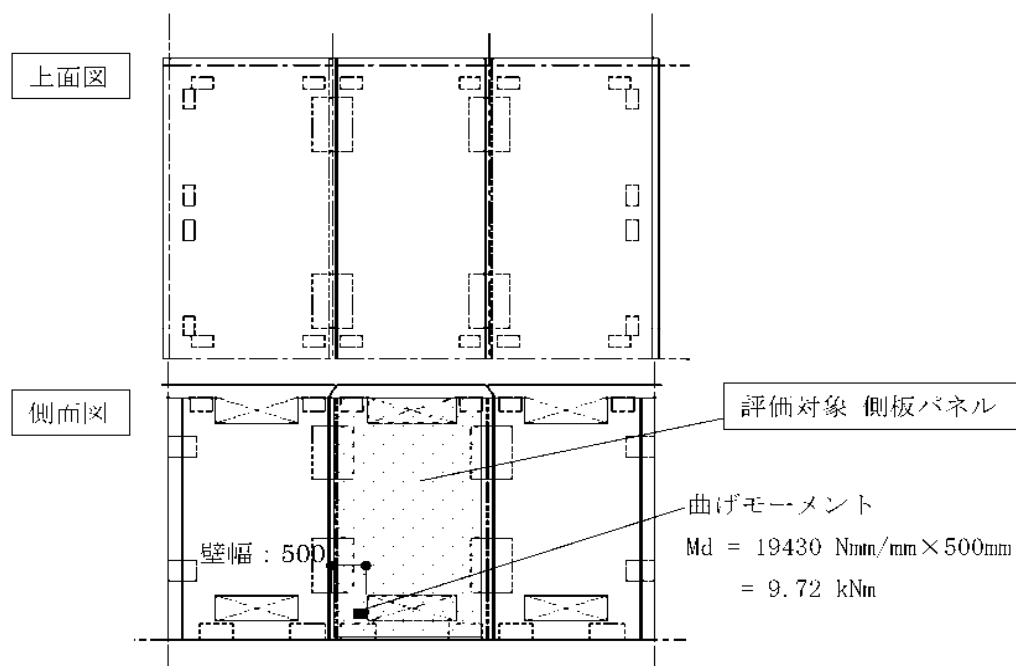


図 2.3-18 側板パネル

F. 側板，天板接合プレート(⑥) $t = 6$ (SS400) (図 2.3 19 参照)

単位幅当たりの断面係数 $z = b \times t^2 / 6 = 1 \times 6^2 / 6 = 6 \text{ mm}^3/\text{mm}$

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 133.4 Nmm/mm

$\sigma_b = 133.4 / 6 = 22.3 \text{ N/mm}^2$

検定値

$f_b / \sigma_b = 235 / 22.3 = 10.5 > 1.0 \dots \text{OK}$

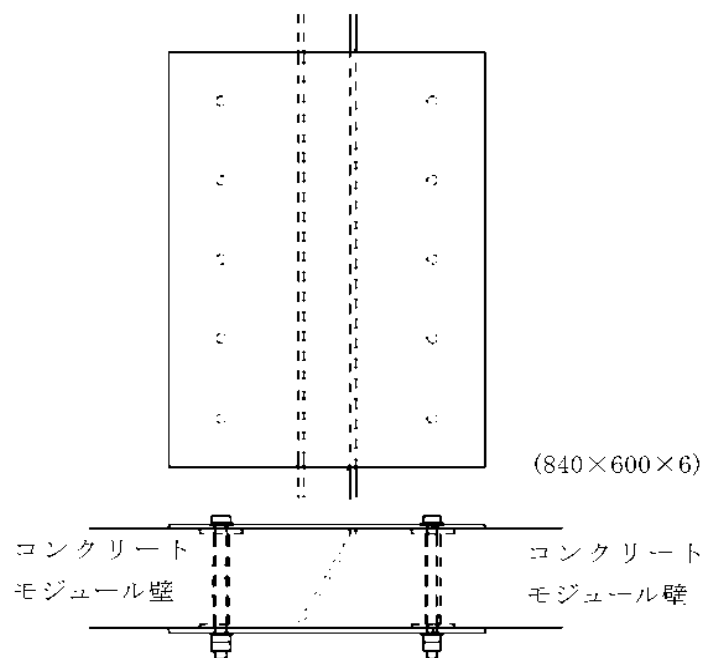


図 2.3 19 側板，天板接合プレート

G. 側板、天板コーナー接合プレート(㉔) $t = 9$ (SS400) (図 2.3 20 参照)

負担幅は 160mm とする。断面係数 $z = b \times t^2 / 6 = 160 \times 9^2 / 6 = 2160 \text{ mm}^3$

設計曲げモーメント

ボルト位置に生じる圧縮力を面荷重に置き換えて算定する。

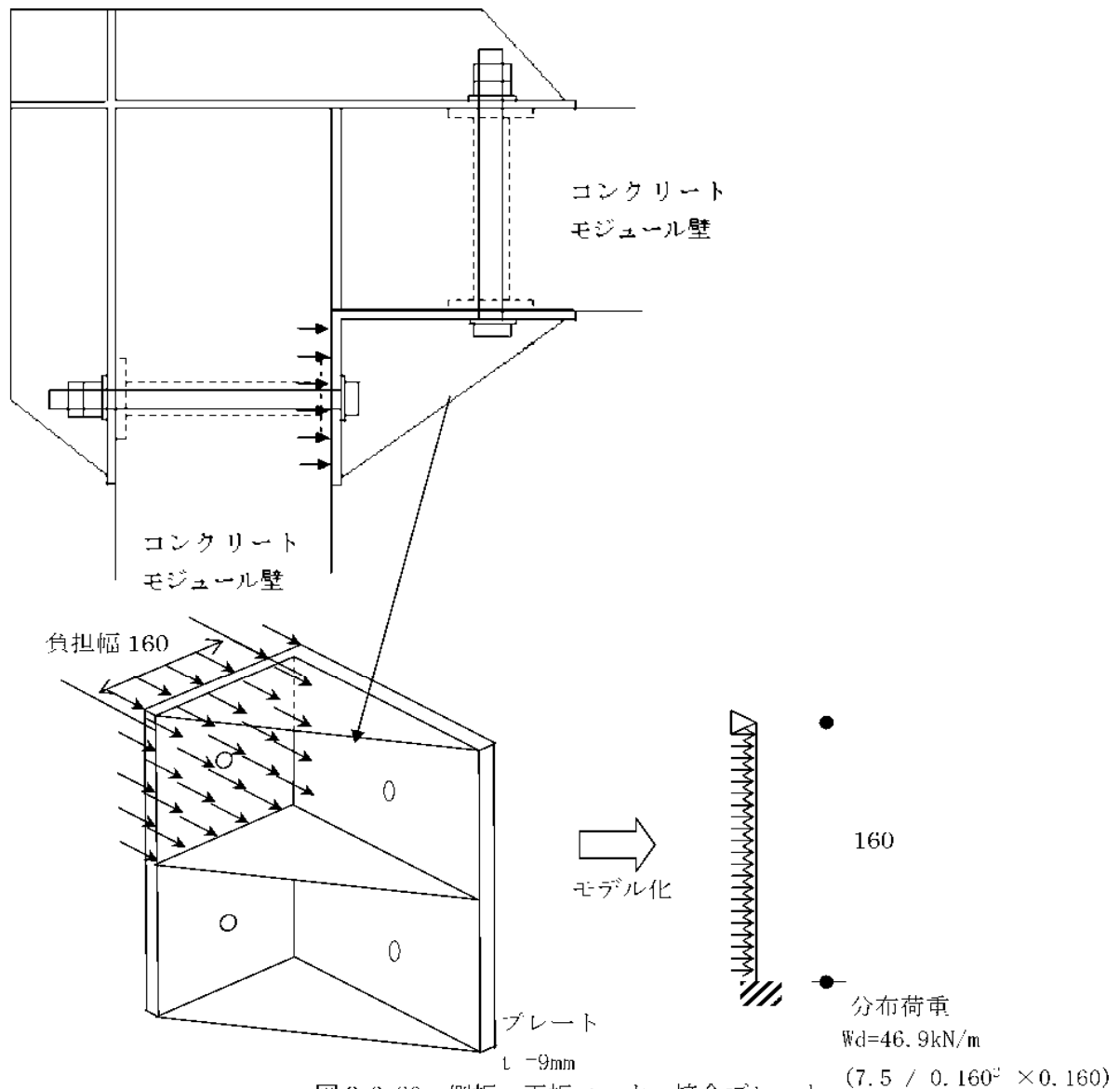
設計曲げモーメント(1 辺固定 1 辺単純支持の 1 方向板として)

$$M_d = (7.50 / 0.160^2 \times 0.160 \times 0.160^2) / 8 = 0.15 \text{ kNm}$$

$$\sigma_b / f_b = 0.15 \times 10^6 / 2160 = 69.5 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$$f_b / \sigma_b = 235 / 69.5 = 3.38 > 1.0 \dots \text{OK}$$



④ 評価結果

評価結果を表 2.3-14 に示す。

表 2.3-14 評価結果(単位：N/mm²)

	項目	計算値	許容値	評価結果
①-a	アンカーボルト	103	235	OK
①-b	側板柱脚ボルト	145	242.4	OK
①-c	側板接合ボルト	195	242.4	OK
①-d	天板接合ボルト	130	242.4	OK
①-e	コーナーボルト	154	242.4	OK
②	ベースプレート（引張時）	105	235	OK
②	ベースプレート（圧縮時）	78.6	235	OK
③	側板アンカー部はしあき	1.31	1.70	OK
④	天板 P C 板	118	295	OK
⑤	側板 P C 板	229	295	OK
⑥	側板、天板接合プレート	22.3	235	OK
⑦	側板、天板コーナー接合プレート	69.5	235	OK

以上よりコンクリートモジュールは S s 地震動に対しての耐震安全性を確保できる。

2.4 クレーンの基準地震動 S_s に対する波及的影響

(1) 評価方針

本設備で使用するクレーンが基準地震動 S_s により本クレーンが乾式キャスクの除熱、密封、遮へい、臨界防止等の安全機能に波及的影響を与えるような倒壊、転倒、逸走等が生じないことを確認する。なお、当該クレーンは一般産業用施設と同等の耐震性を有する設計とし、クレーン構造規格に基づき設計を行っている。

(2) 波及的影響評価方法の概要

評価対象とするクレーンの主要仕様を表 2.4-1 に、概要図を図 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 クレーンの仕様

項 目	仕様
型 式	門形クレーン
主巻定格	150ton
補巻定格	20ton
スパン	19m

クレーンの波及的影響評価フローを図 2.4-2 に示す。

以下の手順により基準地震動 S_s によるクレーンの波及的影響が、乾式キャスクの安全機能に及ばないことを確認する。

- ・評価には基準地震動 S_s に基づく地表面加速度応答スペクトルを用いて行う。
- ・汎用有限要素解析コード ABAQUS を使用した三次元有限要素モデルによりクレーンの固有周期を求める。
- ・地表面加速度応答スペクトルと固有周期により設計用加速度を定め、クレーン各部に発生する応力を算定し、クレーンが倒壊しないことを確認する。
- ・汎用有限要素解析コード ABAQUS を用いて、地表面時刻歴データによる非線形応答解析を行い、クレーン本体の浮き上がり量から、クレーンが転倒しないことを確認する。
- ・クレーン本体の浮き上がり量からクレーンがレールピットから飛び出し、逸走しないことを確認する。

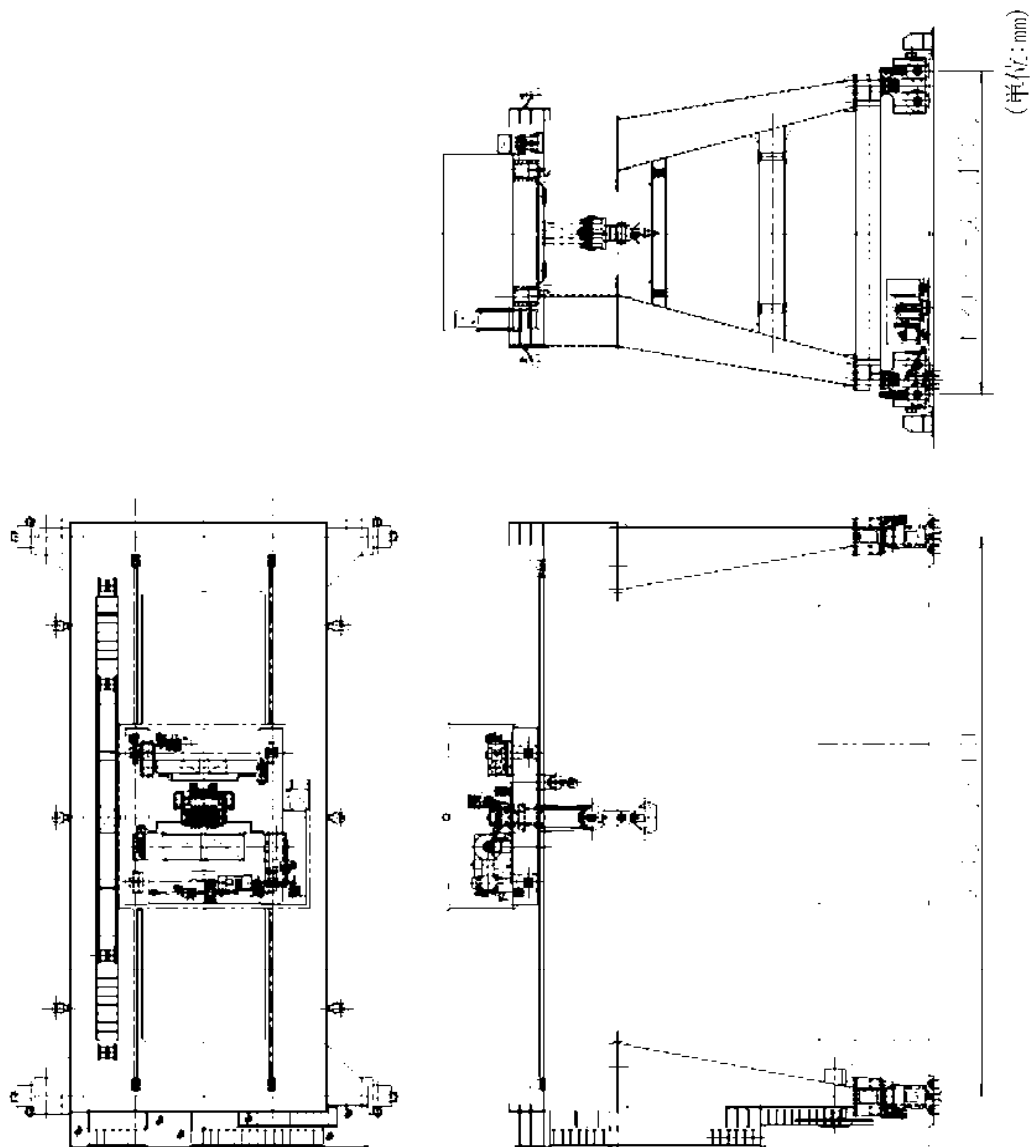


図 2.4-1 クレーン全体図

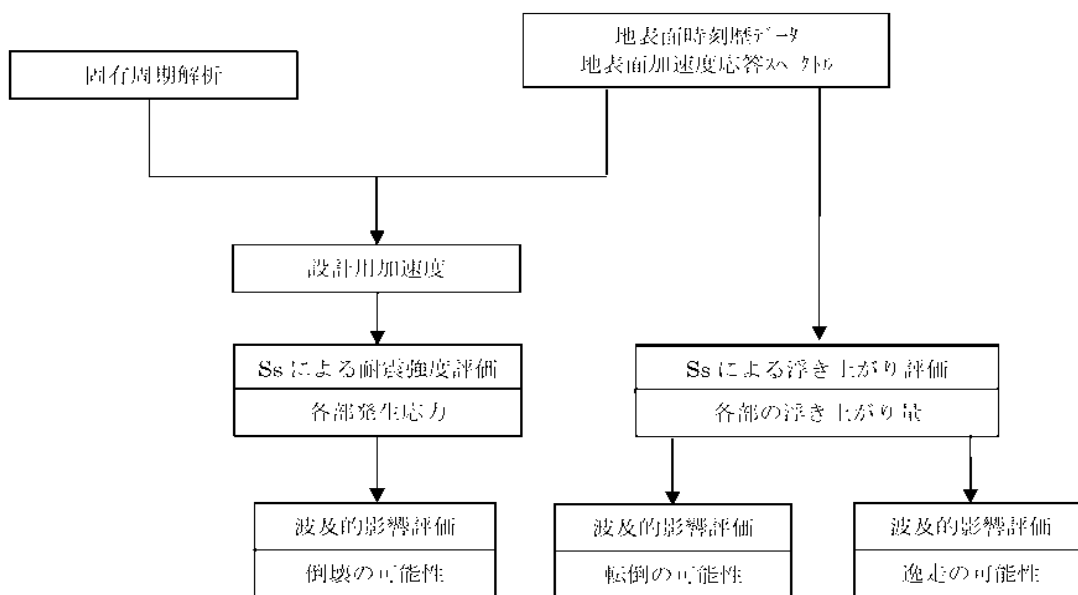


図 2.4-2 クレーンの波及的影響評価フロー

(3) 波及的影響評価

1) クレーンの倒壊評価

① 固有周期の算定

A. 固有周期の計算方法

汎用有限要素解析コード ABAQUS を使用した三次元有限要素モデルにより、各方向に関するクレーンの固有周期の評価を行う。図 2.4-3 に解析モデル図を示す。

- a. ガーダ、剛脚及びサドル等の構造物は、断面積、断面二次モーメントなどの断面特性を考慮したビーム要素でモデル化する。
- b. トロリは質量特性のみを考慮した剛体要素でモデル化する。
- c. ワイヤロープは剛な鉛直線形ばねでモデル化する。
- d. 走行方向の水平力がクレーンに加わった場合、クレーンはレール上を滑り、クレーン自体にはレールと走行車輪間の最大静止摩擦力以上の水平力は加わらない。このため走行方向の固有周期の算定は行わない。

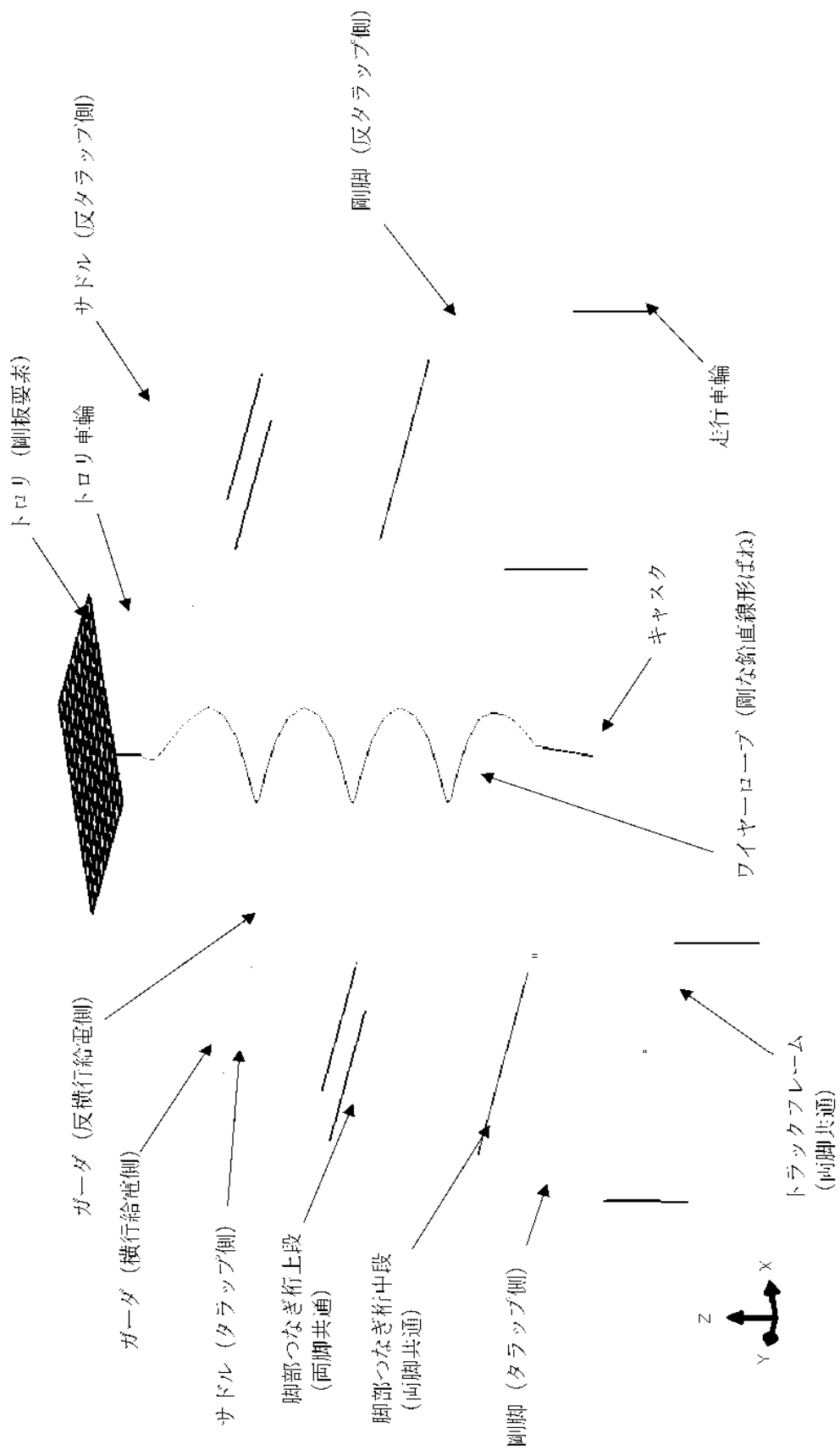
B. 固有周期

固有周期の算定結果を表 2.4-2 に示す。

表 2.4-2 クレーンの固有周期

トロリ位置	本体ガーダ中央			本体ガーダ端部 ^{注記}		
	走行方向 (EW方向)	横行方向 (NS方向)	鉛直方向 (UD方向)	走行方向 (EW方向)	横行方向 (NS方向)	鉛直方向 (UD方向)
固有周期 (sec)	-	0.334	0.137	-	0.331	0.096

注記：トロリが剛脚にもっとも近づいた位置とする。



※2.4-3 クレーン 固有周期 解析モデル※ 鳥瞰図(トロリ中央の場合)

② 本設備の設計加速度

添付資料 2「評価の基本方針」の加速度応答スペクトル及び表 2.4 2 に示した固有周期から算定される設計用加速度を表 2.4-3 に示す。

表 2.4 3 クレーンの設計用加速度

加振方向	走行方向 (EW方向)	横行方向 (NS方向)	鉛直方向 (UD方向)
設計用加速度 (G)	0.15 ^{注1}	2.43 0.15 ^{注2}	1.60 ^{注3} 1.38 ^{注4}

注 1：走行方向の設計用加速度は、走行駆動輪とレールの最大静止摩擦係数により定まる加速度とする。

注 2：トロリに作用する横行方向の設計用加速度は、横行駆動輪と横行レールの最大静止摩擦係数により定まる加速度とする。

注 3：本体ガード中央にトロリがある場合

注 4：本体ガード端部にトロリがある場合

③クレーン各部の応力評価

A. 評価対象部位の形状

評価対象箇所を図 2.4 4 に示す。また評価対象部位の形状を図 2.4 5～図 2.4 8 に示す。

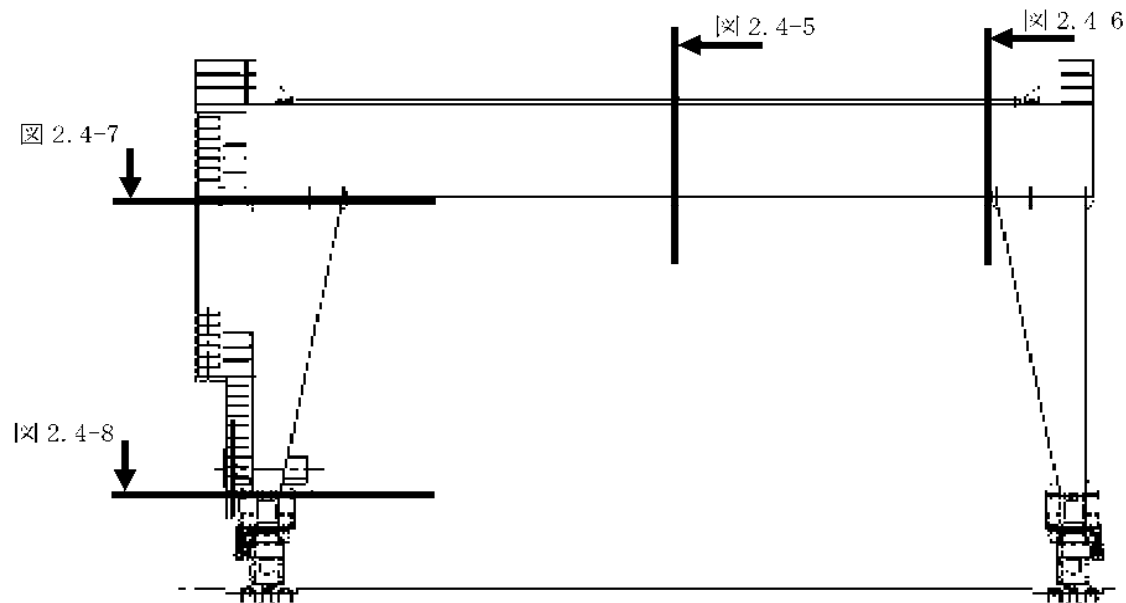


図 2.4-4 応力評価部位対象箇所

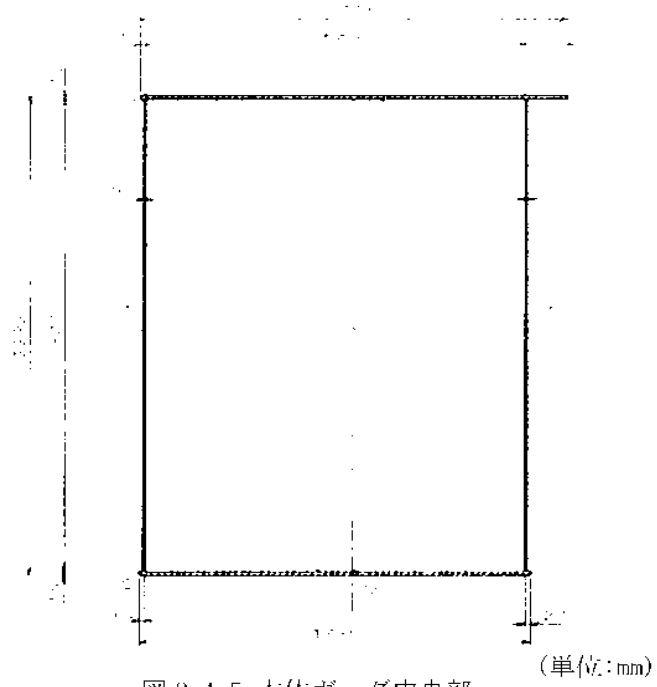


図 2.4-5 本体ガーダ中央部

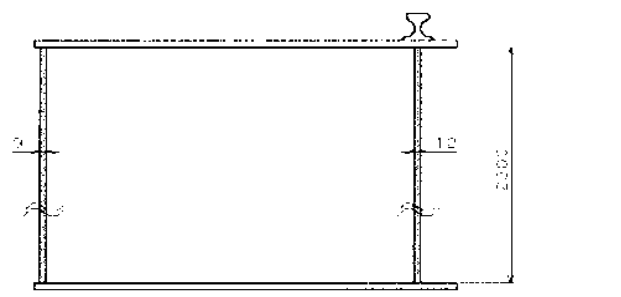


図 2.4-6 本体ガーダ端部

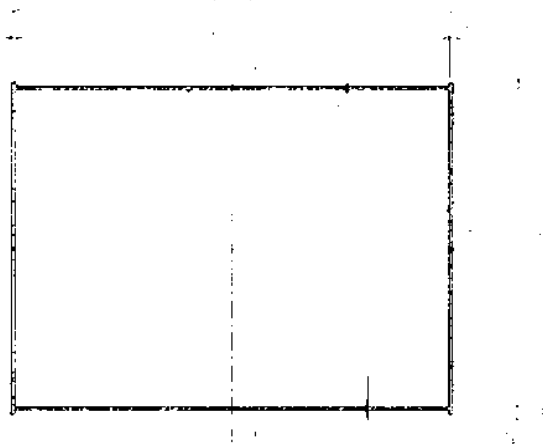


图 2.4-7 刚脚上部 (单位:mm)

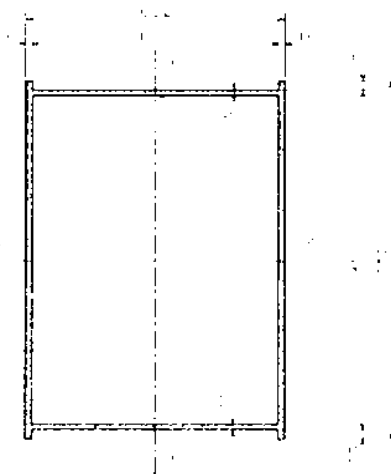


图 2.4-8 刚脚下部 (单位:mm)

B. 発生応力と許容応力

基準地震動 S_s によりクレーン各部に発生する応力と許容応力の比較を表 2.4-4 に示す。

表 2.4-4 クレーン各部応力の評価結果

	材料	応力の種類	算出応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	評価結果
本体ガード	SM490A	曲げ	146	343	O. K.
		せん断	51	198	O. K.
		組合せ	148	343	O. K.
剛脚（上部）	SS400	曲げ	115	280	O. K.
		圧縮	76	246	O. K.
剛脚（下部）		曲げ	174	280	O. K.
		圧縮	76	246	O. K.

④ 評価結果

本体ガード、剛脚などクレーン本体に発生する応力は許容値内に留まる。このことから基準地震動 S_s がクレーンに生じた場合、クレーン本体は倒壊しない。なお、参考としてクレーンレールについても S_s 地震による応力評価を行ったところ、レールが湾曲するおそれがあることが判明した。このことから次項ではクレーンが S_s 地震時にクレーンが転倒、逸走をしないことを確認し、当該クレーンが乾式キャスクの安全性に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

2) クレーンの転倒評価

図 2.4-9 のモデルを用いて非線形時刻歴応答解析を行い、クレーンが転倒しないことを確認する。

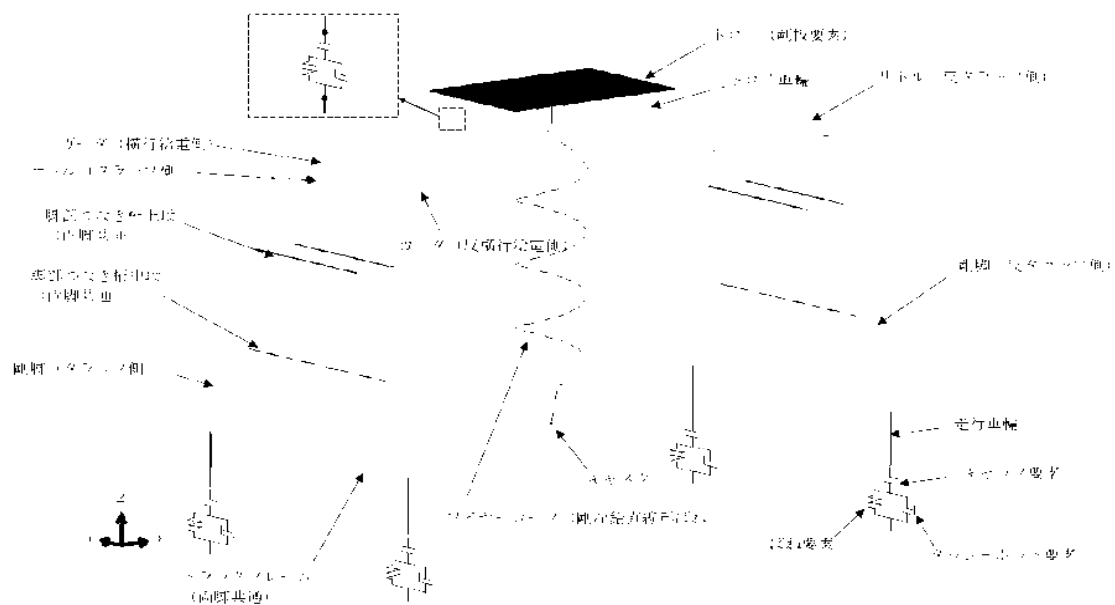


図 2.4-9 転倒評価モデル

① 地表面時刻歴データ

非線形時刻歴応答解析に用いる地表面時刻歴波形は、 $S_s-1 \sim S_s-3$ のうち、クレーンの鉛直方向固有周期における地表面加速度応答スペクトル値が最も大きい地震波の地表面時刻歴データである、 S_s-1 の表面時刻歴波形を用いる。 S_s-1 の表面時刻歴波形を図 2.4-10、図 2.4-11 に示す。

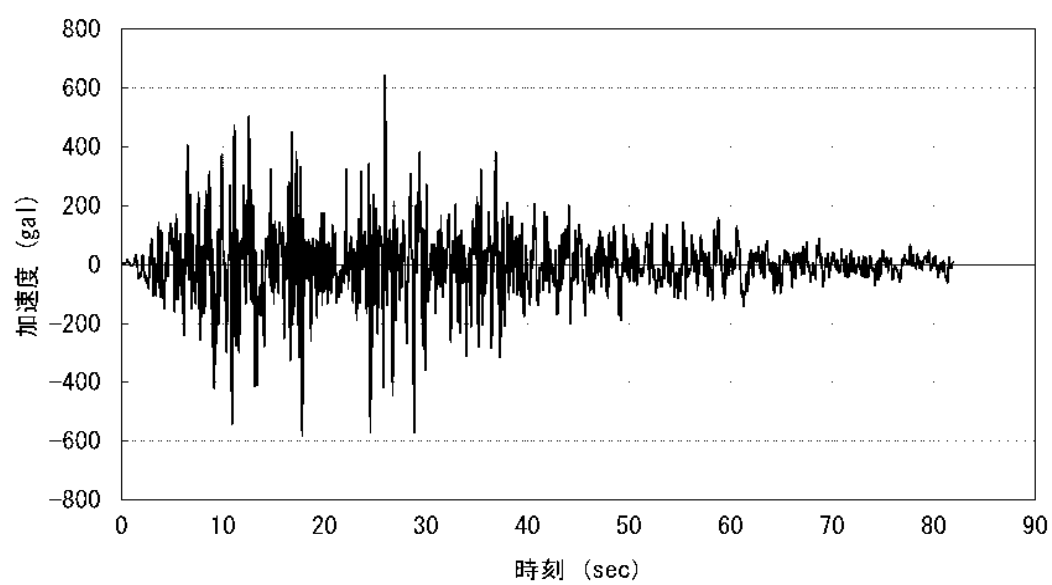


图 2.4-10 地表面時刻歴波形水平方向 Ss-1

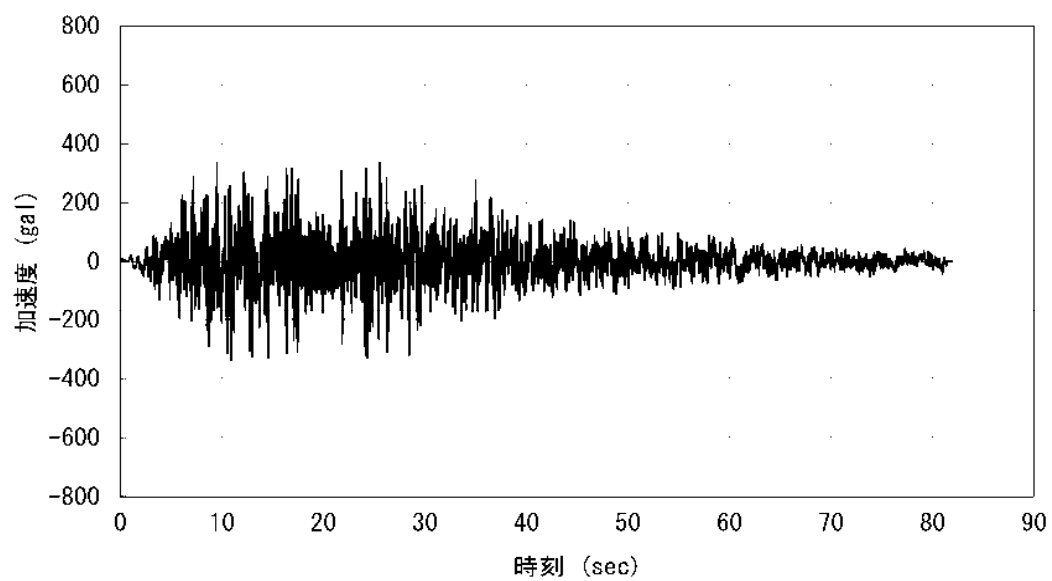


图 2.4-11 地表面時刻歴波形鉛直方向 Ss-1

② 浮き上がり量結果

非線形時刻歴応答解析によるクレーンの浮き上がり量の時刻歴データを図 2.4-12 に示す。
また本解析の評価箇所各部の最大浮き上がり量を表 2.4-5 に示す。

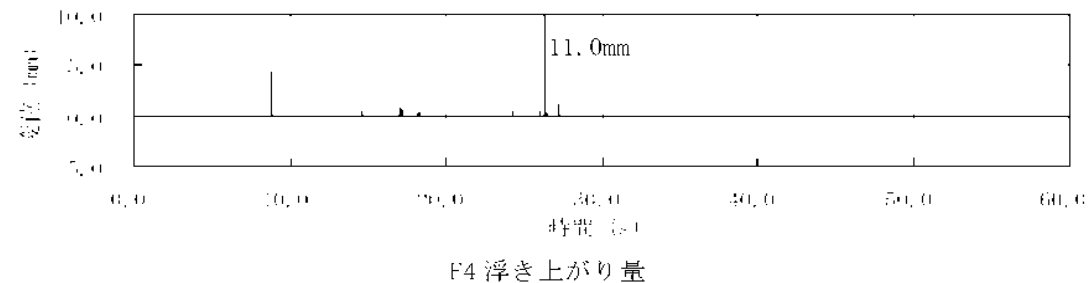
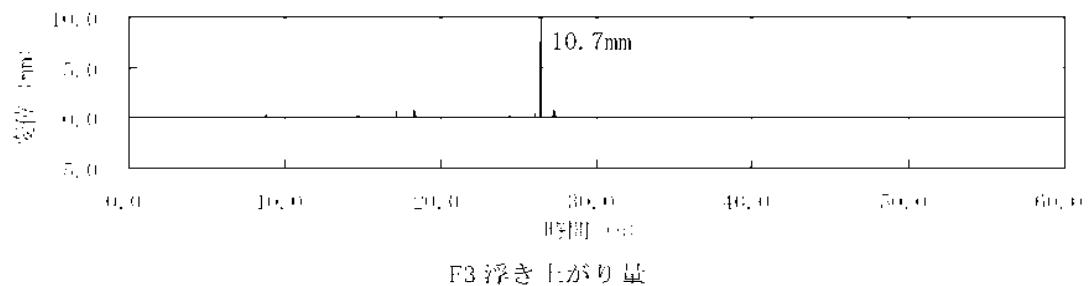
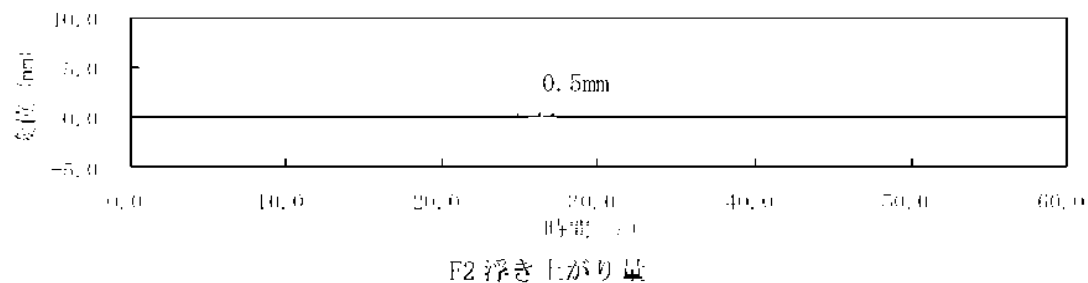
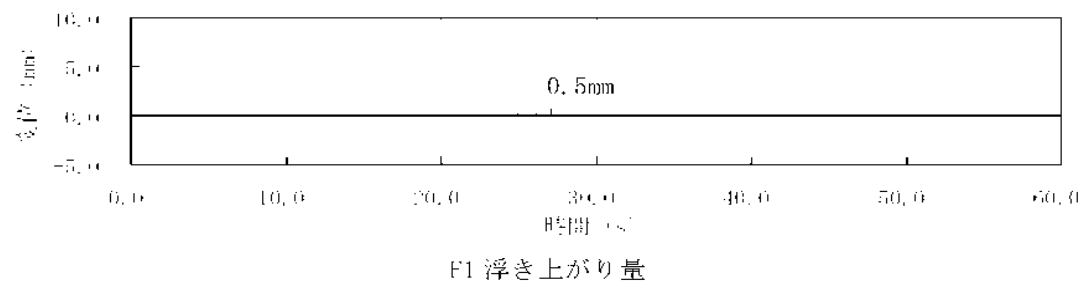


図 2.4-12 車輪浮き上がり量

表 2.4-5 非線形時刻歴応答解析によるクレーン最大浮き上がり量の結果

(加振方向：鉛直方向・横行方向)

評価応答	評価部位	方向	番号	解析結果
床面－走行車輪の 浮き上がり (mm)	走行車輪部	Z方向	F1	0.5
			F2	0.5
			F3	10.7
			F4	11.0

注記：評価点の位置を図 2.4-13 に示す。

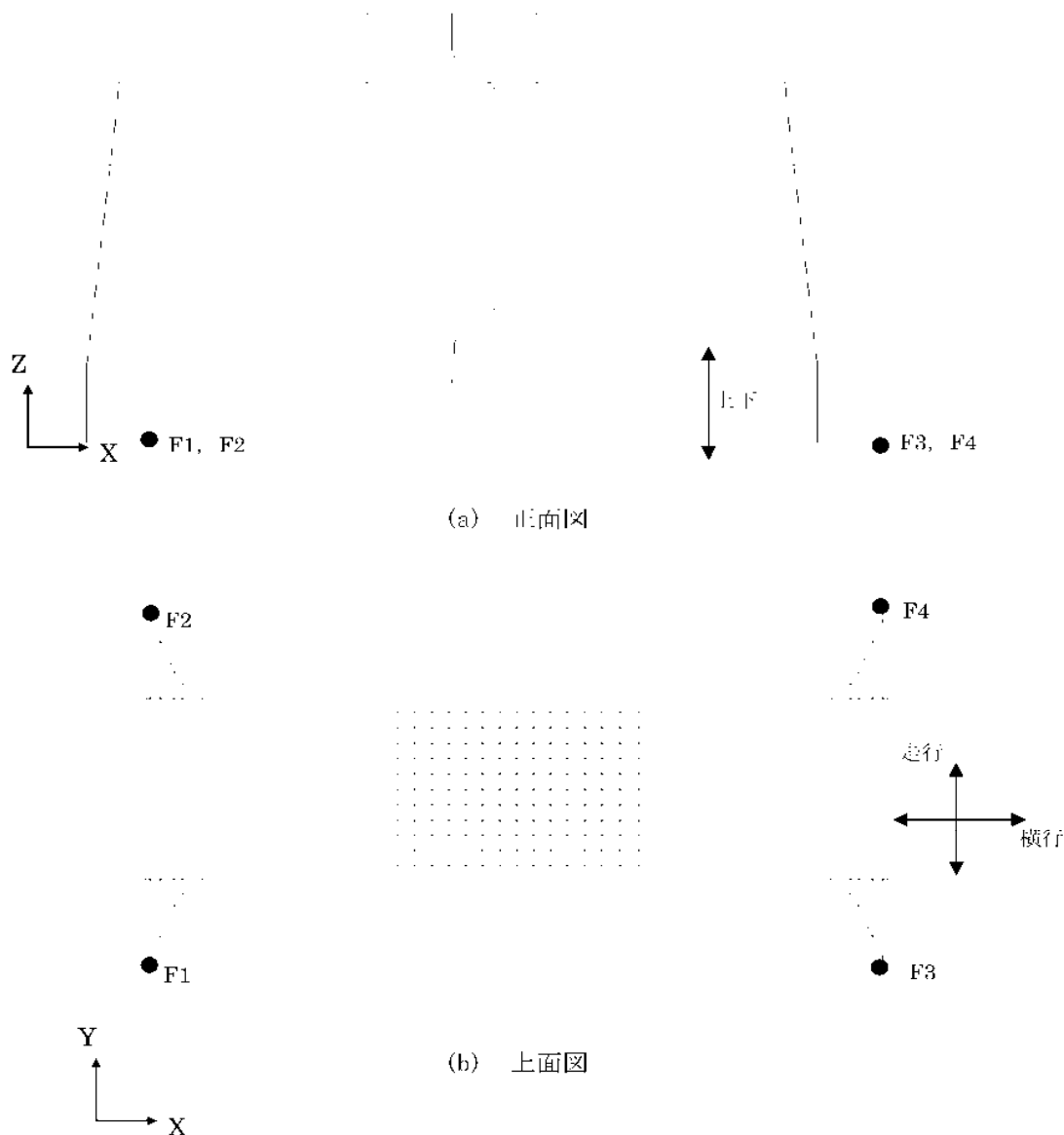


図 2.4-13 非線形時刻歴応答解析における評価点記号

③ 評価結果

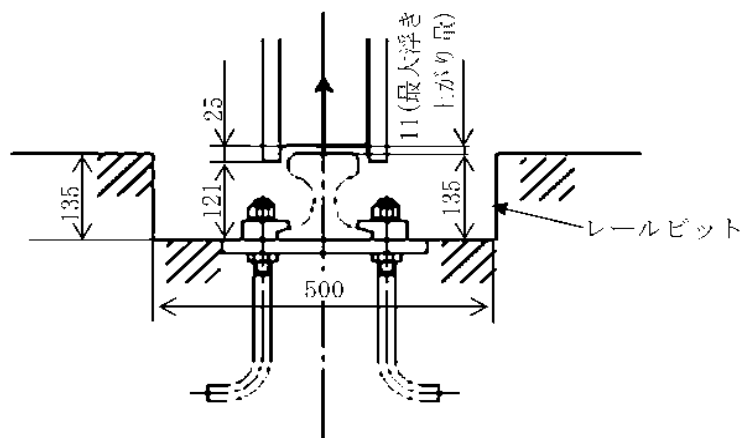
表 2.4 5 よりクレーンの車輪は最大で 11mm 浮き上がる。クレーンの重心の位置関係から片側の車輪が 14,706mm 浮きあがらなければクレーンは転倒しないことから、当該クレーンは Ss 地震を受けても転倒しない。

3) クレーンの逸走評価

クレーンが逸走する条件として、クレーンの車輪が全てレールピットから飛び出すことが挙げられる。このことから当該クレーンが Ss 地震を受けたとしても、車輪がレールピット内に収まっていることを確認する。

① レールピット高さと言き上がり時の車輪位置の比較

2) で検討した最大の言き上がりが生じた場合の車輪とレールピットの位置関係は図 2.4-14 のようになる。車輪の下端の高さはレールピットの底部から 121mm であり、レールピットの高さ 135mm を超えることはない。



(単位:mm)

図 2.4-14 車輪とレールピットの位置関係(最大言き上がり時)

② 評価結果

レールピットの高さとクレーンが言き上がった場合の車輪の高さを比較した結果、最大の言き上がりが予想される車輪においてもレールピットを超えないことが確認された。このことから当該クレーンはレールピットから飛び出し、逸走することはない。

4) 評価結果

基準地震動 S_s に基づく評価では以下が確認され、クレーンには倒壊、転倒、逸走が生じない結果となった。

- ①クレーン本体に発生する応力は、許容応力を下回る。
 - ②地表面時刻歴データによる非線形応答解析評価により浮き上がりの評価では最大 11mm の浮き上がりであるが、転倒が生じる浮き上がり高さまで十分な余裕がある。
 - ③クレーンの浮き上がりにより車輪の下端がレールビットより高くなることはない。
- 従って、地震時にクレーンが乾式キャスクの安全機能に影響を及ぼすことはない。

2.5 コンクリート基礎の耐震性

(1) 評価方針

基準地震動 S_s 荷重時のコンクリート基礎に対する要求性能は、キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに、これを固定する固定ボルトの引き抜きに抵抗すること、及び、基礎の傾斜により、クレーンの転倒、倒壊などが生じないことである。ここでは、コンクリート基礎の耐震性評価を行い、基礎が要求性能を有していることを確認する。

評価の方法は、基準地震動 S_s 荷重に対する梁モデルによる構造計算を行い、コンクリート基礎の終局限界状態の照査、地盤改良体強度の照査、地盤の支持力の照査を行うこととする。

なお、本設備の周辺に評価対象となる斜面は存在しない。

(2) 評価方法の概要

1) 構造図面

図 2.5-1～図 2.5-4 にキャスク配置図、基礎構造図及び地盤改良断面図を示す。

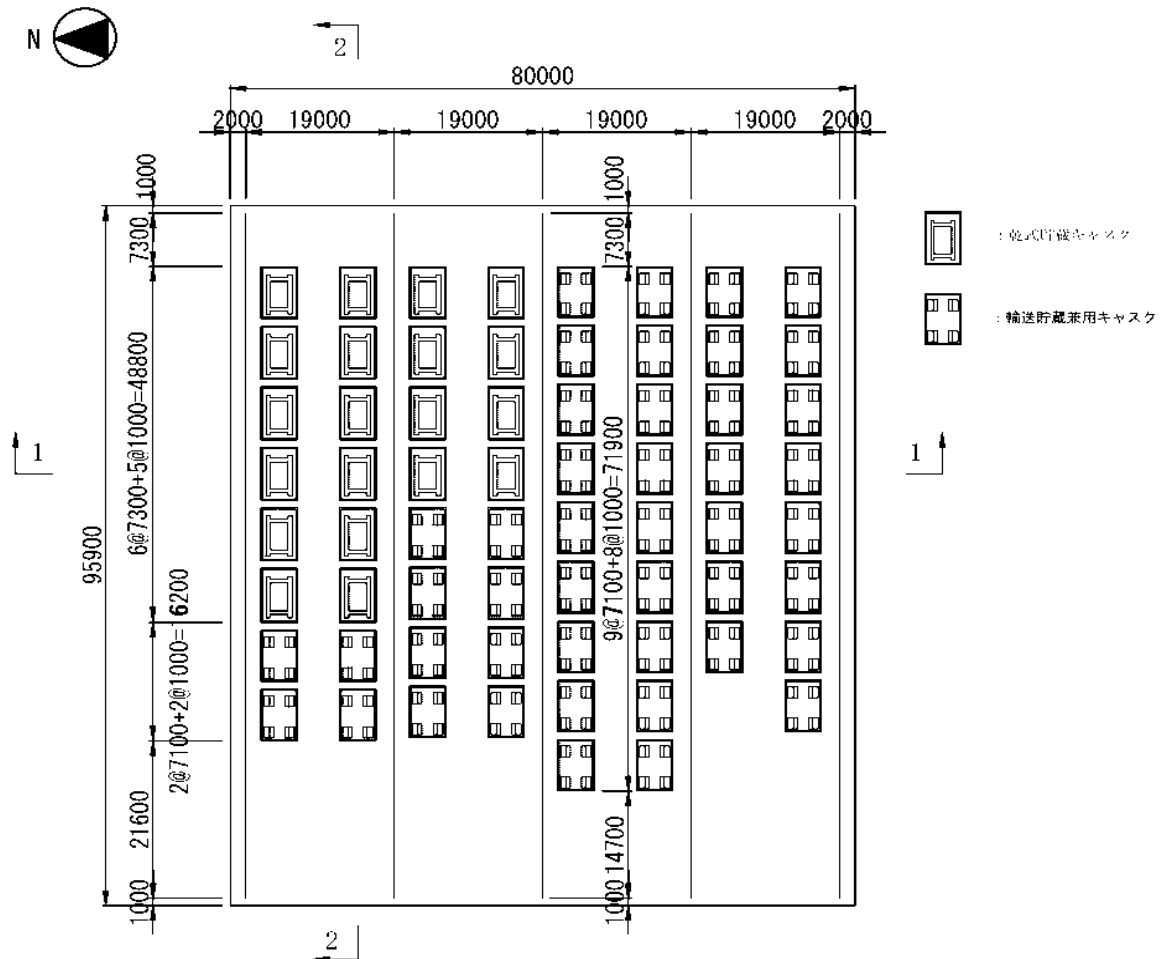


図 2.5-1 キャスク配置図 (単位 : mm)

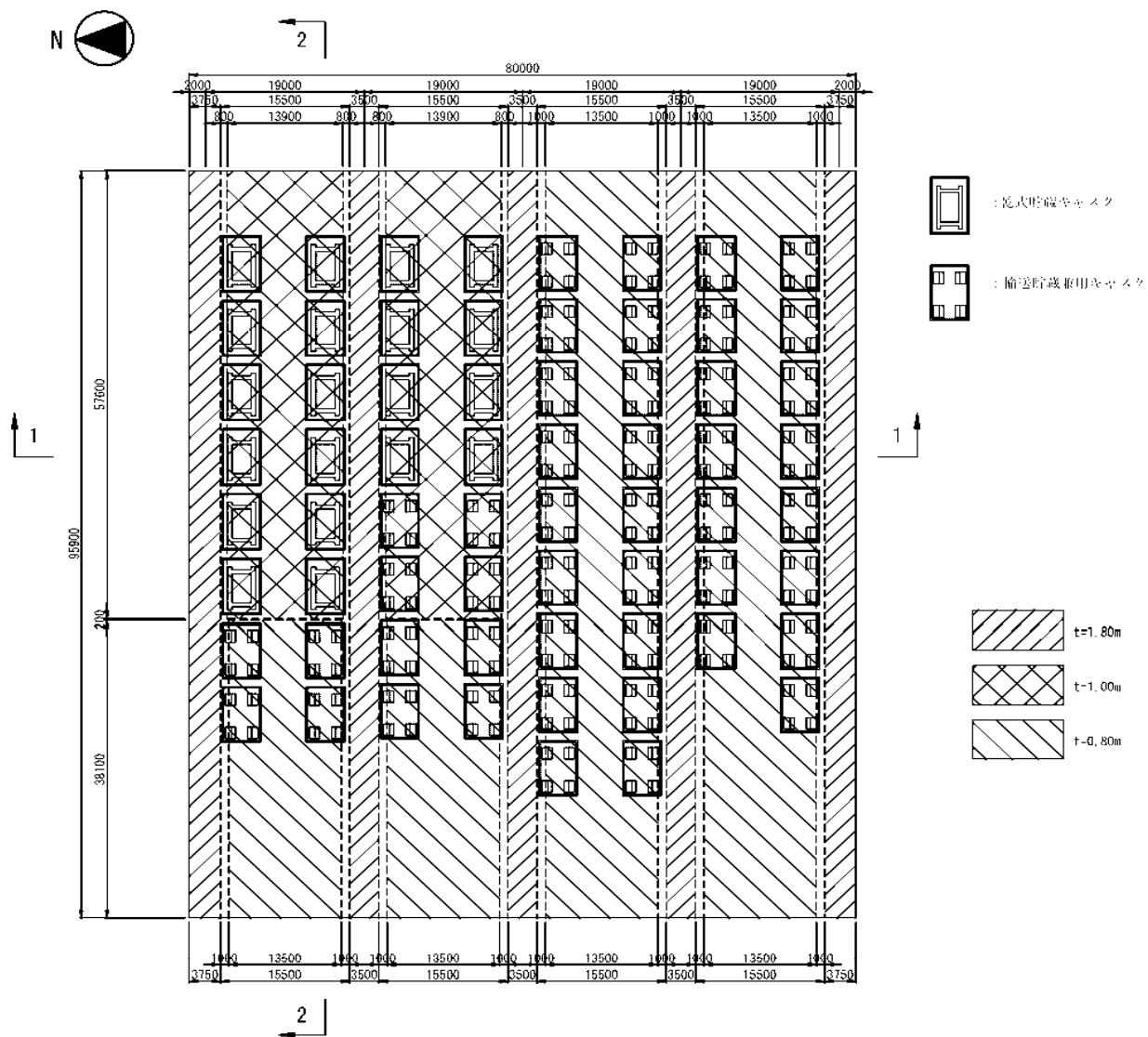


図 2.5-2 基礎平面図 (単位: mm)

2) 検討フロー

コンクリート基礎の耐震性検討フローを図 2.5-5 に示す。

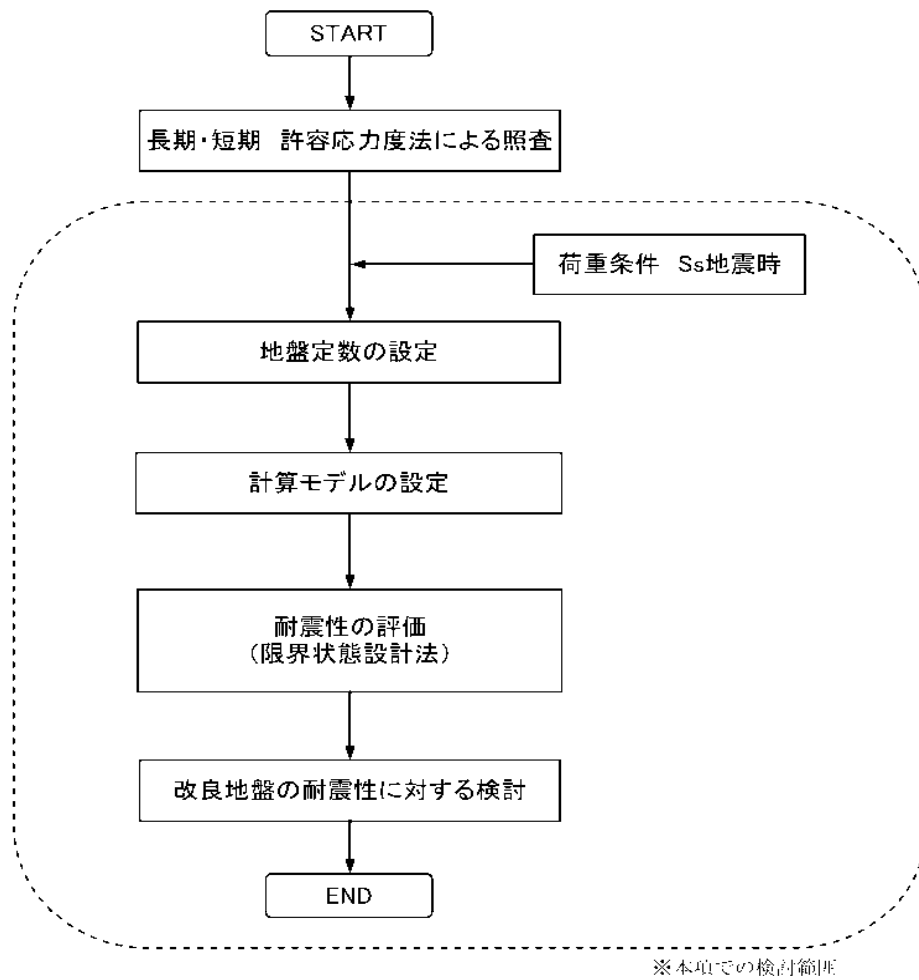


図 2.5-5 キャスク仮保管設備コンクリート基礎の耐震性検討フロー

3) 準拠規準

コンクリート基礎の検討は、以下の法規及び規準類に準拠して行う。

- ① 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008 (社) 日本電気協会
- ② 乾式キャスクを用いる使用済み燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程 JEAC4616 2009 (社) 日本電気協会
- ③ コンクリート標準示方書 設計編 (2007) (社) 土木学会
- ④ コンクリート標準示方書 構造性能照査編 (2002) (社) 土木学会
- ⑤ 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震設計に関する安全性照査マニュアル (1992) (社) 土木学会
- ⑥ 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル (2005) (社) 土木学会
- ⑦ 道路橋示方書・同解説 I 共通編 IV 下部構造編 (社) 日本道路協会 (平成 14 年)
- ⑧ 道路橋示方書・同解説 I 共通編 V 耐震設計編 (社) 日本道路協会 (平成 14 年)

4) 評価方法

耐震性の評価方法を表 2.5-1 に示す。

表 2.5-1 耐震性の評価方法

評価対象	評価方法	準拠規準
鉄筋コンクリート	検討用断面力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。	③
改良地盤	改良地盤に作用する地盤反力度が、改良地盤の設計圧縮強度、せん断抵抗に対する安全率に基づき設定した改良地盤の許容限界を下回ることを確認する。	②
支持地盤	改良体下面に作用する鉛直荷重が、極限支持力に対する安全率に基づき設定した支持地盤の許容限界を下回ることを確認する。	②及び⑦

5) 使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び設計強度を表 2.5-2 及び表 2.5-3 に示す。

表 2.5-2 コンクリートの材料定数，設計強度及び鉄筋の設計強度

コンクリートの材料定数

	記号	単位	
ヤング係数	E	(N/mm ²)	2.50 × 10 ⁴
単位体積重量	γ	(kN/m ³)	24.0

コンクリートの設計強度

	記号	単位	
設計基準強度	f _{ck}	(N/mm ²)	24.00
設計圧縮強度	f _{cd}	(N/mm ²)	18.46
設計せん断強度	τ _{cd}	(N/mm ²)	0.529

鉄筋の設計強度

	記号	単位	
鋼材の種類			SD345
降伏強度	f _{yd}	(N/mm ²)	345.0
鉄筋径			D13～D32

表 2.5-3 改良地盤，支持地盤の物性値及び設計強度

改良地盤の物性値、設計強度

	記号	単位	
変形係数	E	(kN/m ²)	32900
圧縮強度	ssf _{sc}	(N/mm ²)	548.0
せん断強度	ss τ _{sc}	(N/mm ²)	109.6

支持地盤の極限支持力度

	記号	単位	
極限支持力度	qu	(kN/m ²)	511.3

(3) 本設備の設計荷重とコンクリート基礎のモデル化

1) 設計荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重 (VL)

コンクリート基礎自重による鉛直方向の荷重で、基礎及びペデスタルの鉛直荷重を対象とする。表 2.5-4 に鉛直荷重を示す。

表 2.5-4 鉛直荷重

		奥行き方向幅 (m)	部材高 (m)	鉛直荷重 (kN/m)
レール支持梁(EW方向)	レール部スラブ	3.50	1.80	151
NS方向スラブ	レール部スラブ	8.30	1.80	359
	キャスク部スラブ	8.30	1.00	199
	キャスク部スラブ	8.30	0.80	159
	ペデスタル	1.50×0.72×1.185		70
EW方向スラブ	キャスク部スラブ	5.17	1.00	132
	キャスク部スラブ	5.17	0.80	111
	ペデスタル	1.50×0.72×1.185		70

・クレーン荷重 (CL)

注) ペデスタルの鉛直荷重は2脚当りを示す。

クレーンによる荷重を表 2.5-5 に示す。

表 2.5 5 クレーン荷重

(1輪当り)

状態	フック寄り	走行車輪荷重					
		走行給電側			反走行給電側		
		鉛直方向	横行方向	走行方向	鉛直方向	横行方向	走行方向
		(UD方向)	(NS方向)	(EW方向)	(UD方向)	(NS方向)	(EW方向)
		(kN)	(kN)	(kN)	(kN)	(kN)	(kN)
定格荷重(150t)	走行給電側	2470	490	185	305	490	84

注) 基礎天端の荷重を示す。

・キャスク荷重(CAL)

キャスクによる荷重を表 2.5 6 に示す。

表 2.5 6 キャスク荷重

乾式貯蔵キャスク			1基当たり
方向	項目	単位	Ss地震時
NS方向	鉛直力	(kN)	1910
	水平力	(kN)	1010
	モーメント	(kN・m)	1490
EW方向	鉛直力	(kN)	1910
	水平力	(kN)	1010
	モーメント	(kN・m)	1620

注)基礎天端の荷重を示す。

輸送貯蔵兼用キャスク			1脚当たり
方向	項目	単位	Ss地震時
NS方向	鉛直力	(kN)	477
	水平力	(kN)	506
	モーメント	(kN・m)	157
EW方向	鉛直力	(kN)	477
	水平力	(kN)	485
	モーメント	(kN・m)	226

注)ペデスタル天端の荷重を示す。

・モジュール荷重(MJL)

モジュールによる荷重を表 2.5-7 に示す。

表 2.5-7 モジュール荷重

貯蔵キャスク		1基当たり	
記号	単位	NS方向	EW方向
V	(kN)	1269	1269
H	(kN)	-458	458

注)スラブ天端の荷重を示す。

輸送貯蔵兼用キャスク		1基当たり	
記号	単位	NS方向	EW方向
V	(kN)	1246	1246
H	(kN)	-450	450

注)スラブ天端の荷重を示す。

・地震荷重(K)

地震震度は水平方向・鉛直方向とも応答加速度の最大値を用いて算出する。

応答加速度の最大値は以下の値となる。

水平方向 643.73 (gal)

鉛直方向 395.59 (gal)

コンクリート基礎の地震震度は以下の値となる。

$$K_H = 643.73 / 981 = 0.656$$

$$K_V = 395.59 / 981 = 0.403$$

鉛直震度方向は下向きが支配的であり、鉛直震度方向下向きについて検討する。

・風荷重(WL)

コンクリート基礎に対しては、風荷重は考慮しない（コンクリート基礎が扁平な形状であり大部分が地中構造物のため）。

・積雪荷重 (SL)

Ss 地震時には積雪荷重を載荷しない。

2) コンクリート基礎のモデル化

コンクリート基礎は梁バネモデルにより解析する。検討モデルは荷重と基礎形状の特性により、表 2.5-8 に示す 3 タイプについてモデル化する。

表 2.5-8 検討タイプ

検討タイプ	考慮する設備荷重	形状特性
レール支持梁(EW方向)	クレーン	幅3.5m、厚1.8mの一定形状
NS方向基礎	キャスク、クレーン、モジュール	厚1.8m、1.0m、0.8m
EW方向基礎	キャスク、モジュール	厚1.0m、0.8m

3 タイプの検討位置を図 2.5-6 に、解析モデルを表 2.5-9 に示す。

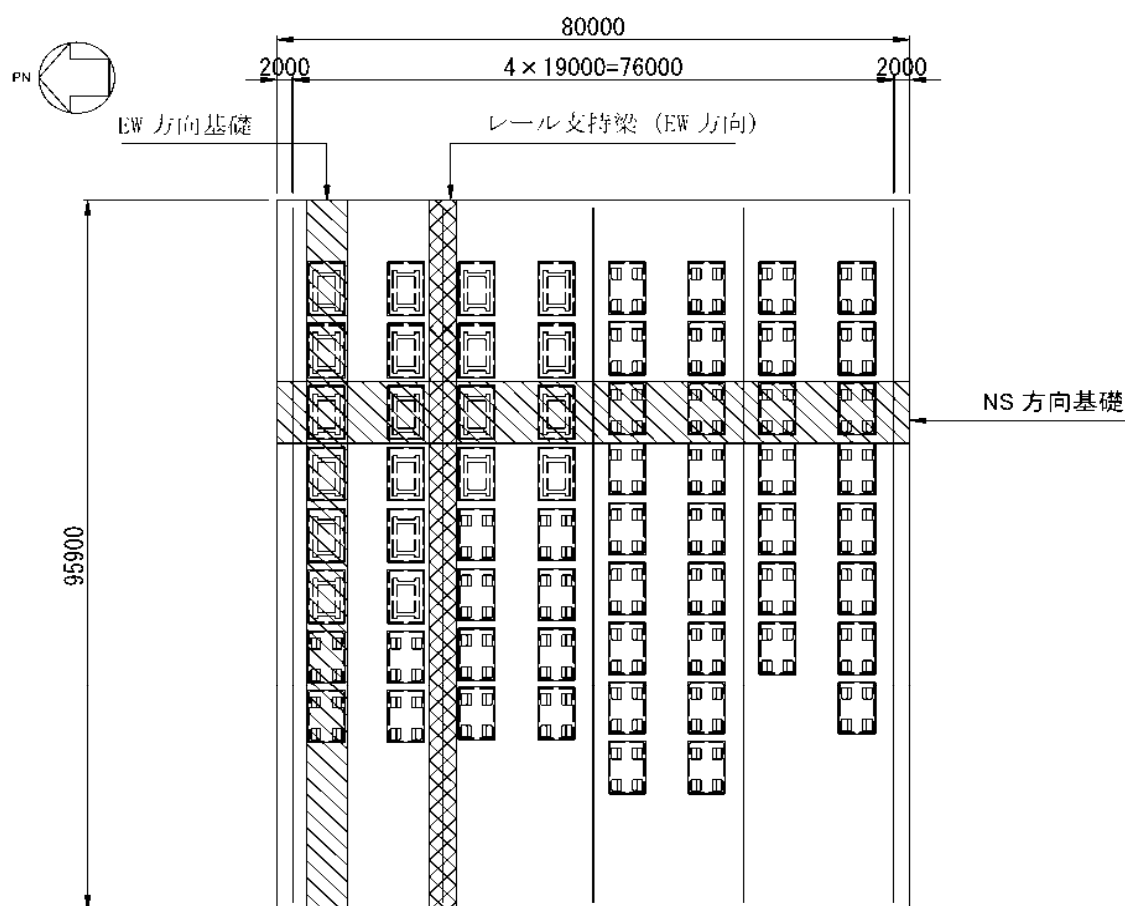
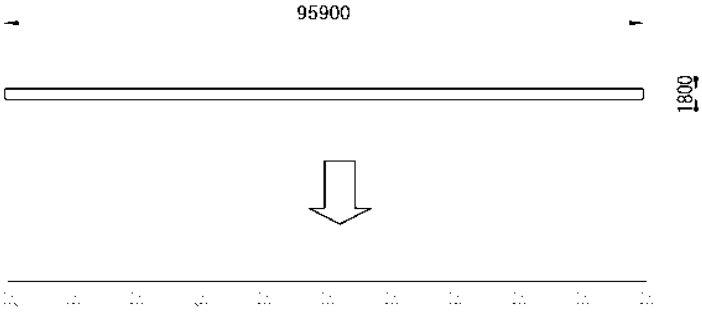
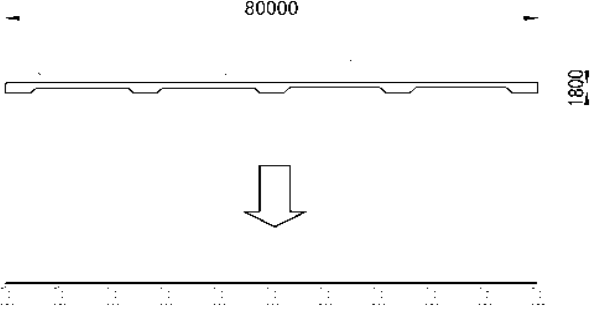
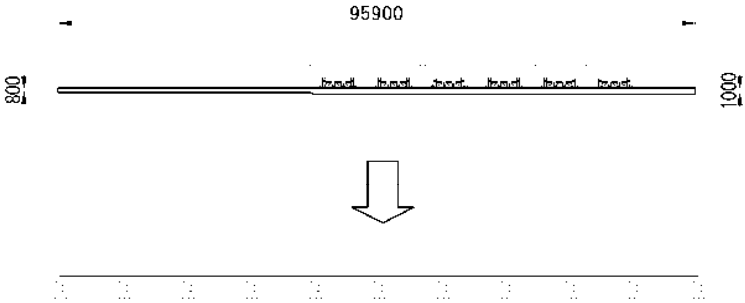


図 2.5-6 検討モデル (単位: mm)

表 2.5-9 検討タイプの形状とモデル図

レール 支持梁（E W 方向）	 <p>95900</p> <p>1800</p>
N S 方向基礎	 <p>80000</p> <p>1800</p>
E W 方向基礎	 <p>95900</p> <p>1000</p>

3) 荷重の組合せ

荷重組合せを表 2.5-10 に示す。

表 2.5-10 基礎の荷重組合せ

想定する状態	検討タイプ	組合せ荷重
Ss地震時	レール支持梁(EW方向)	$VL + CL + K(H) + K(V_{\text{下向き}})$
	NS方向基礎	$VL + CL + CAL + MJL + K(H) + K(V_{\text{下向き}})$
	EW方向基礎	$VL + CAL + MJL + K(H) + K(V_{\text{下向き}})$

4) クレーン及びキャスク・モジュールの載荷ケース

載荷ケース別のクレーン及びキャスク・モジュールの載荷位置を表 2.5-11～2.5-14 に示す。

表 2.5-11 クレーンの載荷位置 (レール支持梁 (BW 方向))

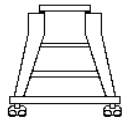
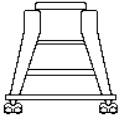
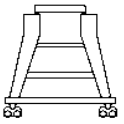
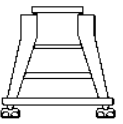
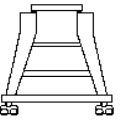
クレーン 1	
クレーン 2	
クレーン 3	
クレーン 4	
クレーン 5	

表 2.5-12 クレーンの載荷位置 (NS 方向基礎)



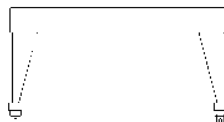

クレーン 1	
クレーン 2	
クレーン 3	
クレーン 4	

表 2.5-13 キャスク及びモジュールの載荷位置 (NS 方向基礎)





















キャスク・モジュール 1	<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px 10px;">乾式貯蔵キャスク</div>     </div> <div style="text-align: center;"> <div>輸送貯蔵兼用キャスク</div>     </div> </div>
キャスク・モジュール 2	     
キャスク・モジュール 3	   
キャスク・モジュール 4	 
キャスク・モジュール 5	

表 2.5 14 キャスク及びモジュールの載荷位置 (EW 方向基礎)

モジュール 1 モジュール 1	<div> <div> <div>輸送貯蔵兼用キャスク</div> <div>乾式貯蔵キャスク</div> </div> </div>
モジュール 2 モジュール 2	
モジュール 3 モジュール 3	
モジュール 4 モジュール 4	
モジュール 5 モジュール 5	
モジュール 6 モジュール 6	
モジュール 7 モジュール 7	

5) 載荷ケースの組合せ

クレーン及びキャスク・モジュールの載荷ケースの組合せを表 2.5-15～表 2.5-17 に示す。

表 2.5-15 載荷ケースの組合せ（レール支持梁（FW 方向））

組合せケース	クレーン	キャスク・モジュール
ケース 1	クレーン 1	－
ケース 2	クレーン 2	－
ケース 3	クレーン 3	－
ケース 4	クレーン 4	－
ケース 5	クレーン 5	－

表 2.5-16 載荷ケースの組合せ（NS 方向基礎）

組合せケース	クレーン	キャスク・モジュール	
ケース 1	クレーン 1	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
ケース 2		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
ケース 3		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
ケース 4		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
ケース 5		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
ケース 6	クレーン 2	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
ケース 7		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
ケース 8		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
ケース 9		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
ケース 10		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
ケース 11	クレーン 3	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
ケース 12		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
ケース 13		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
ケース 14		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
ケース 15		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし
ケース 16	クレーン 4	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基
ケース 17		キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
ケース 18		キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 4 基
ケース 19		キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 2 基
ケース 20		キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスクなし

表 2.5-17 載荷ケースの組合せ（EW 方向基礎）

組合せケース	クレーン	キャスク・モジュール	
ケース 1	－	キャスク・モジュール 1	乾式貯蔵キャスク 6 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基
ケース 2	－	キャスク・モジュール 2	乾式貯蔵キャスク 6 基
ケース 3	－	キャスク・モジュール 3	乾式貯蔵キャスク 5 基
ケース 4	－	キャスク・モジュール 4	乾式貯蔵キャスク 4 基
ケース 5	－	キャスク・モジュール 5	乾式貯蔵キャスク 3 基
ケース 6	－	キャスク・モジュール 6	乾式貯蔵キャスク 2 基
ケース 7	－	キャスク・モジュール 7	乾式貯蔵キャスク 1 基

6) 設計断面力

検討タイプ別に、全ての組合せケースの最大値（負の値は最小値）を抽出し、設計断面力とする。

7) 荷重図

代表例として、検討タイプ別に下側鉄筋の決定ケースとなった組合せケースの荷重図を図 2.5-7～図 2.5-9 に示す。

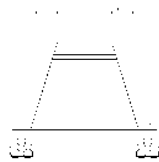


図 2.5-7 荷重図（レール支持梁（EW 方向） ケース 2）

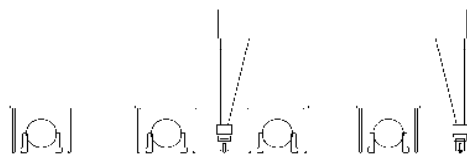


図 2.5-8 荷重図（NS 方向基礎 ケース 8）

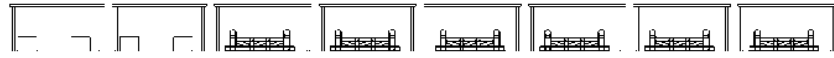


図 2.5-9 荷重図 (EW 方向基礎 ケース 1)

(4) 耐震性の評価

耐震性の評価は次式に示すように検討用断面力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。

曲げ耐力の照査

$$\gamma_i \cdot \frac{M_d}{M_{ud}} \leq 1.0$$

ここに、

γ_i : 構造物係数 $\gamma_i = 1.0$
 M_d : 設計曲げモーメント (kN・m)
 M_{ud} : 設計曲げ耐力 (kN・m)

せん断耐力の照査

$$\gamma_i \cdot \frac{V_d}{V_{yd}} \leq 1.0$$

ここに、

γ_i : 構造物係数 $\gamma_i = 1.0$
 V_d : 設計せん断力 (kN)
 V_{yd} : 設計せん断耐力 (kN)

断面検討結果を表 2.5-18～表 2.5-20 に示す。

断面検討の結果、検討用断面力が部材の終局耐力以下であることを確認した。

表 2.5-18 断面検討結果（レール支持梁（EW 方向））

項目			記号	単位	ルール支持梁
部材	部材幅		b	(mm)	3500
	部材高		h	(mm)	1800
鉄筋	1段目	位置	d	(mm)	525
		鉄筋			D25
		本数		(本)	24.00
		鉄筋量	As	(cm ²)	121.61
	2段目	位置	d	(mm)	866
		鉄筋			D25
		本数		(本)	6.00
		鉄筋量	As	(cm ²)	30.40
	3段目	位置	d	(mm)	1658
		鉄筋			D32
		本数		(本)	24.00
		鉄筋量	As	(cm ²)	190.61
	せん断	鉄筋			D22
		ピッチ		(mm)	—
		鉄筋本数		(本)	4.000
		配置間隔	S _s	(mm)	450

	引張鉄筋	項目	記号	単位	レール支持梁
設計断面力	上側	決定ケース			ケース5
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	-4671
		軸力	Nd	(kN)	-282
	下側	せん断力	Vd	(kN)	33
		決定ケース			ケース2
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	9200
		軸力	Nd	(kN)	92
	せん断力最大	せん断力	Vd	(kN)	546
		決定ケース			ケース3
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	8733
		軸力	Nd	(kN)	163
		せん断力	Vd	(kN)	2701

	引張鉄筋位置	項目	記号	単位	レール支持梁
終局限界	上側	曲げ耐力	Mud	(kN・m)	-5306
		構造物係数	γ_i		1.00
		$\gamma_i \cdot Md / Mud \leq 1.0$			0.88
	下側	判定			OK
		曲げ耐力	Mud	(kN・m)	11224
		構造物係数	γ_i		1.00
		$\gamma_i \cdot Md / Mud \leq 1.0$			0.82
	せん断	判定			OK
		せん断耐力	Vyd	(kN)	3003
		構造物係数	γ_i		1.00
		$\gamma_i \cdot Vd / Vyd \leq 1.0$			0.90
		判定			OK

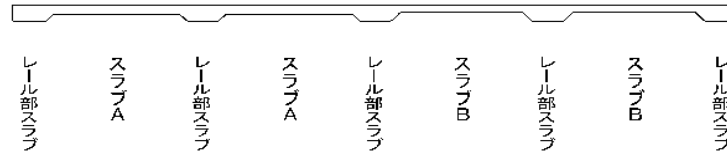


図 2.5-10 NS 方向基礎検討位置図

表 2.5 19 断面検討結果 (NS 方向基礎)

項目			記号	単位	レール部スラブ	スラブA	スラブB
部材	部材幅		b	(mm)	8300	8300	8300
	部材高		h	(mm)	1650	850	650
鉄筋	1段目	位置	d	(mm)	350	350	100
		鉄筋			D25	D25	D25
		本数		(本)	55.00	110.00	55.00
		鉄筋量	As	(cm ²)	278.69	557.37	278.69
	2段目	位置	d	(mm)	1540	740	540
		鉄筋			D32	D25	D32
		本数		(本)	55.00	55.00	55.00
		鉄筋量	As	(cm ²)	436.81	278.69	436.81
	せん断	鉄筋			D16	D16	D16
		ピッチ		(mm)	600	600	600
		鉄筋本数		(本)	13.833	13.833	13.833
配置間隔		S _s	(mm)	900	600	600	

	引張鉄筋	項目	記号	単位	レール部スラブ	スラブA	スラブB
設計断面力	上側	決定ケース			ケース14	ケース3	ケース11
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	-871	-5042	-1929
		軸力	Nd	(kN)	-1792	-1606	19
		せん断力	Vd	(kN)	386	289	266
	下側	決定ケース			ケース14	ケース8	ケース17
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	10214	5322	4166
		軸力	Nd	(kN)	-588	-2062	-823
		せん断力	Vd	(kN)	2498	1440	1495
	せん断力最大	決定ケース			ケース8	ケース7	ケース16
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	9692	3647	3697
		軸力	Nd	(kN)	-937	498	1121
		せん断力	Vd	(kN)	2961	2274	2450

	引張鉄筋	項目	記号	単位	レール部スラブ	スラブA	スラブB
終局限界	上側	曲げ耐力	Mud	(kN・m)	-4455	-6829	-4524
		構造物係数	γ_i		1.00	1.00	1.00
		$\gamma_i \cdot Md / Mud \leq 1.0$			0.20	0.74	0.43
		判定			OK	OK	OK
	下側	曲げ耐力	Mud	(kN・m)	21197	7384	6320
		構造物係数	γ_i		1.00	1.00	1.00
		$\gamma_i \cdot Md / Mud \leq 1.0$			0.48	0.72	0.66
		判定			OK	OK	OK
	せん断	せん断耐力	Vyd	(kN)	4407	3022	2853
		構造物係数	γ_i		1.00	1.00	1.00
		$\gamma_i \cdot Vd / Vyd \leq 1.0$			0.67	0.75	0.86
判定				OK	OK	OK	

Design	Design	Design	Design	Design	Design
スラブC			スラブD		

図 2.5-11 FW 方向基礎検討位置図

表 2.5-20 断面検討結果 (FW 方向基礎)

項目			記号	単位	スラブC	スラブD
部材	部材幅		b	(mm)	5170	5170
	部材高		h	(mm)	800	1000
鉄筋	1段目	位置	d	(mm)	113	113
		鉄筋			D13	D13
		本数		(本)	17.000	14.000
		鉄筋量	As	(cm ²)	21.54	17.74
	2段目	位置	d	(mm)	275	525
		鉄筋			D25	D25
		本数		(本)	28.000	32.000
		鉄筋量	As	(cm ²)	141.88	162.14
	3段目	位置	d	(mm)	661	866
		鉄筋			D25	D22
		本数		(本)	34.000	34.000
		鉄筋量	As	(cm ²)	172.28	131.61
	せん断	鉄筋			D16	D16
		ピッチ		(mm)	600	600
		鉄筋本数		(本)	8.617	8.617
		配置間隔	S _s	(mm)	600	600

	引張鉄筋	項目	記号	単位	スラブC	スラブD
設計断面力	上側	決定ケース			ケース1	ケース4
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	-983	-1133
		軸力	Nd	(kN)	-2510	-3051
		せん断力	Vd	(kN)	35	34
	下側	決定ケース			ケース1	ケース7
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	1966	2695
		軸力	Nd	(kN)	-1307	-317
		せん断力	Vd	(kN)	1291	203
	せん断力最大	決定ケース			ケース1	ケース7
		曲げモーメント	Md	(kN・m)	1966	2450
		軸力	Nd	(kN)	-1307	122
		せん断力	Vd	(kN)	1291	928

	引張鉄筋	項目	記号	単位	スラブC	スラブD
終局限界	上側	曲げ耐力	M _{ud}	(kN・m)	-1596	-1352
		構造物係数	γ_i		1.00	1.00
		$\gamma_i \cdot M_d / M_{ud} \leq 1.0$			0.62	0.84
		判定			OK	OK
	下側	曲げ耐力	M _{ud}	(kN・m)	3474	5415
		構造物係数	γ_i		1.00	1.00
		$\gamma_i \cdot M_d / M_{ud} \leq 1.0$			0.57	0.50
		判定			OK	OK
	せん断	せん断耐力	V _{yd}	(kN)	1554	1939
		構造物係数	γ_i		1.00	1.00
		$\gamma_i \cdot V_d / V_{yd} \leq 1.0$			0.83	0.48
		判定			OK	OK

(5) 改良地盤の耐震性に対する検討

1) 検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し、基準地震動 S_s により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。

改良地盤の許容限界は、改良地盤の設計圧縮強度、せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。

支持地盤の許容限界は、支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

2) 検討モデル

改良地盤の範囲は、コンクリート基礎下面から O.P. +35.80m までである。図 2.5-12 に地盤改良平面図、図 2.5-13 に 1-1 断面を示す。

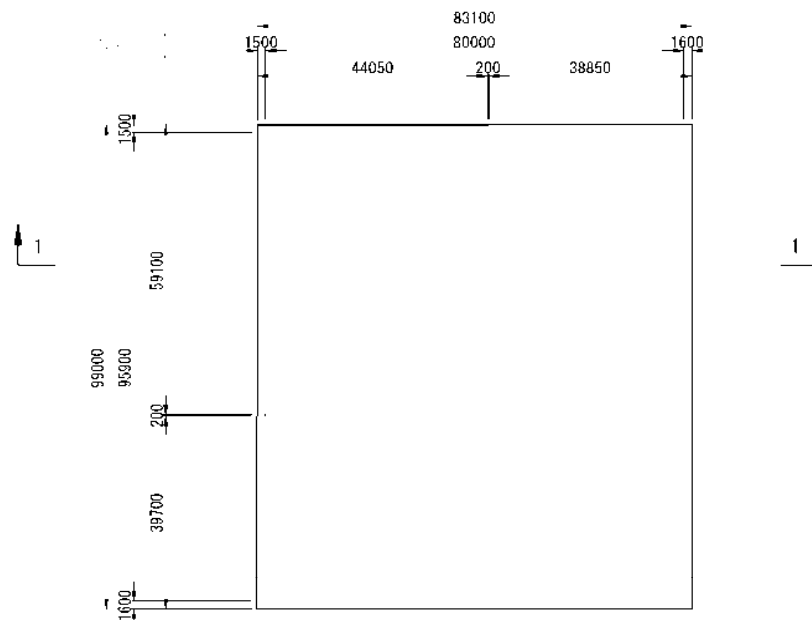


図 2.5-12 地盤改良平面図 (単位: mm)

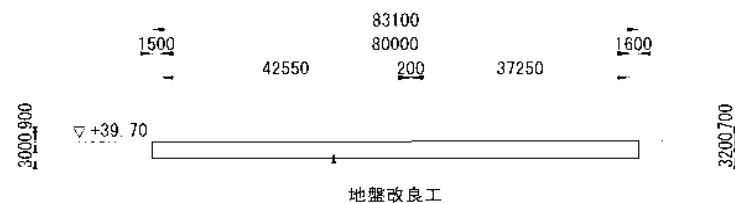


図 2.5-13 1-1 断面 (単位: mm)

3) 改良地盤に生じる地盤反力度に対する検討

改良地盤に生じる地盤反力度に対する検討は、改良地盤に発生する最大地盤反力度（梁バネモデルにより算出するバネ反力度）に対して圧縮強度が 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{ss f_{sc}}{q_{max}} \geq 1.5$$

ここに、

$ss f_{sc}$: 改良地盤の圧縮強度 (kN/m²)

q_{max} : 最大地盤反力度 (kN/m²)

安全率の検討結果を表 2.5-21 に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度はコンクリート基礎直下の最大地盤反力度の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 2.5-21 改良地盤の地盤反力度に対する検討結果
(基礎下面)

	最大地盤反力度 q_{max} (kN/m ²)	改良地盤の圧縮強度 $ss f_{sc}$ (kN/m ²)	安全率 $ss f_{sc} / q_{max}$	判定
レール支持梁	312	548	1.76 > 1.5	OK
NS方向スラブ	230	548	2.38 > 1.5	OK
EW方向スラブ	115	548	4.77 > 1.5	OK

4) 改良地盤に生じるせん断力に対する検討

改良地盤に生じるせん断力に対する検討は、改良地盤に発生する設計せん断力に対して地盤のせん断抵抗力が 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{H_u}{H_d} \geq 1.5$$

$$H_u = \alpha \cdot f_{ss} \cdot B \cdot L$$
$$\alpha = 1/5 \cdot f_{sc}$$

ここに、

- H_u : 改良地盤のせん断抵抗力 (kN)
 H_d : 設計せん断力 (コンクリート基礎底面に作用する水平力) (kN)
 α : 改良地盤のせん断強度係数 (kN/m²)
 f_{ss} : 改良地盤のせん断強度 (kN/m²)
 f_{sc} : 改良地盤の圧縮強度 (kN/m²) $f_{sc} = 548$ (kN/m²)
 B : コンクリート基礎幅 $B = 80.0$ (m)
 L : コンクリート基礎長 $L = 95.9$ (m)

改良地盤のせん断抵抗力は次式により算定する。

$$\alpha = 1/5 \cdot 548 = 109.6 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$
$$H_u = 109.6 \times 80.0 \times 95.9 = 840851 \text{ (kN)}$$

安全率の検討結果を表 2.5-22 に示す。検討結果より改良地盤のせん断抵抗力はコンクリート基礎直下の設計せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 2.5 22 改良地盤のせん断力に対する検討結果

設計せん断力 H_d (kN)	改良地盤のせん断抵抗力 H_u (kN)	安全率	判定
238043	840851	3.53 > 1.50	OK

5) 支持力の検討

改良地盤直下の支持地盤については、改良体下面に作用する設計鉛直力に対して支持地盤の極限支持力が 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V_d} \geq 1.5$$

$$R_u = q_u \times A_c$$
$$= 511.3 \times 7855.8 = 4016671 \text{ (kN)}$$

ここに、

- R_u : 支持地盤の極限支持力 (kN)
 q_u : 極限支持力度 (kN/m²)
 A_c : 基礎地盤の有効載荷面積 (m²)

$$V_d = V_{d1} + V_{d2}$$

ここに、

- V_d : 設計鉛直力 (kN)
 V_{d1} : コンクリート基礎下面に作用する鉛直力 (kN) $V_{d1} = 513853 \text{ (kN)}$
 V_{d2} : 改良地盤による鉛直力 (kN) $V_{d2} = 619393 \text{ (kN)}$

$$V_d = V_{d1} + V_{d2} = 1133246 \text{ (kN)}$$

安全率の検討結果を表 2.5-23 に示す。検討結果より地盤の極限支持力は設計鉛直力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 2.5-23 支持力に対する検討結果

設計鉛直力 V_d (kN)	支持地盤の極限支持力 R_u (kN)	安全率	判定
1133246	4016671	3.54 > 1.5	OK

3 異常時の評価

3.1 異常事象の抽出

3.1.1 想定すべき異常事象の抽出

乾式キャスクの取扱い及び仮保管時の作業の際に想定される異常事象の発生原因として、図 3.1-1 に示すように機器の破損、誤操作等の内部事象に起因するもの及び地震、火災等の外部事象に起因するものに分け、以下に示すような設計／運用による対応等を考慮して、選定された異常事象の選定結果の妥当性を確認し、安全評価において想定すべき異常事象として抽出する。

- ① 設計／運用による対応の有効性
- ② 事象の結果の大きさ（影響度）
- ③ 原子力施設の安全評価事象との包絡性

3.1.2 評価条件の設定

乾式キャスクの取扱い時及び仮保管時の各作業における、以下の諸条件を考慮して、抽出された異常事象の評価条件を設定する。

- ① 乾式キャスクの取扱いに係る機器の仕様、状態
- ② 乾式キャスクを取扱う際の位置
- ③ 移送用機器の仕様、状態
- ④ 仮保管に係る設備の仕様、状態

3.1.3 安全評価基準

乾式キャスクの輸送、保管等の取扱いは構内にて行われることからキャスク仮保管設備の安全評価における各安全機能の評価基準は、専門部会報告書「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成 4 年 8 月 27 日原子力安全委員会了承，平成 18 年 9 月 19 日一部改訂）」に基づき、以下のとおりとする。

(1) 除熱

想定される異常事象に対して、乾式キャスク各部の温度の異常な上昇を防止できること。

具体的評価にあたっては、乾式キャスクの温度解析を行い、各部の温度が密封、遮へい及び臨界防止のために設定する温度制限を上回らず、各安全機能を確保するために支障のない温度であることを確認する。

(2) 密封

想定される異常事象に対して、必要とされる漏えい率が維持できること等乾式キャスクの密封機能を維持できること。

具体的評価にあたっては、乾式キャスク本体及び一次蓋が破損しないこと、一次蓋締め付けボルト及び密封シール面に塑性変形が生じないこと並びに金属ガasket

等のシール部温度が密封健全性を維持できる温度を上回らないことを確認する。

(3) 遮へい

想定される異常事象に対して、遮へい機能を維持できること。

具体的評価にあたっては、荷重、温度上昇等が遮へい材に及ぼす影響を考慮した上で乾式キャスクの線量率を評価し、乾式キャスク表面より 1m の点において 10mSv/h 以下であることを確認する。

(4) 臨界防止

想定される異常事象に対して、乾式キャスクに収納される使用済燃料が臨界に達しないこと。

具体的評価にあたっては、乾式キャスク本体、バスケット、使用済燃料等に及ぼされる形状変形等の影響を考慮した上で実効増倍率を評価し、計算誤差等を考慮しても、実効増倍率が 0.95 を上回らないことを確認する。

3.1.4 異常事象の抽出

図 3.1-2 及び図 3.1-3 に示すハンドリングフローに基づき、乾式キャスクの取扱い及び仮保管時までの各作業において想定される起因事象に着目し、発生防止対策を考慮して異常事象の発生の可能性を検討し、想定すべき異常事象を抽出した。異常事象の抽出結果を表 3.1-1 に示す。なお、共用プールの燃料取扱設備は震災前と同等に復旧する予定であり、共用プールからキャスク仮保管設備に乾式貯蔵キャスクを搬入する手順等は通常の発電所内と同等である為、乾式貯蔵キャスクの異常事象はキャスク仮保管設備での取扱いを対象にしているが、輸送貯蔵兼用キャスクは福島第一発電所構内で取扱った実績がないことから念のため、異常事象は共用プールでの取扱い、構内輸送、キャスク仮保管設備での取扱いを対象にしている。

抽出した異常事象は以下のとおりである。

- ・ 乾式貯蔵キャスクを支持架台が装着された状態で吊り下げる際に、クレーンの誤操作が原因で、支持架台が基礎コンクリートに異常着床する。
- ・ 輸送貯蔵兼用キャスクを搬送台車架台に吊下げる際に、クレーンの誤操作が原因となって、輸送貯蔵兼用キャスクが搬送台車架台に異常着床する。
- ・ 輸送貯蔵兼用キャスクを輸送架台に吊下げる際に、クレーンの誤操作が原因となって、輸送貯蔵兼用キャスクが輸送架台に異常着床する。
- ・ 輸送貯蔵兼用キャスクを支持架台に吊下げる際に、クレーンの誤操作が原因となって、輸送貯蔵兼用キャスクが支持架台に異常着床する。

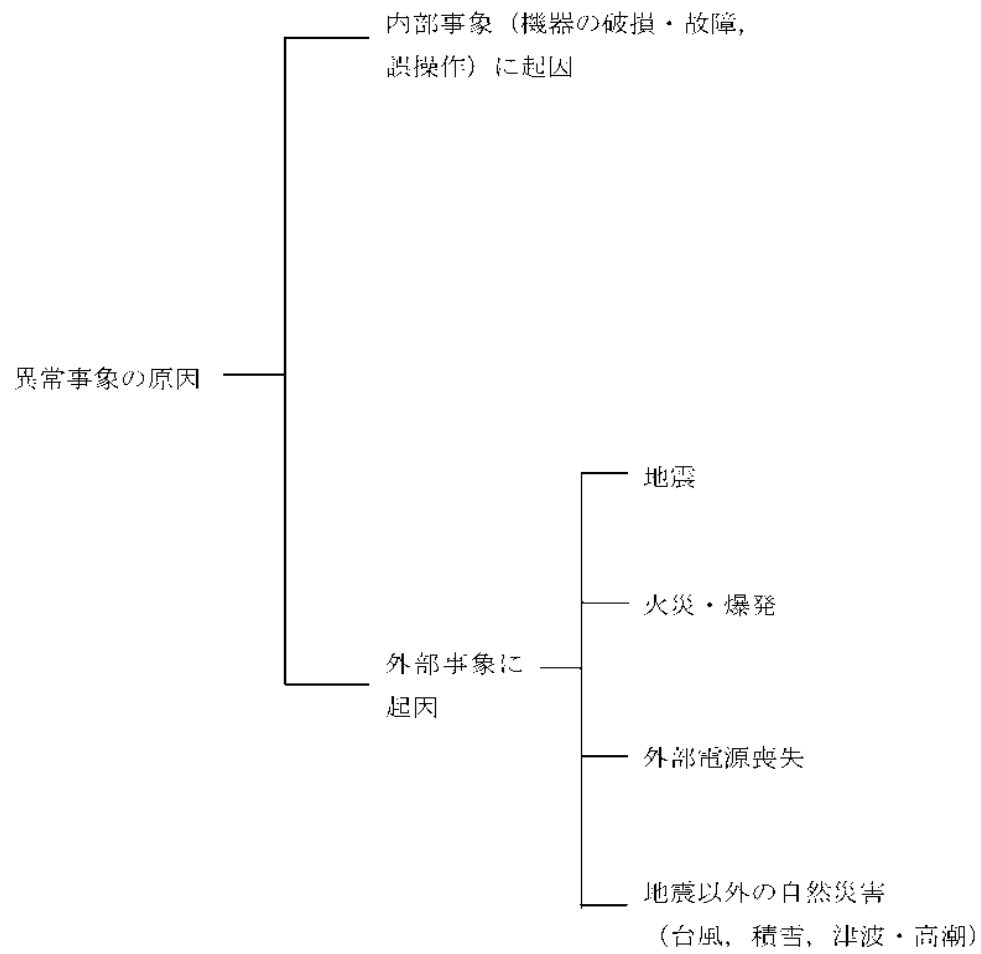


図 3.1-1 異常事象の発生原因

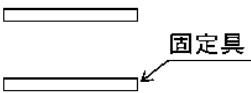
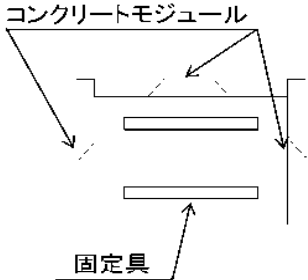
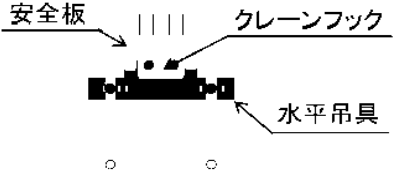
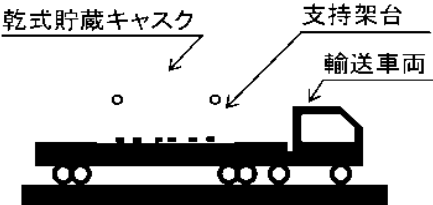
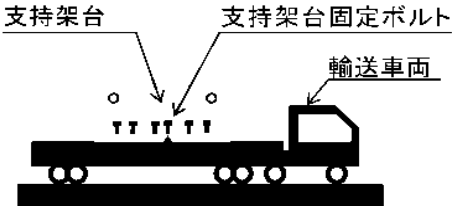
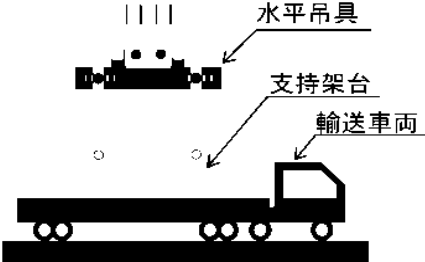
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
1-1	<p>乾式貯蔵キャスクの支持架台を設置するための固定具を取り付ける。</p>  <p>(図は平面図を示す)</p>	1-2	<p>長手側の1面を開けて、コンクリートモジュールの3面を立てる。</p>  <p>(図は平面図を示す)</p>
1-3	<p>水平吊具をクレーンフックに取り付ける。</p> 	1-4	<p>輸送車両で乾式貯蔵キャスクを搬入させる。</p> 
1-5	<p>支持架台の固定ボルトを取り外す。</p> 	1-6	<p>輸送車向上の支持架台に、クレーンの水平吊具を取り付ける。</p> 

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー (1/4)

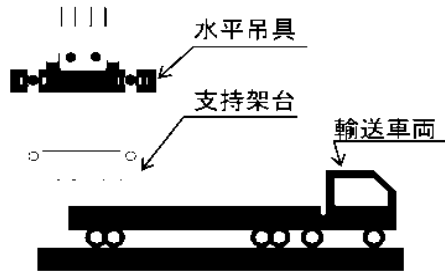
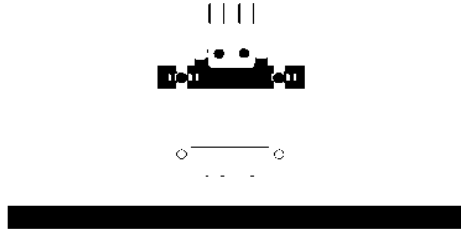
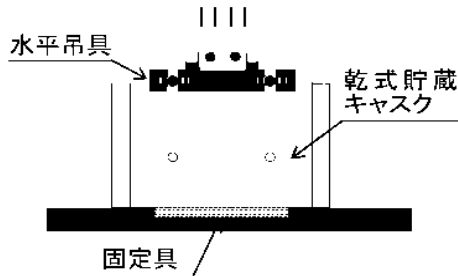
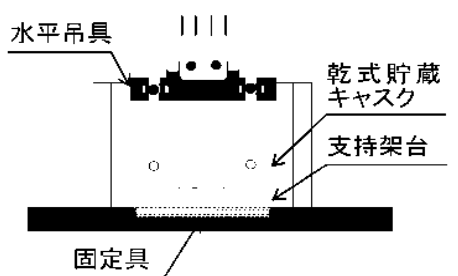
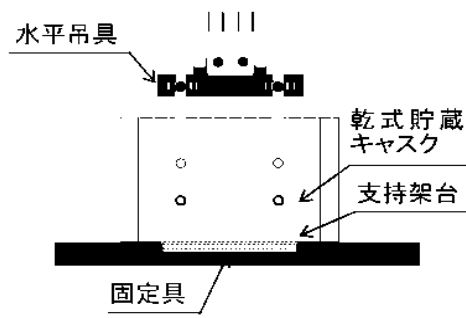
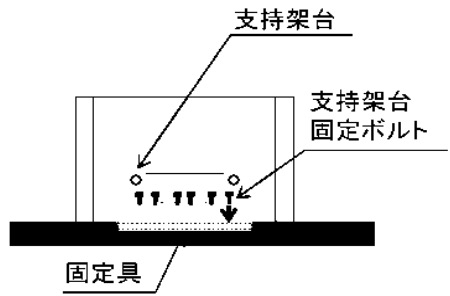
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
1-7	<p>支持架台ごと乾式貯蔵キャスクをクレーンで吊上げた後、水平に移動する。</p> 	1-8	<p>乾式貯蔵キャスクを保管場所までクレーンで移動する。</p> 
1-9	<p>乾式貯蔵キャスクを固定具の上まで移動する。</p> 	1-10	<p>クレーンを下降させて、乾式貯蔵キャスクを固定具に載せる。</p> 
1-11	<p>乾式貯蔵キャスクから水平吊具を取り外し、クレーンを上昇させる。</p> 	1-12	<p>支持架台を、固定ボルトで固定具に固定する。</p> 

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー (2/4)

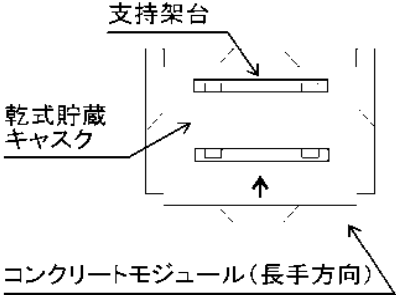
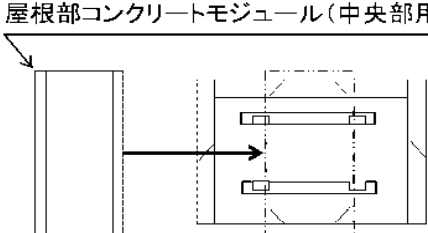
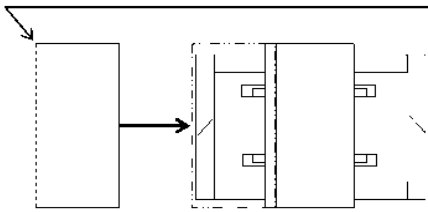
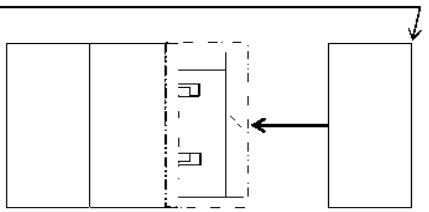
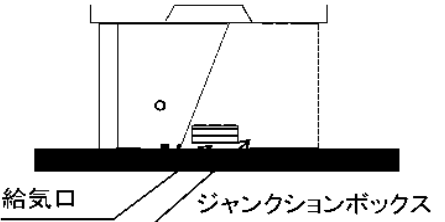
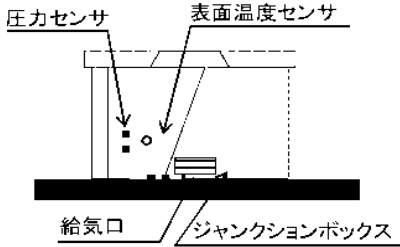
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
1-13	<p>コンクリートモジュールの長手方向の残り 1 面を立てて、先に組み立てたコンクリートモジュールに固定する。</p>  <p>(図は平面図を示す)</p>	1-14	<p>中央部用の屋根のコンクリートモジュールをクレーンで吊って、組み立てたコンクリートモジュールの短手側から載せる。</p>  <p>(図は平面図を示す)</p>
1-15	<p>端部の屋根のコンクリートモジュールをクレーンで吊って、短手側から載せて固定する。</p>  <p>(図は平面図を示す)</p>	1-16	<p>もう一方の端部の屋根のコンクリートモジュールをクレーンで吊って、短手側から載せて固定する。</p>  <p>(図は平面図を示す)</p>
1-17	<p>コンクリートモジュールの長手方向の 1 面に、ジャンクションボックスを取り付ける。</p> 	1-18	<p>乾式貯蔵キャスクに監視用センサ（圧力用 2 個、表面温度用 1 個）を取り付ける。</p> 

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー (3/4)

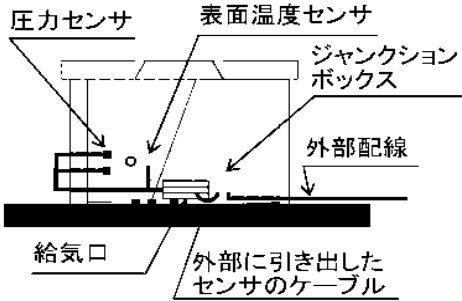
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
1-19	<p>監視用センサのケーブルを、給排気口からコンクリートモジュールの外に出し、ジャンクションボックス内で外部配線と接続する。</p> 		

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー (1/4)

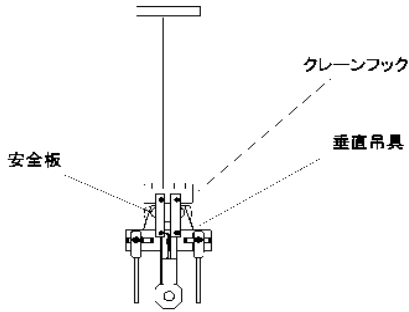
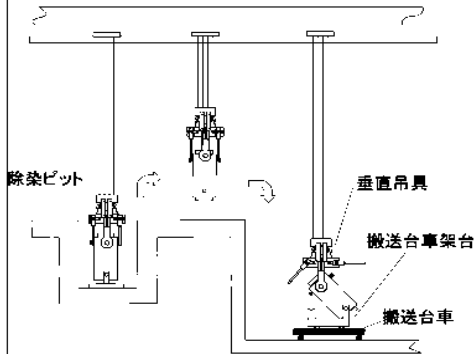
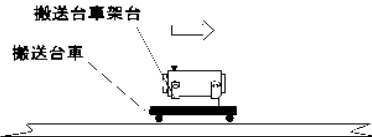
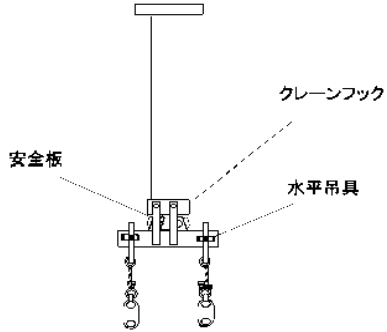
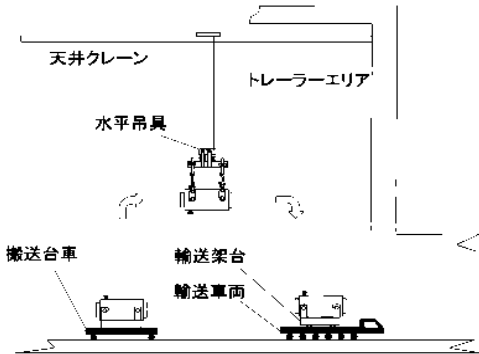
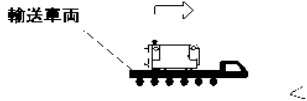
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
2-1	<p>垂直吊具をクレーンフックに取り付ける。</p> 	2-2	<p>輸送貯蔵兼用キャスクを共用ブール除染ピットから垂直吊具で吊上げ、搬送台車上の架台に積載する。</p> 
2-3	<p>搬送台車でトレーラーエリアに移動させる。</p> 	2-4	<p>水平吊具をクレーンフックに取り付ける。</p> 
2-5	<p>トレーラーエリアで搬送台車から輸送貯蔵兼用キャスクを水平吊具で吊上げ、輸送車両上の輸送架台に積載する。</p> 	2-6	<p>輸送車両でキャスク仮保管設備へ構内輸送する。</p> 

図 3.1-3 輸送貯蔵兼用キャスクのハンドリングフロー (1/3)

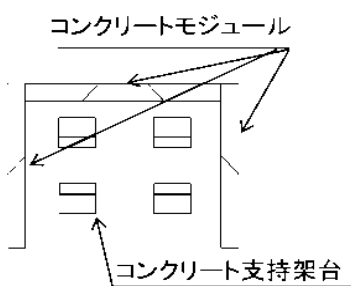
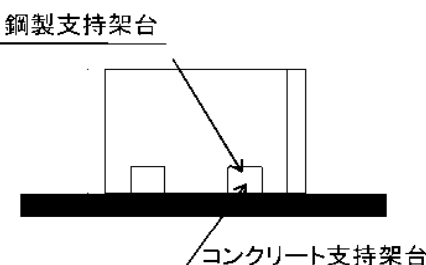
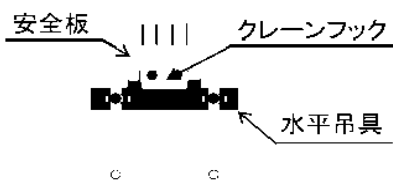
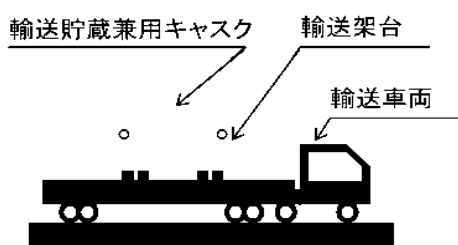
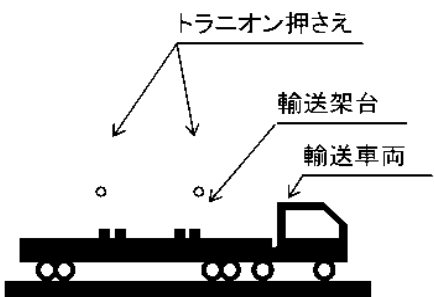
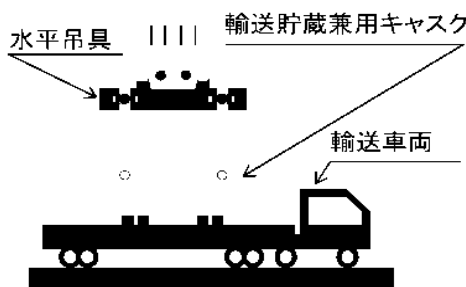
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
2-7	<p>コンクリート支持架台を設置し、コンクリートモジュールの3面を立てる。 (事前に実施する)</p>  <p>(図は平面図を示す)</p>	2-8	<p>鋼製支持架台をコンクリート支持架台に取り付ける。 (事前に実施する)</p> 
2-9	<p>水平吊具をクレーンフックに取り付ける。</p> 	2-10	<p>輸送車両で輸送貯蔵兼用キャスクを搬入させる。</p> 
2-11	<p>輸送架台の上部と下部のトラニオン押さえを取り外す。</p> 	2-12	<p>輸送車両上の輸送貯蔵兼用キャスクに水平吊具を取り付ける。</p> 

図 3.1-3 輸送貯蔵兼用キャスクのハンドリングフロー (2/3)

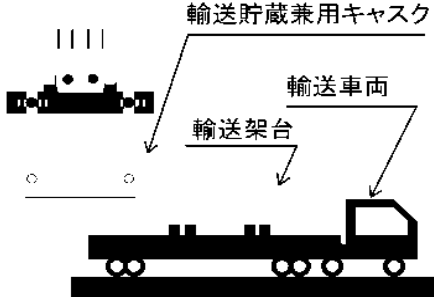
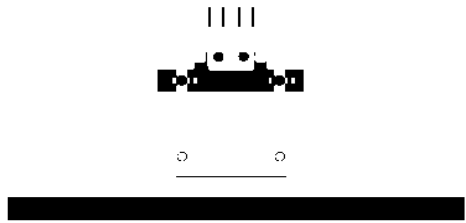
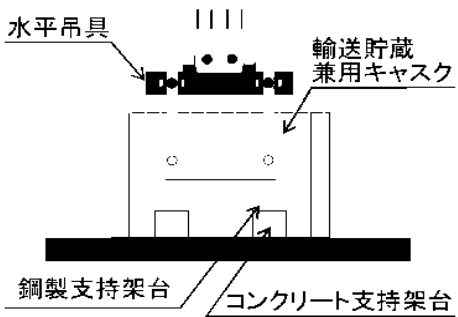
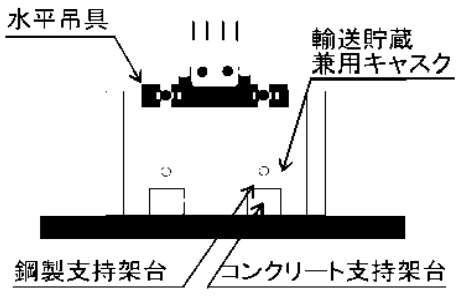
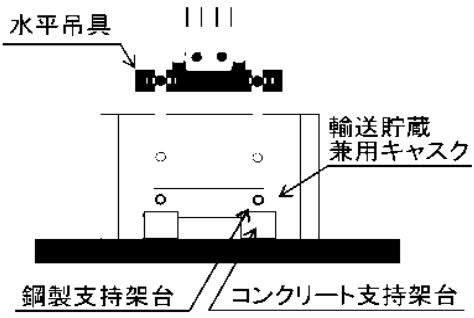
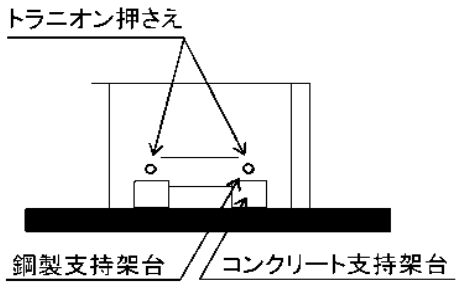
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
2-13	<p>トラニオンが輸送架台をかわすまで輸送貯蔵兼用キャスクをクレーンで吊上げた後、水平に移動する。</p> 	2-14	<p>輸送貯蔵兼用キャスクを保管場所までクレーンで移動する。</p> 
2-15	<p>輸送貯蔵兼用キャスクを鋼製支持架台の上まで移動する。</p> 	2-16	<p>クレーンを下降させて、輸送貯蔵兼用キャスクを鋼製支持架台に載せる。</p> 
2-17	<p>輸送貯蔵兼用キャスクから水平吊具を取り外し、クレーンを上昇させる。</p> 	2-18	<p>トラニオンをトラニオン押さえで支持架台に固定する。</p>  <p>(以降、乾式貯蔵キャスクの 1-13～1-19 と同じ手順)</p>

図 3.1-3 輸送貯蔵兼用キャスクのハンドリングフロー (3/3)

起因事象 (ハンドリングバーNo.)		原因	異常事象発生の可能性	発生 の 要 否	想定シナリオ
乾式キャスクの落下 (1-4～1-10) (2-2～2-16)	輸送車両取扱い時の 落下	固定ボルトの取付け不 良	乾式キャスクは、輸送車両に複数の固定ボルトで固縛されているこ とを確認する。また、乾式キャスクは輸送車両で走行して輸送する こと、輸送経路は輸送に関係する人、車両以外の立入を制限するこ とから落下しない	×	
	搬送台車取扱い時の 落下	固定ボルトの取付け不 良	輸送貯蔵兼用キャスクは搬送台車に複数のボルトで固縛されてい ることを確認する。また、搬送台車はレール上を走行し、走行範囲イン ターロック及び障害物検知装置を有していることから他の構造物 等には衝突しないため、落下しない	×	
	クレーン取扱い時の 落下	吊具の取付け不良	吊り上げ重化、始業前の吊具点検、取付け後の外れ止めを実施ため、 乾式キャスクは落下しない	×	
		ワイヤロープの切断	ワイヤロープの重化、始業前のワイヤロープ点検を行うため、 乾式キャスクは落下しない	×	
乾式キャスクの衝突 (1-7～1-10) (2-2、2-5、2-13～ 2-16)	クレーン受の移動時 (走行、横行)の衝突 (1-7～1-8) (2-2、2-5、2-13～ 2-15)	クレーンの見誤 操縦員の誤操作	移動前に移動経路に障害物がないことを確認し、乾式キャスクと移 動経路の重なり合わせを行い、走行の両輪及び横行それぞれにインバ ータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により重化し ているため、乾式キャスクは他の構造物等へ衝突しない クレーンの横行範囲に制限機構を設ける。また、移動前に移動経路 に障害物がないことの確認、乾式キャスクと移動経路の重なりあわせを 行うため、乾式キャスクは他の構造物等へ衝突しない	／ ×	
	クレーン受の吊上げ 時の衝突（異常着床） (1-10) (2-2、2-5、2-16)	クレーンの見誤	吊り上げ装置ブローキを重化しているため、乾式貯蔵キャスクは 架台基盤コンクリートに衝突（異常着床）しない	／	
			吊り上げ装置ブローキを重化しているため、輸送貯蔵兼用キャス クは搬送台車架台、輸送架台及び走行架台に衝突（異常着床）しな い	×	
		操縦員の誤操作	吊上げ時の誤操作により、支撐架台を装着した状態で乾式貯蔵キャ スクは吊上げ速度に架台基盤コンクリートに異常着床する可能性が ある	○	クレーンの最大吊下速度1.5m/s 装着した状態で乾式貯蔵キャスク クリート上に異常着床する場合を 出する。
			吊上げ時の誤操作により、輸送貯蔵兼用キャスクは吊上げ速度で搬 送台車架台、輸送架台及び走行架台に異常着床する可能性がある	○	クレーンの最大吊下速度1.5m/s 用キャスクは、搬送台車架台、輸 送台に異常着床する場合を異常事象

起因事象 (ハンドリングバーNo.)		原因	異常事象発生の可能性	発生 の 要 否	想定シナリオ	
乾式キャスクへの系 品物の落下 (1-13～1-16)	コンクリートモジュール側壁部の転倒 (1-13)	固定具取り付け不良	コンクリートモジュールはコの字形状に接合されているために自立すること、複数個の固定具で基盤に固定されていることから、1個の固定具が取り付け不良であっても、コンクリートモジュールは転倒しない	×		
	コンクリートモジュール(長手方向)の落下 (1-14～1-16)	吊具取り付け不良	始業前に吊具の点検を行い、吊具は外れ止めの防止金具を取り付けるため、コンクリートモジュール(長手方向)は落下しない	×		
		ワイヤーロープの切断	始業前にワイヤーロープの点検を行い、ワイヤーロープは二重化しているため、コンクリートモジュールは落下しない	×		
	屋根部の記録操作	コンクリートモジュール(長手方向)の移動前に、コンクリートモジュール(長手方向)と移動経路の基あわせを行い、荷板は対策としてカイトワークを使用するため、コンクリートモジュール(長手方向)は乾式キャスクへ落下しない	×			
		始業前に吊具の点検を行い、吊具は外れ止めの防止金具を取り付けるため、大板コンクリートモジュールは落下しない	×			
		大板コンクリートモジュールは組んだ側板コンクリートモジュールに比べて突出した形状であり、大板コンクリートモジュールの移動時に側板コンクリートモジュールとの接合位置がよりよきあわせするため、側板コンクリートモジュールが落下したとしてもキャスク上には落ちない	×			
	屋根部のコンクリートモジュールの落下	ワイヤーロープの切断	始業前にワイヤーロープの点検を行い、ワイヤーロープは二重化しているため、大板コンクリートモジュールは落下しない	×		
		大板コンクリートモジュールは組んだ側板コンクリートモジュールに比べて突出した形状であり、大板コンクリートモジュールの移動時に、側板コンクリートモジュールとの接合位置がよりよきあわせを行い、荷板は対策としてカイトワークを使用するため、大板コンクリートモジュールは乾式キャスクへ落下しない	×			
	コンクリートモジュール吊具の閉塞		異物の目撃	異物の発生により給気口の閉塞が想定される	○	給気口の閉塞により、除熱機能へるものの、通常の遠隔点検によりできる。また、乾式キャスク表面で連続監視し、所定の設定温度で事前に異常を検知できる。なお断線により、データが採取されない発報する
			積雪	積雪による閉塞がないような設計や及び閉塞の監視等の運用対応により、吊具気口が閉塞することはない	×	

表 3.1-1 異常事象の排出 (3/3)					
起回事象 (ハンドリングプロセス)		原因	異常事象発生の可能性	発生 の 要 否	想定シナリオ
地震			乾式キャスク、コンクリートモジュールは、地震時にも基本的な安全機能を維持できるよう設計する	×	
火災・爆発			動力機関として内燃機関を使用するものではなく、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用し、持ち込み物品の制限等の運用対応をするため、火災の発生する可能性は非常に低い。	×	
外部電源喪失			クレーンのフェイルセーフ設計により、乾式キャスクの落下防止、衝突防止が施されている	×	
経年変化			乾式貯蔵キャスクは設計貯蔵期間 40 年で、輸送貯蔵兼用キャスクは設計貯蔵期間 50 年で設計されており、それより長い期間で使用するため、経年変化を考慮する必要はない。	×	
地震以外の自然災害	台風		コンクリートモジュールの風荷重に対する設計は、「建築基準法」に示す設計基準に従う	／	
	低気圧、大雪		敷地周辺の過去の記録に基づいて敷地で考えられる最も過酷な場合を想定した設計を行う	×	
	津波、高潮		敷地の標高 (約 39.700)、海岸からの距離等から判断して、敷地が浸水を受けることは考えられない	／	

3.2 異常事象の評価

(1) 乾式貯蔵キャスクの異常事象の評価

1) 評価方針

支持架台が装着された乾式貯蔵キャスクが水平姿勢でクレーンの最大吊下げ速度（1.5m/min）のまま基礎コンクリートに衝突した場合に、乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度を算出する。概念図を図 3.2-1 に示す。

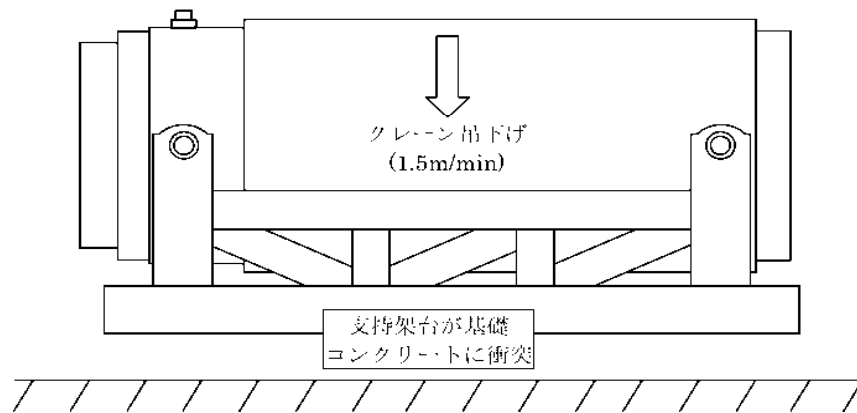


図 3.2-1 異常着床概念図

2) 評価条件及び方法

乾式貯蔵キャスクが支持架台に衝突する際に生じる衝撃加速度の計算条件は以下のとおりである。

- ・ 支持架台の弾性により乾式貯蔵キャスクの運動エネルギーを吸収する。
- ・ 乾式貯蔵キャスク本体（トラニオン除く）を剛とする。
- ・ 基礎コンクリート床面を剛とする。
- ・ 支持架台の自重は無視する。

a. 衝撃加速度の算出式

エネルギー保存則により乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度を算出する。

$$\frac{1}{2}m \cdot v^2 + m \cdot g \cdot \delta = \frac{1}{2}K \cdot \delta^2$$

ここで、

- m : 乾式貯蔵キャスクの質量 (kg)
 v : クレーンの巻下定格速度 = 1.5 (m/min) = 0.025 (m/s)
 g : 重力加速度 = 9.80665 (m/s²)

δ : 支持架台の最大変形量 (m)

K : 支持架台のばね定数 (N/m)

上式を変形すると

$$\delta = \frac{m \cdot g}{K} - \sqrt{\frac{m^2 \cdot g^2}{K^2} - \frac{m \cdot v^2}{K}} \quad (\delta \geq 0)$$

また、乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度は次式で算出する。

$$\alpha = \frac{F}{m}$$

$$F = K \cdot \delta$$

ここで、

α : 乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度 (m/s²)

F : 乾式貯蔵キャスクに作用する衝撃力 (N)

以上より、乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度は次式のとおりとなる。

$$\alpha = g \cdot \sqrt{g^2 + \frac{K \cdot v^2}{m}}$$

b. 支持架台のばね定数

支持架台のばね定数は、固有周期解析における鉛直方向の変形モードの固有振動数から計算した。

固有振動数（1 質点の 1 次元自由振動）は、次式で求められる。

$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{K}{M}}$$

ここで、

f : 固有振動数 (Hz)

固有振動数は「2.1 乾式キャスクの耐震性 (1) 乾式貯蔵キャスク
3) 固有周期の算定」と同手法で算定した

M : 乾式貯蔵キャスク及び支持架台の合計質量 (kg)

中型乾式貯蔵キャスク：キャスク(96t) + 支持架台(16t)

大型乾式貯蔵キャスク：キャスク(115t) + 支持架台(15t)

上式を変形すると支持架台のばね定数は、

$$K = 4M \cdot \pi^2 \cdot f^2$$

となる。

3) 評価結果

乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度を表 3.2-1 に示す。乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度は運搬時の評価加速度(3G)より小さい値となり、運搬時の評価結果に包絡され、乾式貯蔵キャスクの安全機能は維持される。

表 3.2-1 乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度

キャスク タイプ	固有 振動数 f (Hz)	支持架台の ばね定数 K (N/m)	衝撃加速度 α	
			(m/s ²)	(G)
乾式貯蔵キャスク (中型)	81.7	2.96×10^{10}	26.9	2.75
乾式貯蔵キャスク (大型)	74.2	2.83×10^{10}	25.7	2.63

(2) 輸送貯蔵兼用キャスクの異常事象の評価

1) 評価方針

輸送貯蔵兼用キャスクがクレーンの最大吊下げ速度 (1.5m/min) のまま搬送台車架台、輸送架台及び、支持架台に衝突した場合に、輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度を算出する。概念図を図 3.2-2～4 に示す。なお、輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

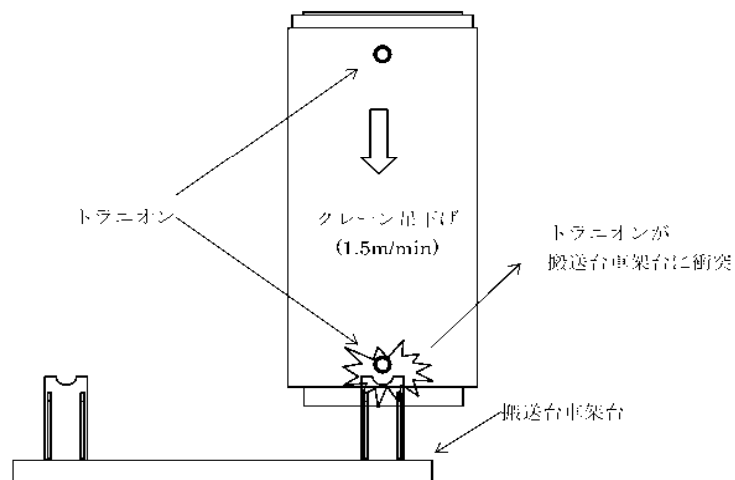


図 3.2-2 異常着床概念図 (搬送台車架台への衝突)

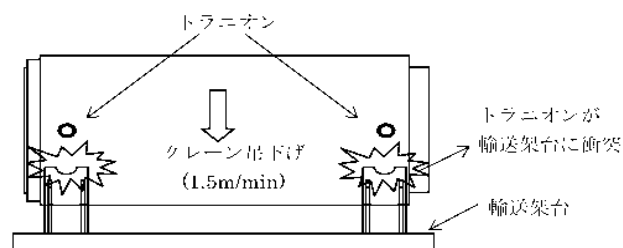


図 3.2-3 異常着床概念図 (輸送架台への衝突)

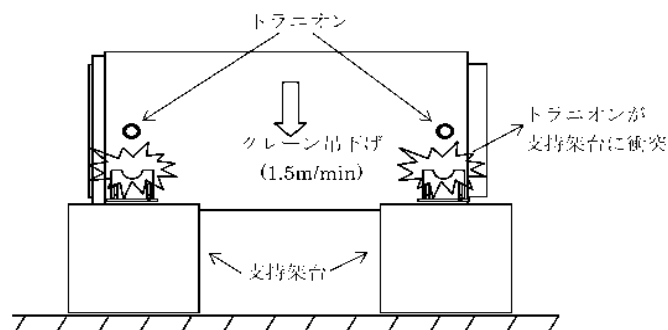


図 3.2-4 異常着床概念図 (支持架台への衝突)

2) 輸送貯蔵兼用キャスクの評価条件および方法

輸送貯蔵兼用キャスクが搬送台車架台、輸送架台、支持架台に衝突する際に生じる衝撃加速度の計算条件は以下のとおりである。

- ・搬送台車架台、輸送架台、支持架台の弾性により輸送貯蔵兼用キャスクの運動エネルギーを吸収する。
- ・輸送貯蔵兼用キャスク本体（トランシオン含む）を剛とする。
- ・搬送台車架台、輸送架台、支持架台の自重は無視する。

a. 衝撃加速度の算出式

エネルギー保存則によりキャスクに生じる衝撃加速度を算出する。

$$\frac{1}{2} m \cdot v^2 - m \cdot g \cdot \delta - \frac{1}{2} K \cdot \delta^2$$

ここで、

- m : 輸送貯蔵兼用キャスク質量
輸送貯蔵兼用キャスク B : 1.186×10^4 (kg)
- v : クレーン巻下定格速度 = 1.5 (m/min) = 0.025 (m/s)
- g : 重力加速度 = 9.80665 (m/s²)
- δ : 架台の最大変形量 (m)
- K : 架台のばね定数 (N/m)

上式を変形すると

$$\delta = \frac{m \cdot g}{K} + \sqrt{\frac{m^2 \cdot g^2}{K^2} + \frac{m \cdot v^2}{K}} \quad (\delta \geq 0)$$

また、輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度は次式で算出する。

$$\alpha = \frac{F}{m}$$

$$F = K \cdot \delta$$

ここで、

- α : 輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度 (m/s²)
- F : 輸送貯蔵兼用キャスクに作用する衝撃力 (N)

以上より、輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度は次式のとおりとなる。

$$\alpha = g + \sqrt{g^2 + \frac{K \cdot v^2}{m}}$$

b. 架台のばね定数

架台のばね定数は、搬送台車架台、輸送架台、支持架台の鉛直方向の弾性から算出した。

- ・搬送台車架台のばね定数 : 1.36×10^{10} (N/m) (2脚分)
- ・輸送架台のばね定数
輸送貯蔵兼用キャスク B 用 : 4.0×10^{10} (N/m) (4脚分) *
- ・支持架台のばね定数
輸送貯蔵兼用キャスク B 用 : 4.56×10^{10} (N/m) (4脚分)

*1：輸送貯蔵兼用キャスク B 用の輸送架台は設計中のため計画値

3) 評価結果

輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度を表 3.2-2 に示す。表 3.2-2 より設計事象Ⅱの衝撃加速度は、「1.1 乾式キャスクの構造強度」における構造強度評価で用いている衝撃加速度、横姿勢：3G、縦姿勢（キャスク、バスケット）：5G、縦姿勢（トラニオン）：2.5G に包絡されており、輸送貯蔵兼用キャスクの安全機能は維持されることを確認している。

表 3.2-2 輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度

異常事象	キャスクタイプ	支持架台の ばね定数 K (N/m)	衝撃加速度 α	
			(m/s^2)	(G)
搬送台車架台への衝突 (縦姿勢)	輸送貯蔵兼用キャスク B	1.36×10^{10}	22.8	2.33
輸送架台への衝突 (横姿勢)		4.0×10^{10}	27.4	2.80
支持架台への衝突 (横姿勢)		4.56×10^{10}	28.2	2.88

安全評価について

1 除熱機能

1.1 乾式キャスクの除熱機能

(1) 乾式貯蔵キャスクの除熱機能

1) 基本的な考え方

除熱設計に当たっては、使用済燃料の健全性及び安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できるように以下のとおり設計する。

- ① 乾式貯蔵キャスク内部には、格子構造のバスケットを設け、その中に使用済燃料を収納する。
- ② 乾式貯蔵キャスク内部には、熱伝導率の高いヘリウムガスを充てんする。
- ③ 熱伝導率の低い中性子遮へい材内部には、伝熱プレートを設け、熱伝導性を向上させる。

乾式貯蔵キャスクには収納する使用済燃料の体数が異なる中型と大型の 2 種類の乾式貯蔵キャスクがあり、中型と大型それぞれについて評価する。

図 1.1-1 に除熱評価のフローを示す。乾式貯蔵キャスクは、図 1.1-1 の「使用済燃料の崩壊熱計算」から「乾式貯蔵キャスクの除熱計算」に関して、使用済燃料仕様、乾式貯蔵キャスク仕様及び解析モデル等は全て添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容から変更はない。また、乾式貯蔵キャスク周囲の温度についてもコンクリートモジュール内部の空気温度を 45℃以下で設計する為、既存評価書と同じ条件である。

よって、本評価結果は既存評価書の内容を引用するが、燃料被覆管の設計基準温度に関しては、新知見を反映し、水素再配向等による強度低下が発生しない温度とした(表 1.1-1)。

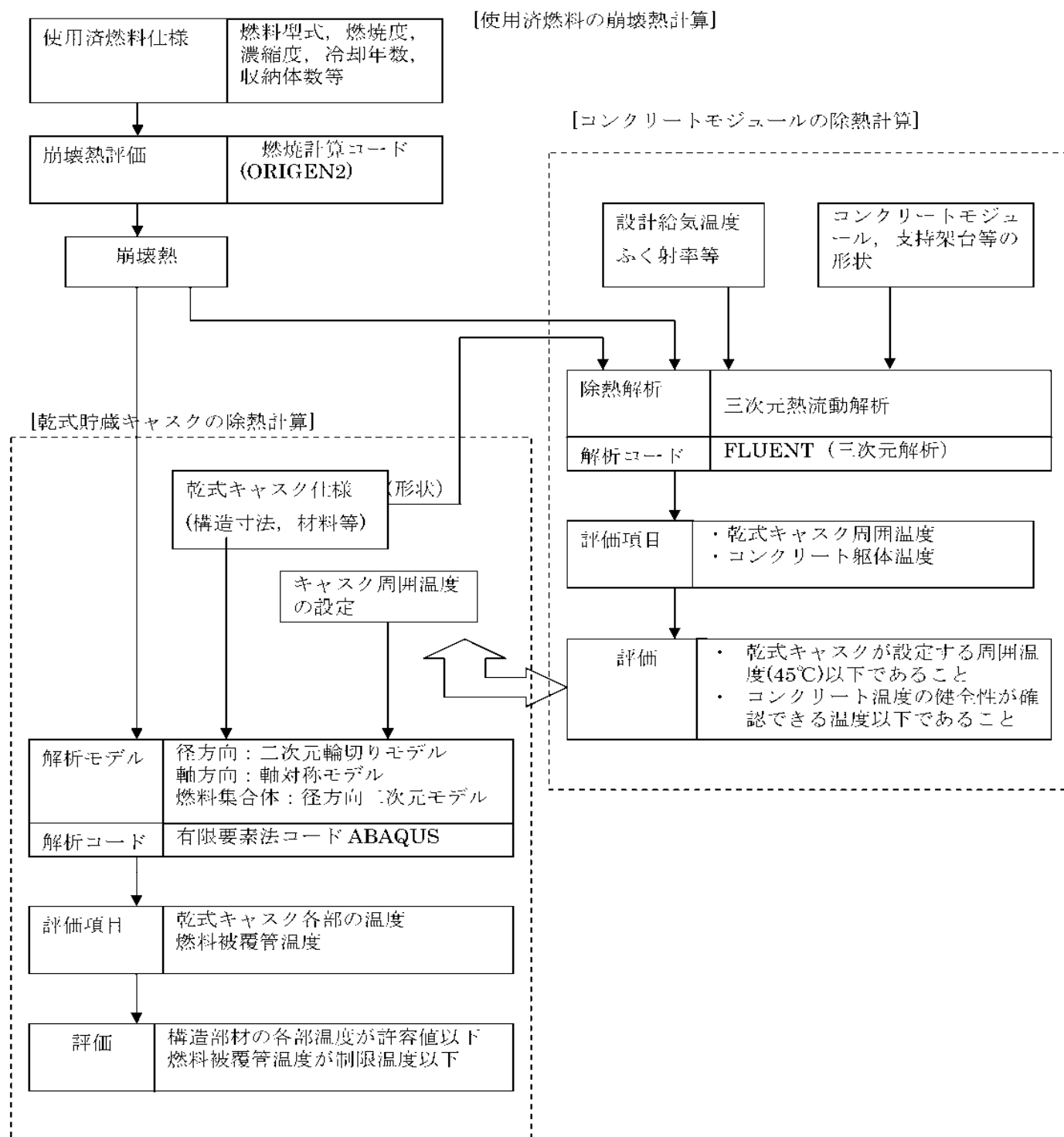


図 1.1-1 キャスク仮保管設備除熱評価フロー図

2) 設計基準

設計基準を表 1.1-1 に示す。

表 1.1-1 設計基準

(単位：℃)

対象となる部材	材質	設計基準	設計基準温度	備考
燃料被覆管	ジルカロイ 2	使用済燃料被覆管の累積クリープ量が1 %を超えない温度、照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度とする ⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾	200*	使用済燃料(8×8 燃料、新型 8×8 燃料)
			300*	使用済燃料(新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料)
乾式貯蔵キャスク	レジン	形状変化及び重量減少を考慮して遮へい機能が確保される制限温度	150	中性子遮へい材
	低合金鋼	構造強度が確保される制限温度	350	貯蔵容器本体
	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	400	二次蓋
	アルミニウム、インコネル	基準漏えい率が保証でき、密封機能が維持される制限温度	150	金属ガasket
	ボロン添加アルミニウム	構造強度が確保される制限温度	230	バスケット

*水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度を設計基準温度として設定したもので、燃料被覆管の周方向応力は設計基準温度状態で 70 MPa 以下とする。燃料被覆管の累積クリープ量が 1%を超えない温度は 390℃と評価され、上記設計基準温度を超えている。また、燃料被覆管の照射硬化の回復については機械的強度への影響を評価するものとする。

- 1) 平成 15 年度リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験(燃料の長期安全性に関する試験 最終成果報告書) (04 基研報 0001, 独立行政法人原子力安全基盤機構)
- 2) 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験最終報告書) (06 基研報 0006, 独立行政法人原子力安全基盤機構)
- 3) 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書) (07 基研報 0004, 独立行政法人原子力安全基盤機構)
- 4) 金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について (総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 核燃料サイクル安全小委員会 中間貯蔵ワーキンググループ 輸送ワーキンググループ, 平成 21 年 6 月 25 日)

表 1.1-1 に示す乾式貯蔵キャスクを構成する部材のうち金属ガスケットについては、モデルとしては考慮しているが既存評価書には記載していない。一方、輸送貯蔵兼用キャスクでは、金属ガスケットについても評価対象となっていることから、乾式貯蔵キャスクについても同様に金属ガスケットを新たに追加し評価する。

3) 燃料仕様

評価は 8×8 燃料、新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち最も厳しい発熱量となる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（最高燃焼度 36,500MWd/t、冷却期間 13 年）を収納した場合について行い、使用済燃料の発熱量は ORIGEN2 コードにより求める。

乾式貯蔵キャスク 1 基当たりの発熱量を中型及び大型についてそれぞれ表 1.1-2 及び表 1.1-3 に示す。共用プールに貯蔵中の上記使用済燃料のうち、発熱量の大きいものからキャスクに収納した場合の発熱量(平成 24 年 6 月 1 日時点)は、中型キャスクで約 6.9kW、大型キャスクで約 9.6kW であり、除熱設計の前提としている発熱量を大幅に下回る。

表 1.1-2 乾式貯蔵キャスク 1 基当たりの発熱量（中型キャスク）

燃料集合体の種類	8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料
初期濃縮度 (wt%)	約 2.7	約 2.9	約 3.0
収 納 物 の 最高燃焼度 (MWd/t)	30,000	33,500	36,500
冷 却 期 間 (年)	13	13	13
収 納 体 数 (体)	37	37	37
評価に用いる 発 熱 量 (kW)	9.0	9.6	10.8

表 1.1-3 乾式貯蔵キャスク 1 基当たりの発熱量（大型キャスク）

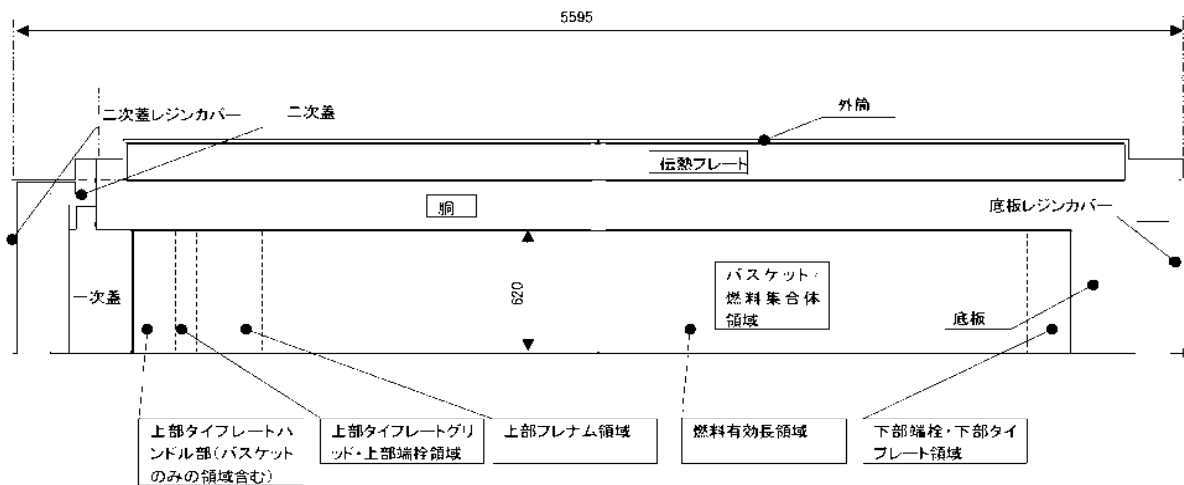
燃料集合体の種類	8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料
初期濃縮度 (wt%)	約 2.7	約 2.9	約 3.0
収 納 物 の 最高燃焼度 (MWd/t)	30,000	33,500	36,500
冷 却 期 間 (年)	13	13	13
収 納 体 数 (体)	52	52	52
評価に用いる 発 熱 量 (kW)	12.6	13.5	15.2

4) 評価条件

乾式貯蔵キャスクの除熱評価は以下の3種類の解析モデルを用いて行う。

- a. 軸方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク全体の二次元軸対称モデル)
- b. 半径方向断面モデル(胴中央部断面形状の二次元平面モデル)
- c. 燃料集合体断面モデル(燃料集合体の断面形状の二次元平面モデル)

上記解析モデルを図 1.1-2～図 1.1-7 に示す。また、評価条件を表 1.1-4 及び表 1.1-5 に示す。



[単位: mm]

図 1.1-2 軸方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))

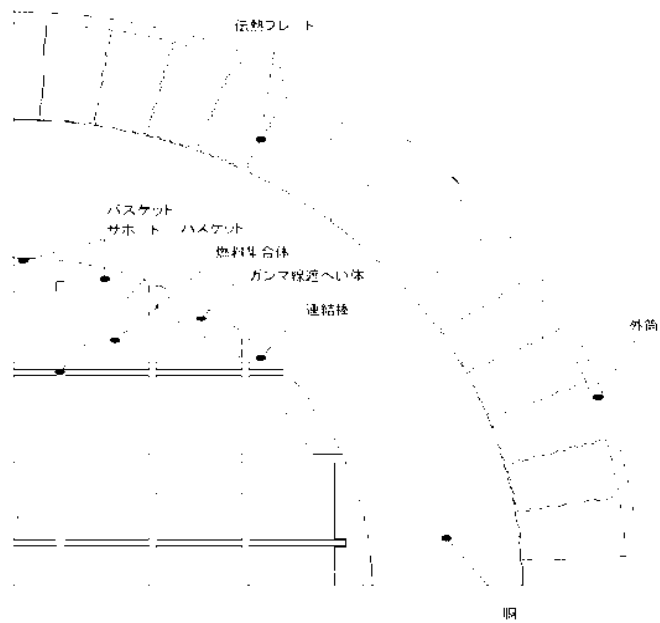


図 1.1-3 半径方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))

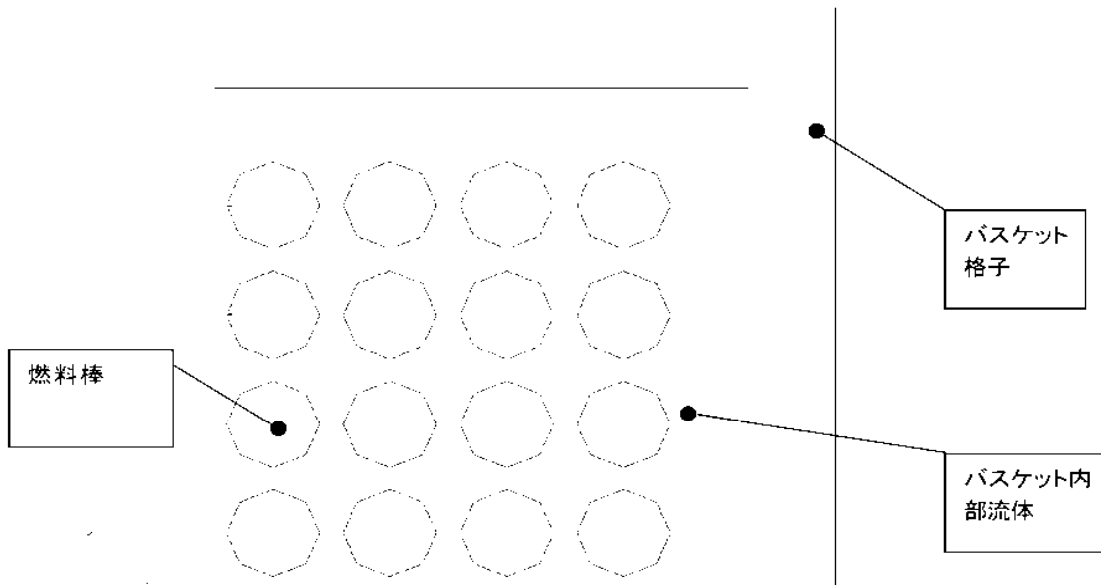
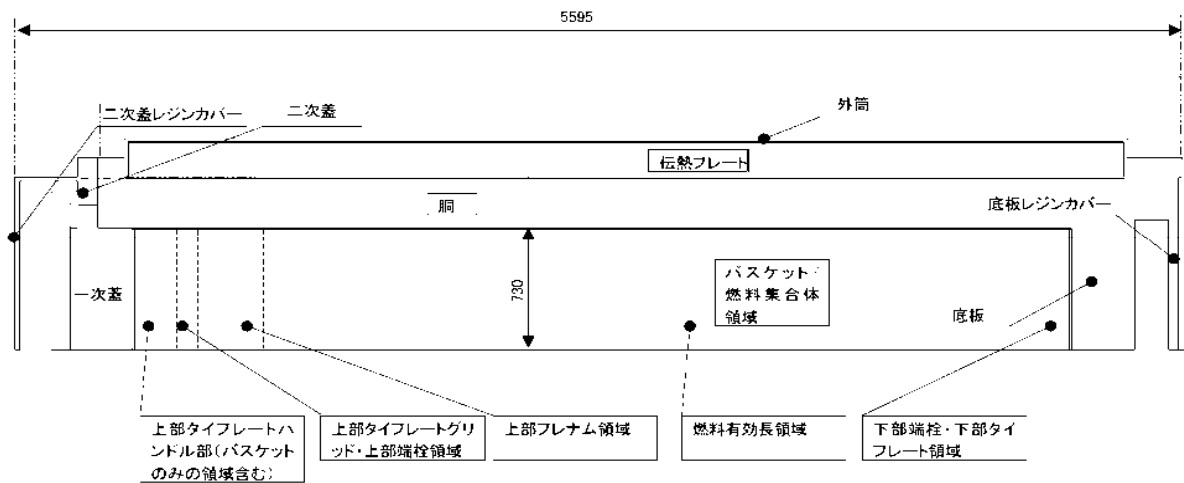


図 1.1-4 燃料集合体断面モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))



[単位:mm]

図 1.1-5 軸方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

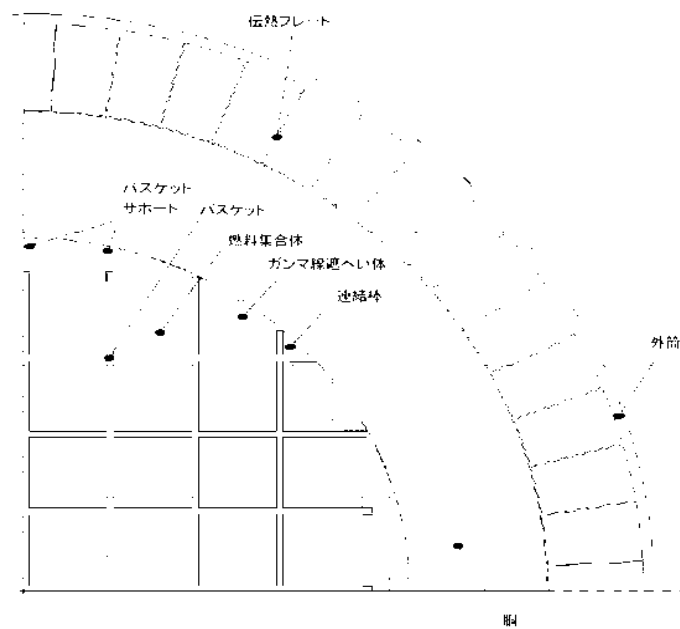


図 1.1-6 半径方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

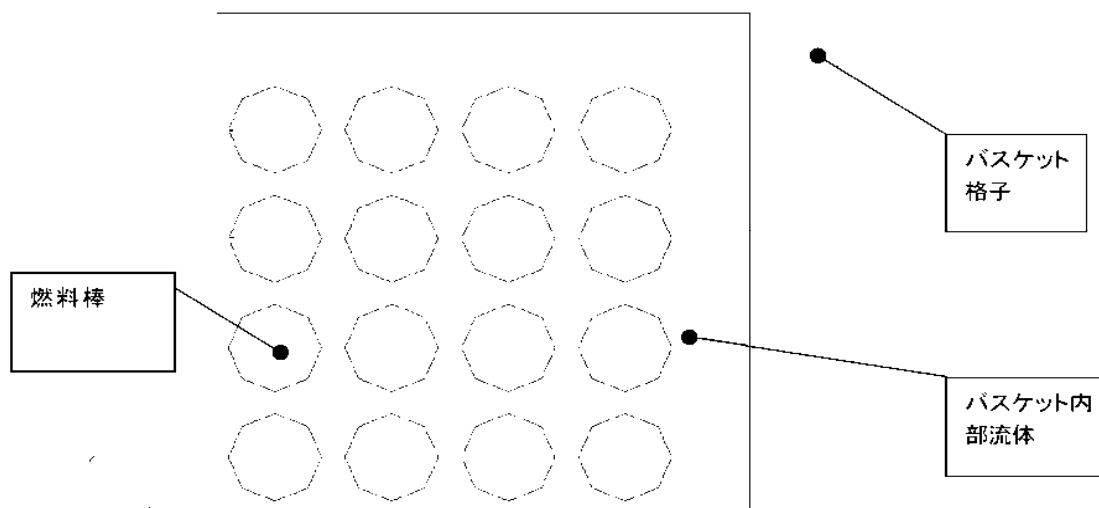


図 1.1-7 燃料集合体断面モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

表 1.1-4 評価条件（中型キャスク）

項 H	評価条件
収納体数 (体)	37
姿 勢	横置き
発 熱 量 (kW)	10.8
周囲温度 (℃)	45

表 1.1 5 評価条件（大型キャスク）

項 H	評価条件
収納体数 (体)	52
姿 勢	横置き
発 熱 量 (kW)	15.2
周囲温度 (℃)	45

5) 評価方法

先ず，乾式貯蔵キャスク各部の温度分布を軸方向断面モデルにて求める。次に半径方向断面モデルにて乾式貯蔵キャスク中央断面各部の温度分布及びバスケットの最高温度を求める。

最後に，半径方向断面モデルの熱解析から得られたバスケットの最高温度を境界温度として燃料集合体断面モデルによる熱解析を実施し，燃料被覆管の温度分布を求める。解析は ABAQUS コードを用いる。

6) 評価結果

評価結果を表 1.1-6 及び表 1.1-7 に示す。評価は 8×8 燃料、新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち最も厳しい発熱量となる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（最高燃焼度 36,500MWd/t、冷却期間 13 年）を収納した場合について行った。新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料の評価結果においても、8×8 燃料及び新型 8×8 燃料の燃料被覆管設計基準温度（200℃）を満足しているため、発熱量がより低い 8×8 燃料及び新型 8×8 燃料についても設計基準温度を満足する。本表に示すとおり使用済燃料の健全性を示す燃料被覆管の温度及び乾式貯蔵キャスクを構成する各部材はいずれも設計基準温度を下回っており、熱的健全性は維持される。

表 1.1-6 評価結果(中型キャスク)

(単位：℃)

部材	評価結果	設計基準温度	備考
燃料被覆管	159 以下 ^{※1※2}	200	使用済燃料(8×8 燃料、新型 8×8 燃料)
	159 ^{※2※3}	300	使用済燃料(新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料)
レジン	92	150	中性子遮へい材
低合金鋼	102	350	貯蔵容器本体
ステンレス鋼	75	400	二次蓋
アルミニウム、インコネル	74	150	一次蓋金属ガスケット
	72	150	二次蓋金属ガスケット
ボロン添加アルミニウム	142	230	バスケット

^{※1} 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（発熱量 10.8kW）の燃料被覆管温度が 159℃であるため、発熱量の低い 8×8 燃料（9.0kW）、新型 8×8 燃料（9.6kW）の燃料被覆管温度は 159℃以下となる。

^{※2} 通常取り扱い時及び異常時に燃料被覆管にかかる応力は、評価結果が最も厳しくなる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料で 56MPa となる。200℃での未照射材の降伏応力は約 230MPa であるため、照射硬化回復を考慮しても、燃料被覆管にかかる応力は降伏応力を超えることはない。

^{※3} 運用期間中に燃料被覆管温度が最も高くなる真空乾燥時では、最も厳しい大型キャスクに新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料を収納した場合、燃料被覆管温度は 194℃であり、この状態の燃料被覆管周方向応力は 46.0MPa であり、燃料被覆管温度及び周方向応力ともに設計基準を満たしている。

表 1.1-7 評価結果(大型キャスク)

(単位:℃)

部材	評価結果	設計基準温度	備考
燃料被覆管	174 以下 ^{*1} ^{*5}	200	使用済燃料(8×8 燃料, 新型 8×8 燃料)
	174 ^{*5} ^{*6}	300	使用済燃料(新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料)
レジン	104	150	中性子遮へい材
低合金鋼	114	350	貯蔵容器本体
ステンレス鋼	83	400	二次蓋
アルミニウム, インコネル	81	150	一次蓋金属ガスケット
	79	150	二次蓋金属ガスケット
ボロン添加アルミニウム	159	230	バスケット

^{*1} 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料(発熱量 15.2kW)の燃料被覆管温度が 174℃であるため、発熱量の低い 8×8 燃料(12.6kW)、新型 8×8 燃料(13.5kW)の燃料被覆管温度は 174℃以下となる。

^{*5} 通常取り扱い時及び異常時に燃料被覆管にかかる応力は、評価結果が最も厳しくなる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料で 56MPa となる。200℃での未照射材の降伏応力は約 230MPa であるため、照射硬化回復を考慮しても、燃料被覆管にかかる応力は降伏応力を超えることはない。

^{*6} 運用期間中に燃料被覆管温度が最も高くなる真空乾燥時では、最も厳しい大型キャスクに新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料を収納した場合、燃料被覆管温度は 194℃であり、この状態の燃料被覆管周方向応力は 46.0MPa であり、燃料被覆管温度及び周方向応力ともに設計基準を満たしている。

除熱解析に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

ABAQUS コードは、米国 Hibbitt, Karlsson & Sorensen, Inc. (HKS 社) で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり、輸送キャスクの伝熱解析などに広く利用されている。

(2) 機能

ABAQUS コードは、伝熱解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常、非定常のいずれの解も得ることができる。
- ② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
- ③ 初期条件 (温度) は要素ごとに变化させることができ、計算ステップの自動決定も可能である。
- ④ 境界条件として、時間に依存する熱流束、温度、伝導、対流及びふく射が考慮できる。
- ⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

(3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1.1-8 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは、多くの伝熱解析に使用された実績がある。

(5) 検証方法

貯蔵キャスクの定常伝熱試験に対して ABAQUS による解析結果と試験結果を比較・検討し、本コードの妥当性が検証されている¹⁾。

1) 山川秀次, 五味義雄, 尾崎幸男, 尾崎明朗 「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立
キャスクの伝熱特性評価」, 電中研報告書, U92038, (1993)

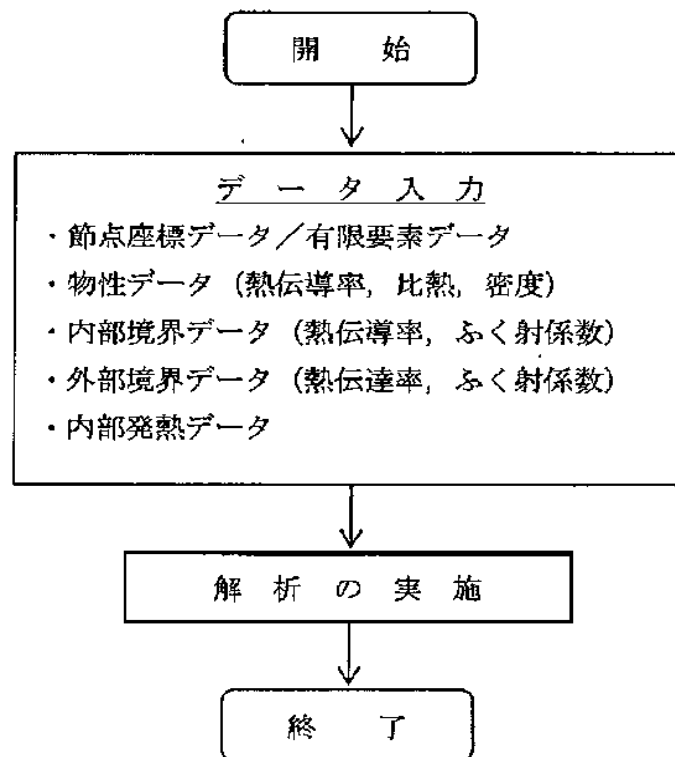


図 1.1-8 ABAQUS コードの解析フロー図

除熱解析に用いるコード (ORIGEN2) について

(1) 概要

ORIGEN2 コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発された炉内中性子束の 1 点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり、輸送キャスクの崩壊熱計算等に広く利用されている。

(2) 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射能等が求められる。
- ② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し、中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており、任意に選択できる。
- ③ 計算結果は、放射化生成物、アクチニド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ (崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と (α , n) 反応により発生する中性子源強度等) に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

(3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1.1-9 に示す。

(4) 使用実績

ORIGEN2 コードは、輸送キャスク、核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている¹⁾。

(5) 検証方法

汎用コードの導入評価¹⁾が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証²⁾が実施されていることが確認されている。

1) A. G. Croff, “ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”, CCC-371 (1987)

2) (社) 日本原子力学会 “原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

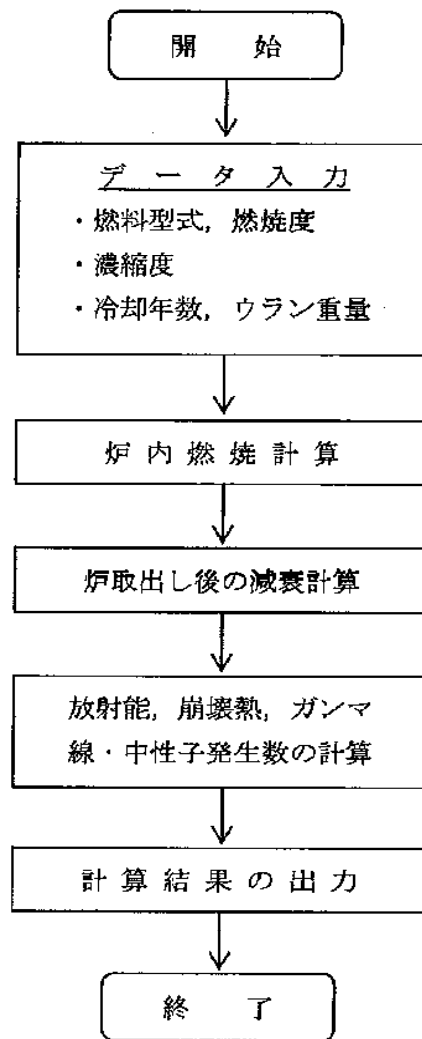


図 1.1-9 ORIGEN2 コードの計算フロー図

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク A の除熱機能

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱機能

1) 基本的な考え方

除熱設計に当たっては、使用済燃料の健全性及び安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。そのため、以下の配慮を行う。

- a) 輸送貯蔵兼用キャスク B 内部のバスケットは、熱伝導の優れた伝熱プレート設置により必要な伝熱性能を確保する。
- b) 輸送貯蔵兼用キャスク B 内部には、熱伝導率の高いヘリウムガスを充てんする。
- c) 側部中性子しゃへい材には熱伝導の低いレジンを用いており、伝熱フィンを設けることにより必要な伝熱性能を確保する。

輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱解析フローを図 1.1-10 に示す。なお、コンクリートモジュールの除熱解析フローは乾式貯蔵キャスクと同様であるため、輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱解析フローのみを示す。

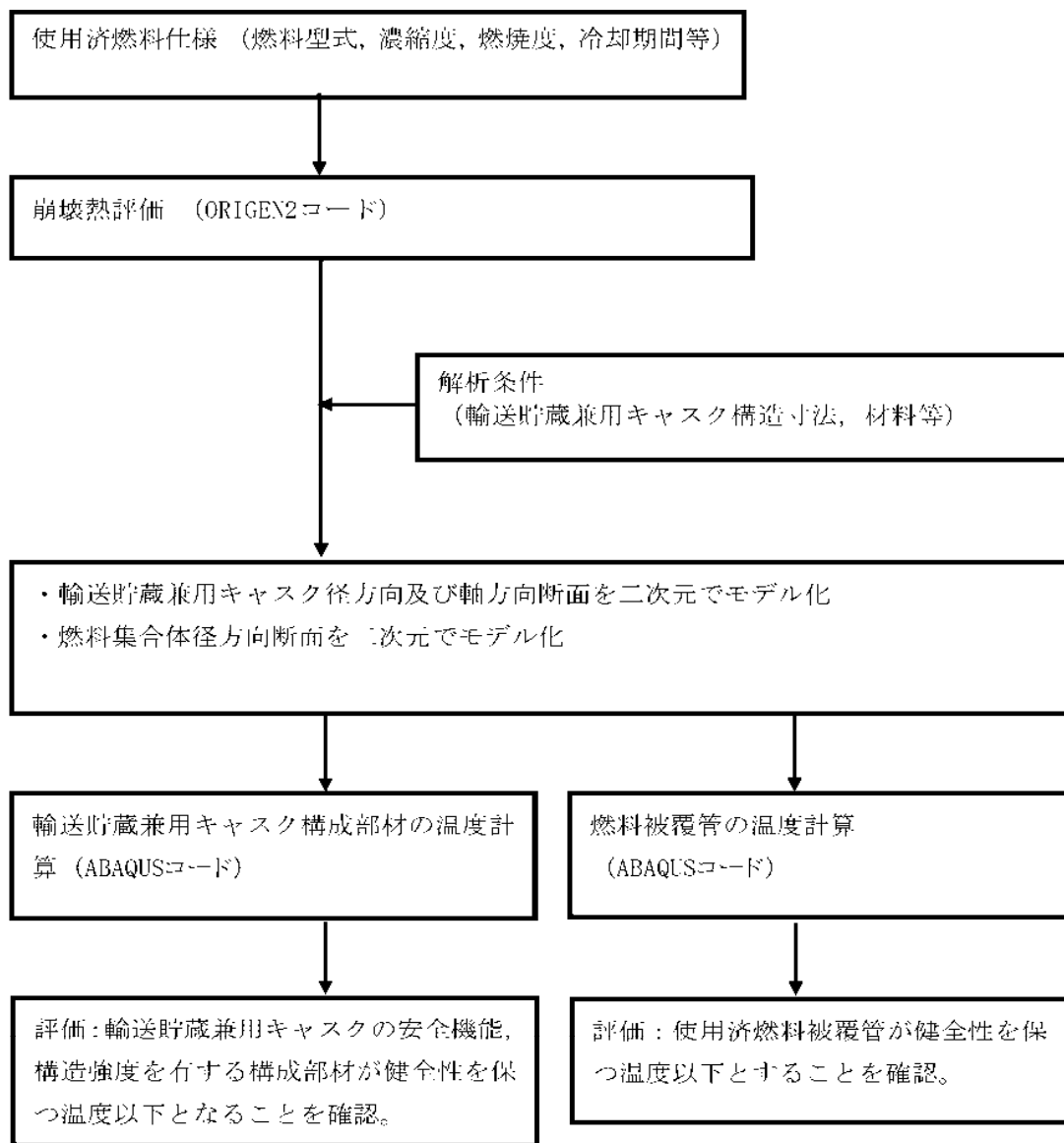


図 1.1-10 輸送貯蔵兼用キャスク B 除熱評価フロー図

2) 設計基準

設計基準を表 1.1-8 に示す。

表 1.1-8 設計基準

(単位：℃)

対象となる部材	材質	設計基準	設計基準温度	備考
燃料被覆管	ジルカロイ 2	使用済燃料被覆管の累積クリープ量が1%を超えない温度、照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度とする	300*	使用済燃料(新型8×8 ジルコニウムライナ燃料)
輸送貯蔵兼用キャスク B	レジン	中性子遮へい材の性能が維持される制限温度	150	中性子遮へい材
	炭素鋼	構造強度が維持される制限温度	350	密封容器 二次缶
	アルミニウム合金， ニッケル基合金	閉じ込め機能が維持される制限温度	130	金属ガスケット
	ボロン添加 ステンレス鋼	構造強度が維持される制限温度	300	バスケット

*水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度を設計基準温度として設定したもので、燃料被覆管の周方向応力は設計基準温度状態で 70 MPa 以下とする。燃料被覆管の累積クリープ量が 1%を超えない初期温度は 360℃程度と評価され、上記設計基準温度を超えている。また、燃料被覆管の照射硬化の回復については機械的強度への影響を評価するものとする。

3) 燃料仕様

輸送貯蔵兼用キャスク B1 基当たりの発熱量を表 1.1-9 に示す。使用済燃料の発熱量は ORIGEN2 コードにより求める。

共用プールに貯蔵中の使用済燃料のうち、発熱量の最も大きい燃料（平成 24 年 12 月 1 日時点）を収納条件を満足するよう 69 体収納した場合、輸送貯蔵兼用キャスク B の発熱量は約 11.7kW となり、除熱設計の前提としている発熱量を大幅に下回る。

表 1.1-9 輸送貯蔵兼用キャスク B 1 基当たりの発熱量

燃料集合体の種類		新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料
初期濃縮度 (wt%)		約 2.9
収納物の 燃焼度	平均燃焼度 (MWd/t)	34,000
冷却期間 (年)		18
収納体数 (体)		69
評価に用いる発熱量 (kW) ^(注)		15.3

注) 輸送貯蔵兼用キャスク B の最大発熱量は 12.1kW であるが、除熱設計では燃料集合体の軸方向の燃焼度分布を保守的に考慮した設計発熱量を用いる。

4) 評価条件

輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱評価は以下の 3 種類の解析モデルを用いて行う。

- 軸方向断面モデル（輸送貯蔵兼用キャスク B 全体の二次元軸対称モデル）
- 半径方向断面モデル（胴中央部断面形状の二次元平面モデル）
- 燃料集合体断面モデル（燃料集合体の断面形状の二次元平面モデル）

上記解析モデルを図 1.1-11～図 1.1-13 に示す。また、評価条件を表 1.1-10 に示す。

表 1.1-10 評価条件

項 目	評価条件
収納体数 (体)	69
姿勢	横置き
発熱量 (kW)	15.3
周囲温度 (℃)	空気：45 コンクリートモジュール内面：65

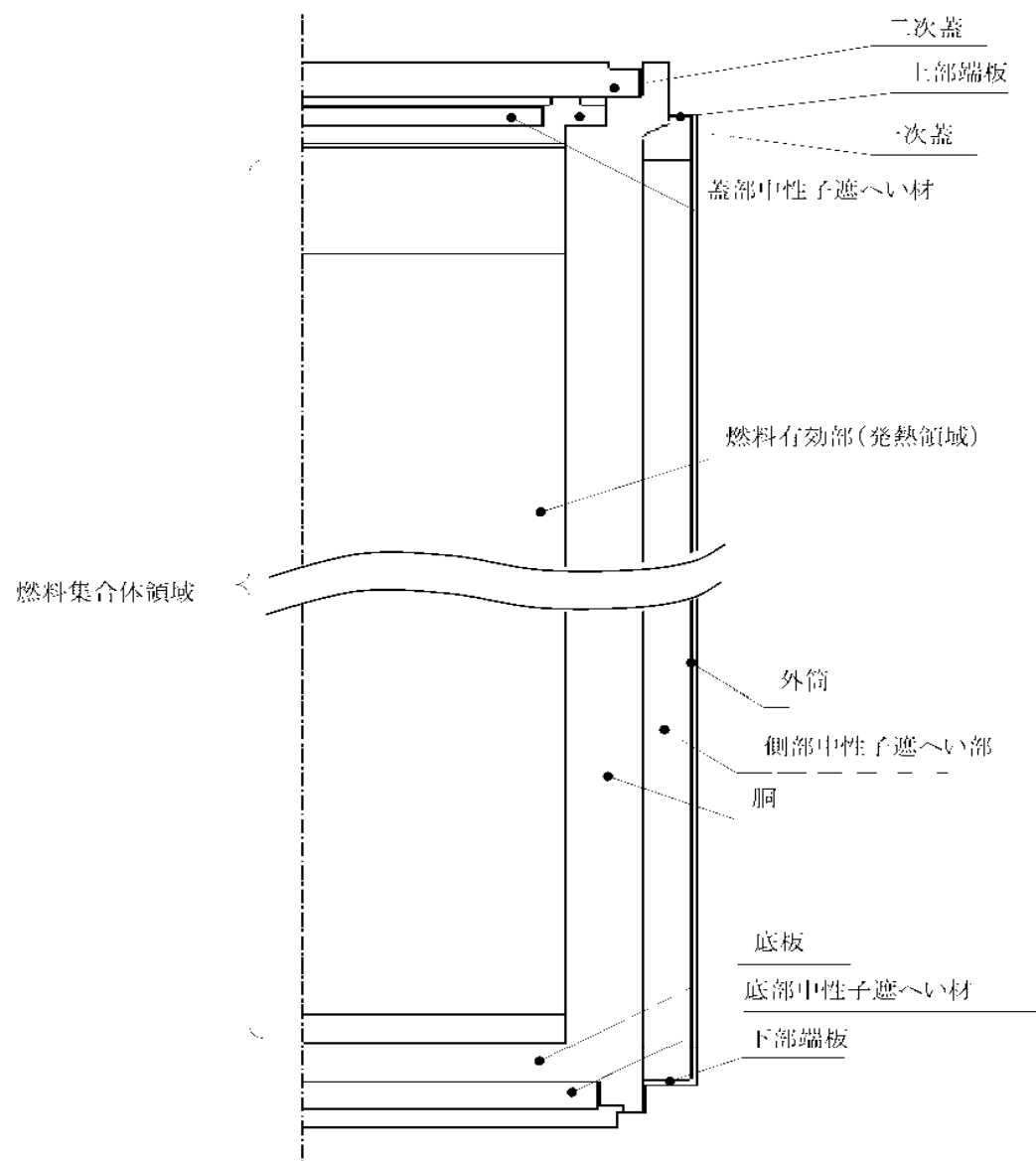


図 1.1-11 軸方向断面モデル

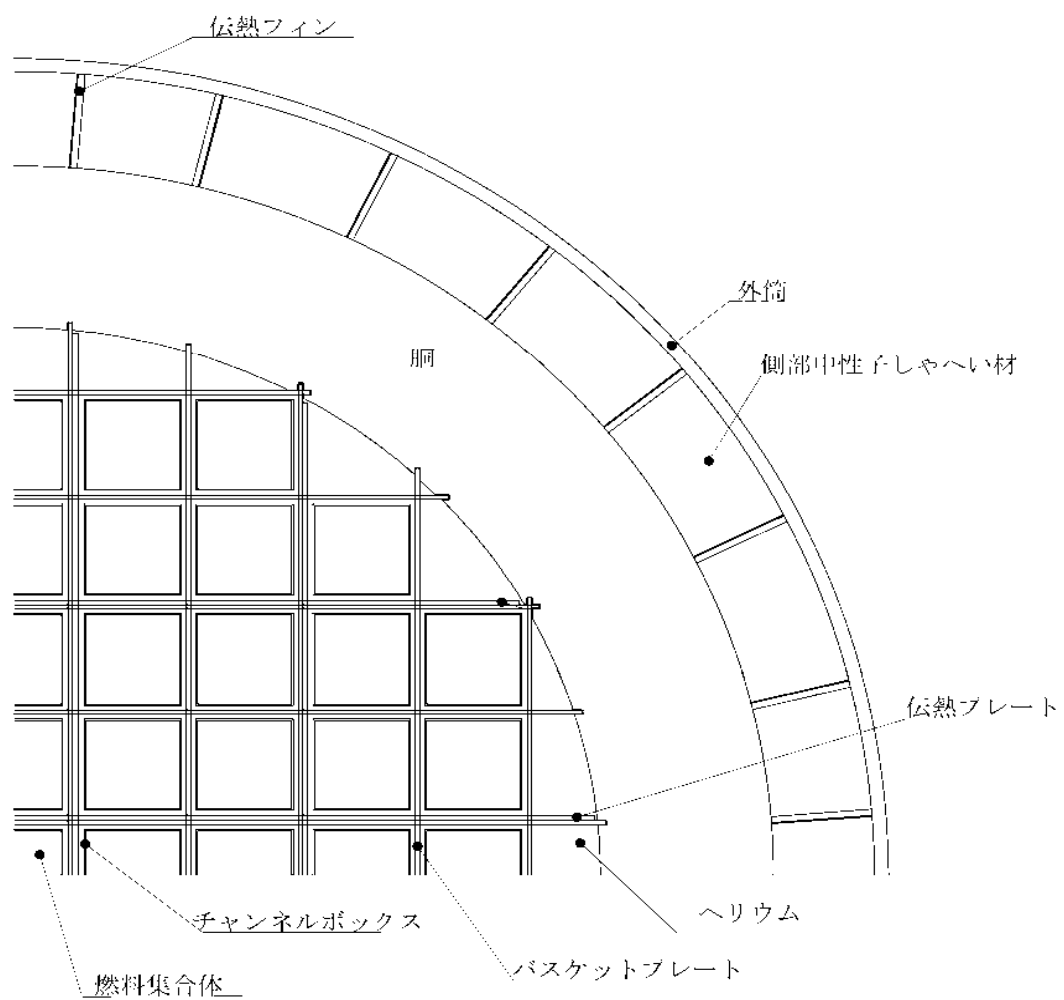
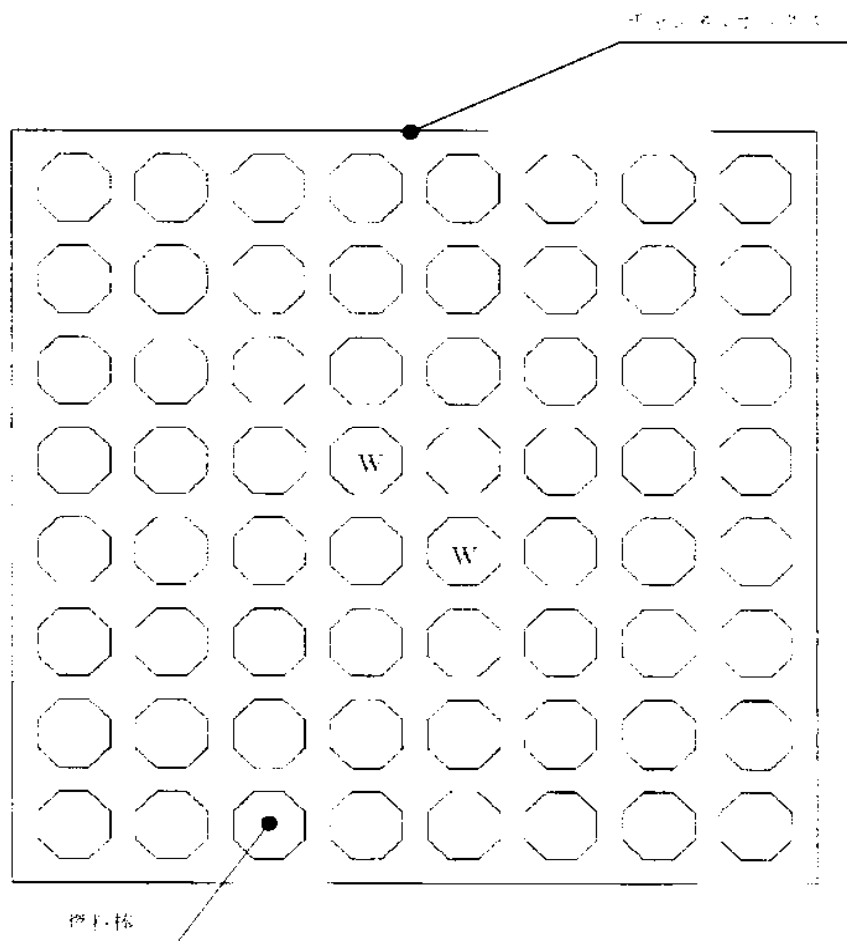


図 1.1-12 半径方向断面モデル



注) Wはウォーターロッドであり，発熱はない。

図 1.1 13 燃料集合体断面モデル

5) 評価方法

はじめに、輸送貯蔵兼用キャスク B 各部の温度分布を軸方向断面モデルにて求める。軸方向断面モデルでは、燃料集合体の軸方向発熱分布を考慮する。

次に、径方向断面モデルにて輸送貯蔵兼用キャスク B 中央断面各部の温度分布及びチャンネルボックスの最高温度を求める。径方向断面モデルでは、径方向の発熱分布を考慮して、燃料の配置制限に従い、中央に最高燃焼度燃料に対応した発熱量の燃料を配置し、当該断面の発熱量が設計発熱量の設定と等しくなるように外周には低い発熱量の燃料を配置する。また、径方向断面モデルでは、熱の軸方向移動による蓋板上面や底板下面からの放熱を模擬できないため、輸送貯蔵兼用キャスク B の温度分布が現実と比べて高めとなる。このため、軸方向断面モデルで得られた結果に基づいて軸方向への熱の移動を考慮する。

最後に、径方向断面モデルの熱解析から得られたチャンネルボックスの温度分布を境界温度として燃料集合体断面モデルによる熱解析を実施し、燃料被覆管の温度分布を求める。

解析は ABAQUS コードを用いる。

6) 評価結果

評価結果を表 1.1-11 に示す。本表に示すとおり、使用済燃料の健全性を示す燃料被覆管の温度及び輸送貯蔵兼用キャスク B を構成する各部材はいずれも設計基準温度を下回っており、熱的健全性は維持される。

表 1.1-11 評価結果

(単位：℃)

部材	評価結果	設計基準温度	備考
燃料被覆管	249※1※2	300	使用済燃料（新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料）
レジン	117	150	中性子遮へい材
炭素鋼	123	350	密封容器
	83		二次蓋
アルミニウム合金、 ニッケル基合金	86	130	金属ガasket
ボロン添加 ステンレス鋼	238	300	バスケット

※1 構造強度評価及び異常事象の評価における最大評価加速度 3G が燃料被覆管にかかる場合、燃料被覆管にかかる応力は 55MPa となる。既存評価書において 260℃における照射後の降伏応力 568MPa¹⁾に燃料被覆管の照射硬化回復式²⁾を保守的に考慮した降伏応力は 313MPa と評価されており、照射硬化回復を考慮しても、燃料被覆管にかかる応力は降伏応力を超えることはない。

※2 運用期間中に燃料被覆管温度が最も高くなる真空乾燥時での燃料被覆管温度は 249℃である。また、この状態の燃料被覆管周方向応力は 52MPa であり、燃料被覆管温度及び周方向応力ともに設計基準を満たしている。

1)：(独)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（総合評価編）”，(2007)

2)：(独)原子力安全基盤機構，“平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書）”，(2004)

1.2 コンクリートモジュールの除熱機能

(1) 乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールの除熱機能

1) 基本的な考え方

コンクリートモジュール内の除熱評価においては、コンクリートモジュール及び乾式貯蔵キャスクを適切にモデル化し、三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて乾式貯蔵キャスク周囲空気温度、コンクリートモジュールの各部コンクリート温度を評価する。

コンクリートモジュール内に保管されたキャスクの崩壊熱は次の伝熱形態で最終的に外界へ放熱される。

- ① 使用済燃料から乾式貯蔵キャスク表面に伝えられた崩壊熱の大部分は、キャスク近傍の空気に対流と伝導により伝達される。崩壊熱の一部については、ふく射及び支持架台を介する伝導によりコンクリートモジュールに伝えられる。
- ② コンクリートモジュールへ伝わった熱は構造物を介した伝導伝熱及び対流により外界（外気、地中など）に放出される。あるいは、対流と伝導によってモジュール内の空気に伝わり、その自然換気に従って外界に放出される。

なお、発熱量の大きい大型乾式貯蔵キャスク用のコンクリートモジュールを代表して評価する。

2) 設計基準

設計基準を表 1.2-1 に示す。

表 1.2-1 設計基準

対象箇所	設計基準	設計基準温度
キャスク周囲温度	乾式キャスク除熱評価のインプット条件となる制限温度	45℃以下
モジュールの コンクリート材	コンクリート材の構造強度が確保される制限温度	65℃以下 ¹⁾

1) 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(JSME S NE1-2003)

3) 評価条件

コンクリートモジュールの除熱評価の解析モデルは以下の通りとする。

- ・ 保管状態の金属キャスク 1 基を含むコンクリートモジュール及び基礎スラブを解析対象とし、コンクリートモジュール及びキャスク形状の対称性を想定して 1/2 区分を模擬(モデル化)する。(図 1.2-1 参照)
- ・ 大型乾式貯蔵キャスクは、直径約 2.4m、全長約 5.6m の円柱形状で模擬する。(図 1.2-1 参照)

- ・ 解析で模擬しない部分の圧力損失要素として、給排気口に設置するグレーチングと外気が給排気口に流入/流出する際の縮流/拡流の圧力損失を、給排気面を換気流が通過する際に発生する圧力損失として付与する(相当する圧力損失係数の設定)。
- ・ コンクリートモジュール温度を保守的に評価するため、モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とする。また、キャスク上面側のモジュール壁面に設けられる点検扉及び給気口(1面)は模擬しない。(図 1.2-1 参照) なお、モジュール外壁表面での外気との熱の出入りを考慮した評価については参考資料に示す。

図 1.2-1 に三次元熱流動解析の評価領域を示す。また、評価条件を表 1.2-2 に示す。

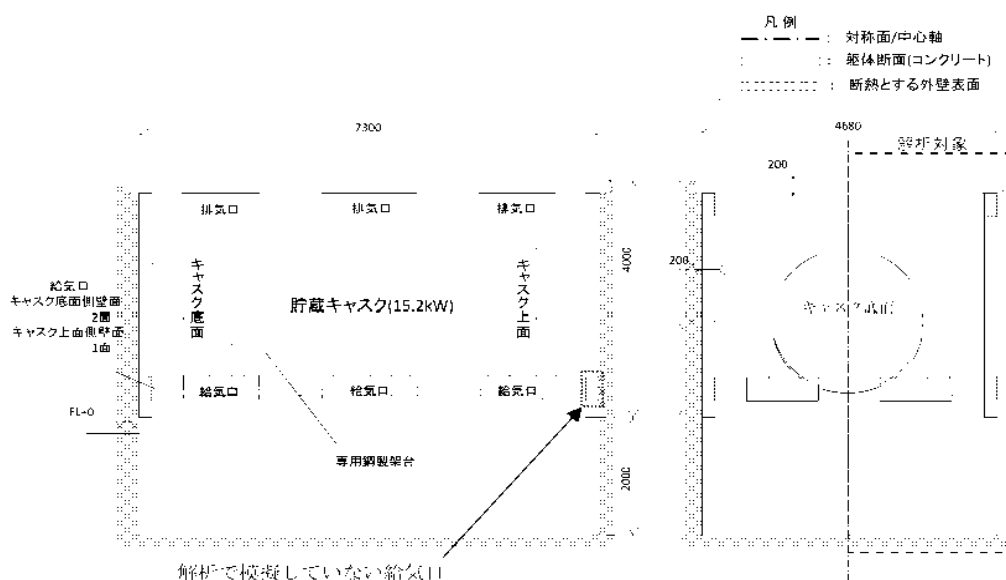


図 1.2-1 三次元熱流動解析の評価領域
(コンクリートモジュール断面(単位:mm))

表 1.2-2 評価条件

項目	評価条件	備考
設計給気温度 (°C)	29.4	小名浜特別地域気象観測所で観測された 2007 年～2011 年の夏季(6 月～9 月)毎正時観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度
発熱量 (kW)	15.2	乾式貯蔵キャスク(大型キャスク)の発熱量。キャスク全表面(上面, 側面, 底面)に一樣な熱流束を設定する。

4) 評価方法

三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて、伝導、対流、ふく射が共存する伝熱流動場の支配方程式系を解くことにより、キャスク周囲雰囲気温度及びコンクリートモジュール温度を評価する。

図 1.2-2 に FLUENT での解析モデル図を示す。

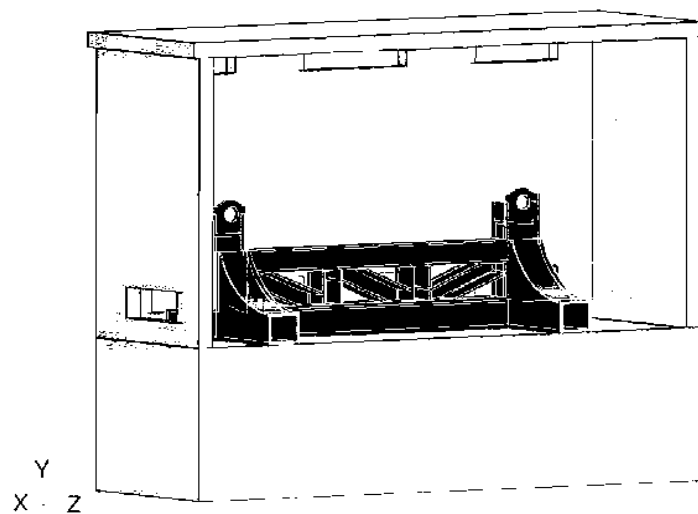


図 1.2-2 コンクリートモジュールの解析モデル図

5) 評価結果

評価結果を以下に示す。

A. 空気温度(キャスク周囲雰囲気温度及び排気温度)

表 1.2-3 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール内の平均空気温度と排気温度を示す。三次元熱流動解析の結果から、コンクリートモジュール内の平均空気温度は 34.5℃、排気温度は 39.4℃であり、制限温度 45℃と比較して十分に低い温度となっていることを確認した。

B. コンクリートモジュールの温度

表 1.2-4 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール最高温度値、図 1.2-3 にコンクリートモジュール内壁表面(天井面、側壁面、床面)の温度分布図を示す。

コンクリートモジュールのコンクリート材最高温度は 53.2℃(側壁)となり、制限温度 65℃まで十分な裕度があることを確認した。

表 1.2-3 三次元熱流動解析による空気温度

(単位：℃)

キャスク型式	項 目	評価結果	設計基準温度
乾式貯蔵キャスク (大型)	コンクリートモジュール内の 平均空気温度	34.5	45
	排気温度	39.4	

表 1.2-4 三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール温度の最高値

(単位：℃)

評価部位	評価結果	設計基準温度
天井面	52.8	65
側壁面	53.2	
床面	51.5	

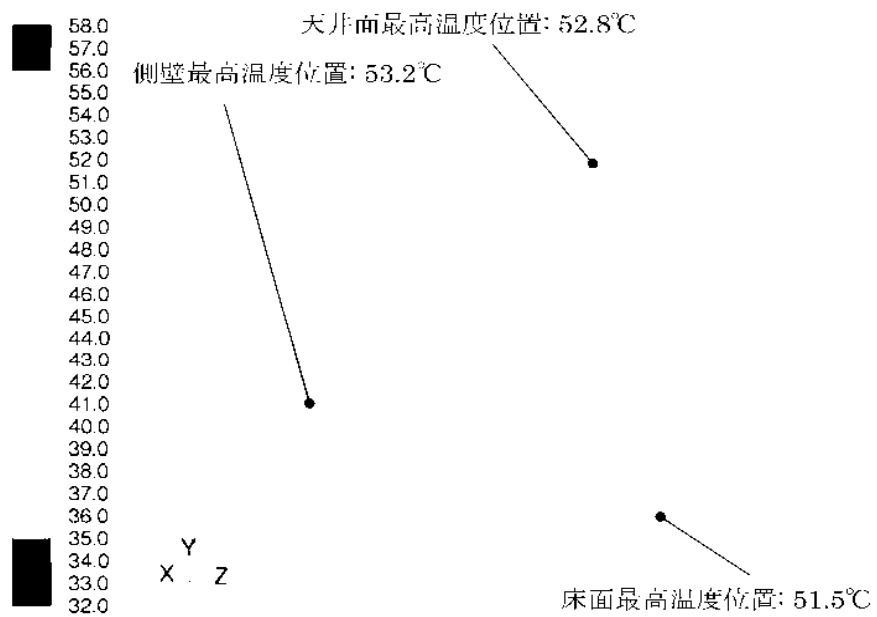


図 1.2-3 コンクリートモジュール内壁表面温度分布

除熱解析に用いるコード（FLUENT）について

（１） 概要

FLUENT コードは、米国製の汎用熱流体解析コードであり、貯蔵キャスクの除熱解析などに利用されている。

（２） 機能

FLUENT コードは、臨界解析に際して以下の機能を有している。

- ① 非圧縮性流れから圧縮性流れまで幅広く取り扱うことができ、層流、乱流、伝熱（対流、伝導、ふく射）、反応流、多相流等様々な流動場を解析の対象として取り扱うことができる。
- ② 熱伝導、対流熱伝達、ふく射の形態での伝熱過程を連成して解析することが可能であり、また、流体領域と固体領域での伝熱を同時に取り扱うことができる。

（３） 解析フロー

FLUENT コードの解析フローを図 1.2-4 に示す。

（４） 使用実績

FLUENT コードは、海外の金属キャスク貯蔵施設、コンクリートキャスクの除熱解析や国内中間貯蔵施設の貯蔵キャスク、貯蔵建屋の除熱評価に使用されている。

（５） 検証方法

ベンチマーク試験¹⁾による検証²⁾が実施されていることを確認。

1) 電力中央研究所報告 U99505 「キャスク貯蔵施設の除熱性能の実証に関する研究－スタック方式施設の除熱試験－」 竹田浩文・古賀智成・江真澄・坂本和昭(2000)

2) 使用済燃料中間貯蔵施設貯蔵建屋・設備の安全設計及び施設安全評価について（東電設計株式会社，TEPSCO-LR-001 改 2 平成 21 年 8 月）

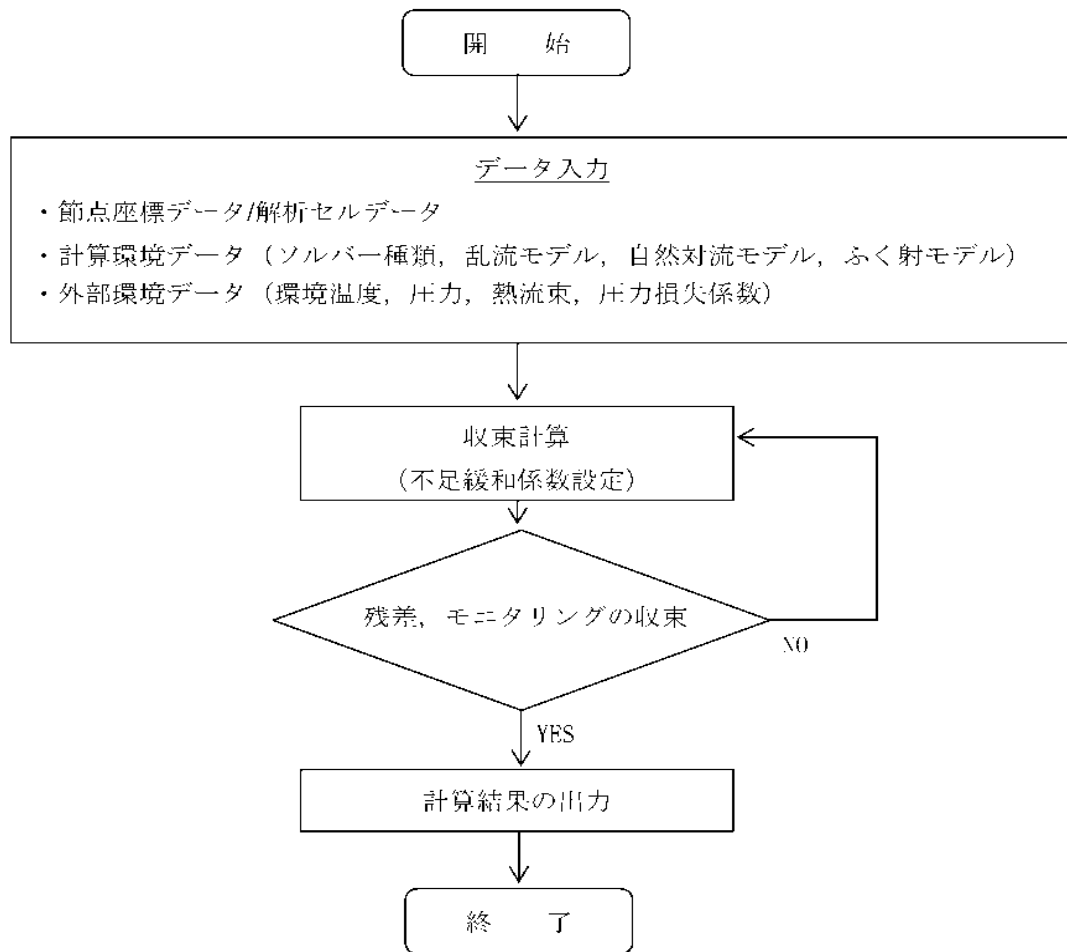


図 1.2-4 FLUENT コードの解析フロー図

外気との熱の出入りを考慮した除熱評価について

コンクリートモジュールの除熱評価においては、モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とし評価を実施している。ここでは、モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮した評価を行い、モジュール外壁表面を断熱とする条件における評価との比較・検討を実施する。なお、床基礎スラブ底面は断熱条件とする。

1) 評価条件

モジュール外壁表面を断熱とする条件、及びモジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する条件のそれぞれの評価条件を表 1.2-5 に示す。モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮した評価を行う場合、太陽からの日射量をコンクリート壁面に入熱量として付与すること、及びコンクリート外壁面からの放熱（外気による対流伝熱及び外気へのふく射伝熱）を考慮することの2点がモジュール外壁表面を断熱条件とする場合と異なる評価条件である。評価は、三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて行う。

表 1.2-5 評価条件

	モジュール 外壁断熱	モジュール壁面での 熱の出入りを考慮	備考
設計給気 温度(℃)	29.4	同左	表 1.2-2 評価条件と同一
崩壊熱(kW)	15.2	同左	表 1.2-2 評価条件と同一
日射入熱 (W/m ²)	無し	水平面：800 垂直面：200 (日射吸収率：0.6)	“核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示”，第 14 条，別記第四の一の規定を準用
外気による 対流伝熱	無し	風速 2m/s	小名浜の夏季(6～9 月)の月平均風速の平年値 2.2～2.6m/s より
		参考： 風速 0.5m/s	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める静穏状態の風速を参照し設定
外気 外壁間 の輻射伝熱	無し	考慮	

2) 評価結果

評価結果を表 1.2-6 に示す。また、モジュール壁面での熱の出入りを考慮した評価における、風速 2m/s での評価と、風速 0.5m/s の評価のコンクリートモジュール内壁温度分布図をそれぞれ図 1.2-5、図 1.2-6 に示す（モジュール外壁表面を断熱とする条件での温度分布図は図 1.2-3 参照）。モジュール外壁断熱での評価と比べ、モジュール壁面での熱の出入りを考慮した評価では外気への排熱によりコンクリート温度が低くなるが、風速 0.5m/s の評価においては、天井面の人熱量が大きく、天井内面温度が大きくなる傾向にある。モジュール外壁を断熱条件とする場合と、モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する場合いずれも設計基準値を満足する。

表 1.2-6 評価結果

(単位：℃)

	モジュール 外壁断熱	モジュール壁面での 熱の出入りを考慮		設計基準値
		風速 2m/s	風速 0.5m/s (参考値)	
排気温度	39.4	38.1	38.9	45
モジュール内 空気平均温度	34.5	34.1	34.3	
天井内面最高温度	52.8	51.1	54.5	65
屋根面最高温度	—	51.9	59.3	
側壁内面最高温度	53.2	46.7	50.6	
側壁外面最高温度	—	41.0	43.4	
床面最高温度	51.5	50.9	51.1	

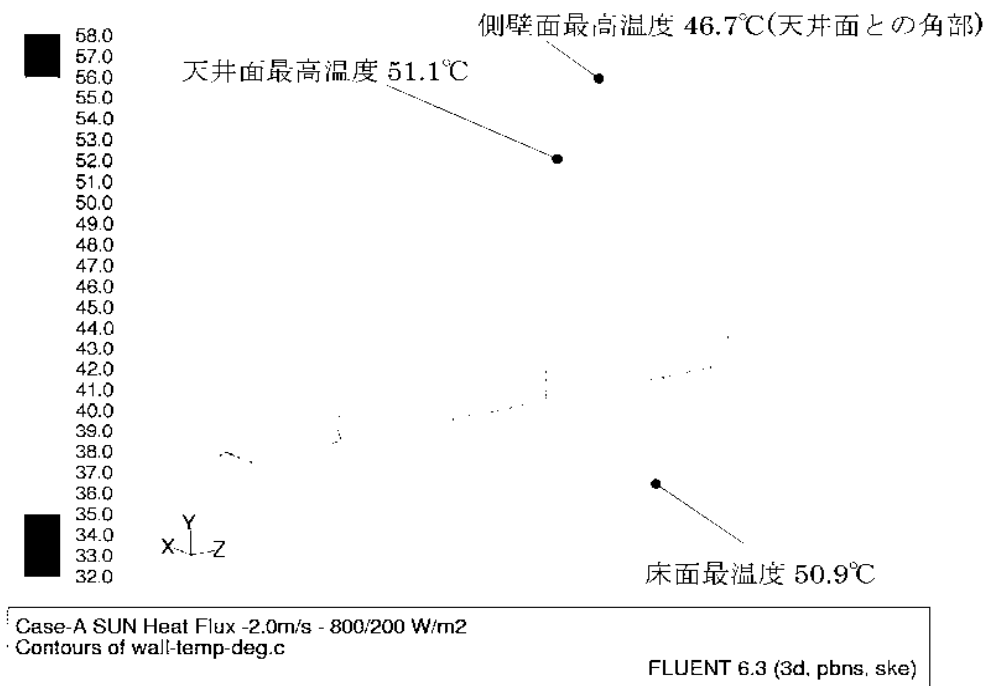


図 1.2-5 コンクリートモジュール内壁表面温度分布(風速 2.0m/s)

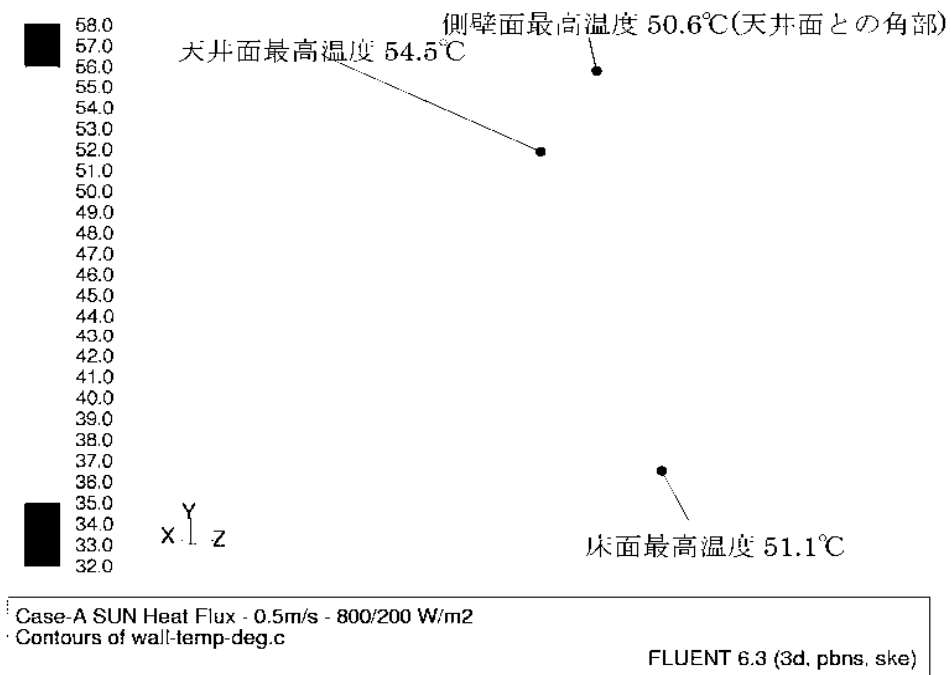


図 1.2-6 コンクリートモジュール内壁表面温度分布 (風速 0.5m/s (参考値))

3) 考察

評価条件、及び評価結果の不確定性に対する検討結果を以下に示す。モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する条件において、評価条件は妥当であると考えられること、モジュール外壁を断熱とする条件とモジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する条件とで評価結果に大きな差異はなく、またいずれも設計基準値を満足していること、評価結果に対する不確定性を考慮しても、設備への影響は無いと考えられることから、本文に記載しているモジュール外壁を断熱とする条件の評価は、コンクリートモジュールの除熱評価として妥当と考える。

① 日射入熱量の条件に事業所外運搬の告示に定める値を使用すること

各都市での夏期の設計用日射量 ($W \cdot h / (m^2 \cdot \text{日})$) を表 1.2-7 に示す。

(空気調和・衛生工学便覧〈第 14 版〉第 17 章 冷暖房負荷 表 17.6 設計用日射量(夏期))

表 1.2-7 各都市夏期の設計用日射量 ($W \cdot h / (m^2 \cdot \text{日})$)

	札幌	東京	福岡
水平面全天	7959	8086	8100
垂直面全天(E)	3752	3486	3511
垂直面全天(W)	3705	3553	3475
垂直面全天(N)	1117	1091	1121
垂直面全天(S)	2527	1798	1598

福島から最も近く、南に位置する東京データでの水平面及び垂直面の日照時間中(5-18 時の 13 時間と想定) の時間平均値を求めると、それぞれ以下の値となる。

・ 水平面： $8086 / 13 = 622 W / m^2$

・ 垂直面平均値： $(3486 + 3553 + 1091 + 1798) / (4 \times 13) = 191 W / m^2$

また、1F 構内での気象観測データにおける、2006 年～2010 年 6～9 月の 5 年間の日射量データのうち、最も積算日射量が高い日の積算日射量を日照時間で割った値は $607 W / m^2$ であり、冷房設計用日射量計算モデル(東京： $622 W / m^2$)による時間平均値を下回る。以上より、事業所外運搬の告示に定める値(水平面： $800 W / m^2$ 、垂直面： $200 W / m^2$)は、保守的な設定値と考えられ、評価に用いることは妥当と考える。

② 日射吸収率

日射入熱量に対するコンクリートの日射吸収率は、日本建築学会「建築設計資料集成」より、明るい色のコンクリートの日射吸収率である 0.6 を用いている。文献により、コ

ンクリートの日射吸収率の数値は若干の違いがあり、空気調和・衛生工学便覧、第 5 編には、コンクリートの日射吸収率は 0.7 程度という記載がある。本評価では、上記のとおり日本建築学会「建築設計資料集成」記載値にて評価を行っているが、日射吸収率を 0.7 程度とした場合においても、表 1.2-8 のとおり設計基準温度を超えることは無い。

また、数年程度ではコンクリート表面色の変化はほぼ無いと考えられるが、仮保管期間が長期にわたる場合は、仮保管された乾式キャスクの表面温度やコンクリートの表面状態等を確認し、除熱機能に影響が無いか今後状態を確認していく。

表 1.2-8 日射吸収率を変えた場合の除熱評価結果（風速 0.5m/s）

（単位：℃）

	外壁断熱	熱の出入りを考慮		設計基準値
		日射吸収率 0.6	日射吸収率 0.7 程度	
排気温度	39.4	38.9	39.3	45
モジュール内 空気平均温度	34.5	34.3	34.4	
天井内面最高温度	52.8	54.5	57.0	65
側壁内面最高温度	53.2	50.6	52.8	
床面最高温度	51.5	51.1	51.3	

③外気による対流伝熱にて考慮する風速について

コンクリート壁面と外気との対流伝熱において、外気の風速を考慮し伝熱量を設定している。外気の風速は、小名浜特別地域気象観測所の観測データより、夏季(6～9 月)の月平均風速の平年値が約 2.2～2.6m/s であることを踏まえ、2m/s と設定し評価を行っている。また、参考として静穏状態の評価もあわせて実施し、除熱評価の評価結果が設計基準温度を満足することを確認している。静穏状態の風速は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説において、

（抜粋）

感度のよい微風向・微風速計では静穏時でも 0.5m/s 以上の風速を示していることが多く、また、静穏時における放射性雲からのガンマ線被曝も極端に高い実測値がえられていないことから、静穏時においても大気による拡散希釈は行われているものと考えられる。

このように記載されていることから、コンクリートモジュールの除熱評価においても、

静穏状態の風速として同指針を参照し、0.5m/sと設定している。なお、風速0.5m/sは1F構内での気象観測データにおける、2006年～2010年6～9月の日照時間中（5時～18時と想定）風速データの約97.5%を包絡する値であり、保守的な設定である。

④ 評価結果の不確定性

コンクリートモジュールの除熱評価における、現状の評価方針について、大きな保守性を有するものではないが、定常的に評価条件を逸脱することはないと考える。また、一時的に本評価条件を超える状態が発生した場合においても、以下の通り設備への影響はないと考える。

・コンクリートモジュールへの影響

コンクリートの設計基準温度は保守的に「コンクリート製原子炉格納容器規格（JSME S NE1-2003）」の定常状態での温度制限値を用いている。同規格において24時間未満の非定常状態における温度制限値は175℃とされており、一時的に65℃以上の温度となったとしても、ただちにコンクリート内の水分の散逸により健全性に影響を与えることは考えにくい。

・キャスク除熱への影響

キャスクの除熱機能の確認のため、キャスク表面に温度センサ及び警報が設置されており、温度上昇が発生した場合には免震重要棟で検知でき、散水などによる外気温度の低下等の速やかな対処が可能である。

なお、キャスクの除熱評価における評価条件は、保守的な崩壊熱（※1）を設定しており、評価の保守性を有している。またキャスクの除熱評価結果は最も設計基準温度に対する余裕が厳しい燃料被覆管においても、26℃以上の裕度を有している。従って、一時的にコンクリートモジュール内温度が45℃を超過したとしても、キャスク各部の設計基準温度を超過する恐れはないと考える。

※1 使用済燃料の軸方向燃焼度分布は中心部分で大きいことを考慮し、燃料の平均燃焼度から求まる崩壊熱より大きい値を設計崩壊熱量とし除熱評価を行っている。

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールの除熱機能

1) 基本的な考え方

コンクリートモジュール内の除熱評価においては、コンクリートモジュール及び輸送貯蔵兼用キャスクを適切にモデル化し、三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて輸送貯蔵兼用キャスク周囲温度、コンクリートモジュールの各部コンクリート温度を評価する。

コンクリートモジュール内に保管されたキャスクの崩壊熱は次の伝熱形態で最終的に外界へ放熱される。

- ③ 使用済燃料から乾式キャスク表面に伝えられた崩壊熱の大部分は、キャスク近傍の空気に対流と伝導により伝達される。崩壊熱の一部については、ふく射及び支持架台を介する伝導によりコンクリートモジュールに伝えられる。
- ④ コンクリートモジュールへ伝わった熱は構造材を介した伝導伝熱及び対流により外界（外気、地中など）に放出される。あるいは、対流と伝導によってモジュール内の空気に伝わり、その自然換気に従って外界に放出される。

本評価は輸送貯蔵兼用キャスク B におけるコンクリートモジュール内の除熱評価であり、輸送貯蔵兼用キャスク A については今後確認を行う。

2) 設計基準

設計基準を表 1.2-9 に示す。

表 1.2-9 設計基準

対象箇所	設計基準	設計基準温度
キャスク周囲温度	乾式キャスク除熱評価のインプット条件となる制限温度	45℃以下
モジュールの コンクリート材	コンクリート材の構造強度が確保される制限温度	65℃以下 ¹⁾

1) 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(JSME S NE1-2003)

3) 評価条件

コンクリートモジュールの除熱評価の解析モデルは以下の通りとする。

- ・ 保管状態のキャスク 1 基を含むコンクリートモジュール及び基礎スラブを解析対象とし、コンクリートモジュール及びキャスク形状の対称性を想定して 1/2 区分を模擬(モデル化)する。(図 1.2-7 参照)
- ・ 輸送貯蔵兼用キャスク B は直径約 2.5m、全長約 5.3m であるが、保守的に形状寸法が大きく流路の圧力損失が大きくなるよう直径約 2.5m、全長約 5.4m の円柱形状で

模擬する。(図 1.2-7 参照)

- ・ 評価に用いる直径約 2.5m、全長約 5.4m の円柱形状のモデルと輸送貯蔵兼用キャスク B の発熱量から求められる熱流束が等しくなるよう、評価に用いる発熱量は、 $15.3\text{kW} \times (\text{直径約 } 2.5\text{m}, \text{全長約 } 5.4\text{m} \text{ の円柱形状のモデルの表面積} / \text{B 型キャスクの表面積})$ とし、 15.9kW とする。
- ・ 解析で模擬しない部分の圧力損失要素として、給排気口に設置するグレーチングと外気が給排気口に流入/流出する際の縮流/拡流の圧力損失を、給排気面を換気流が通過する際に発生する圧力損失として付与する(相当する圧力損失係数の設定)。
- ・ コンクリートモジュール温度を保守的に評価するため、モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とする。また、キャスク上面側のモジュール壁面に設けられる点検扉及び給気口(1 面)は模擬しない。(図 1.2-7 参照) なお、モジュール外壁表面での外気との熱の出入りを考慮した評価については参考資料に示す。

図 1.2-7 に三次元熱流動解析の評価領域を示す。また、評価条件を表 1.2-10 に示す。

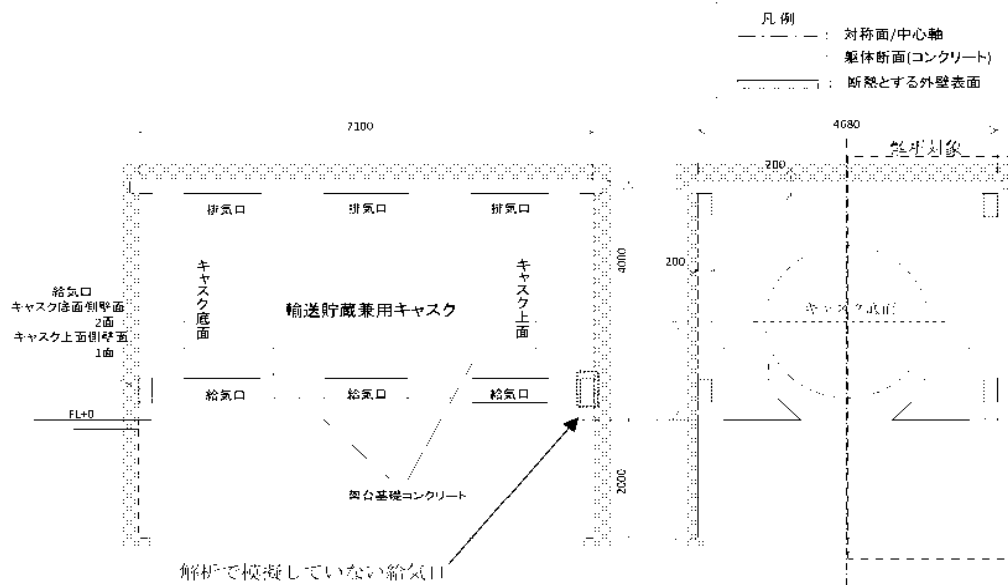


図 1.2-7 三次元熱流動解析の評価領域
(コンクリートモジュール断面(単位:mm))

表 1.2-10 評価条件

項目	評価条件	備考
設計給気温度 (°C)	29.4	小名浜特別地域気象観測所で観測された 2007 年～2011 年の夏季(6 月～9 月)毎正時観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度
発熱量 (kW)	15.9	評価に用いる円柱形状モデルの表面の熱流束が輸送貯蔵兼用キャスク B の表面の熱流速と等しくなる値。 15.3kW×(直径約 2.5m, 全長約 5.4m の円柱形状のモデルの表面積/B 型キャスクの表面積)より設定。キャスク全表面(上面, 側面, 底面)に一樣な熱流束を設定する。

4) 評価方法

三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて、伝導、対流、ふく射が共存する伝熱流動場の支配方程式系を解くことにより、キャスク周囲温度及びコンクリートモジュール温度を評価する。

図 1.2 8 に FLUENT での解析モデル図を示す。

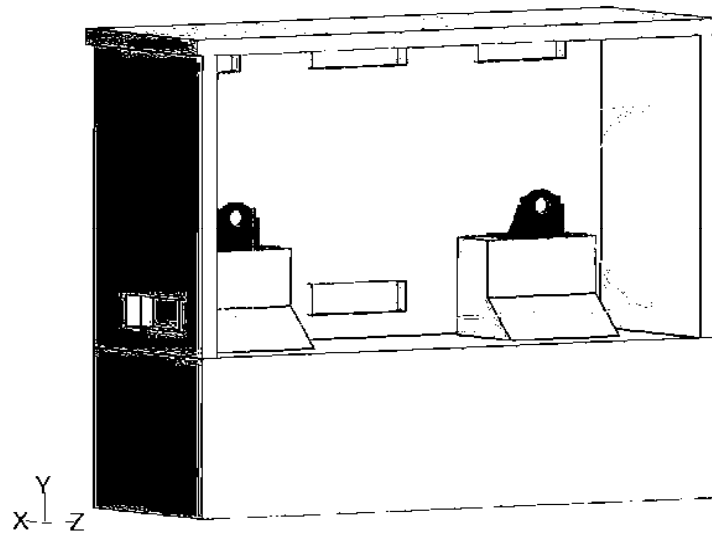


図 1.2-8 コンクリートモジュールの解析モデル図

5) 評価結果

評価結果を以下に示す。

A. 空気温度(キャスク周囲温度及び排気温度)

表 1.2-11 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール内の平均空気温度と排気温度を示す。三次元熱流動解析の結果から、コンクリートモジュール内の平均空気温度は 34.8℃、排気温度は 40.3℃であり、設計基準温度 45℃を満足する。

B. コンクリートモジュールの温度

表 1.2-12 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール最高温度値、図 1.2-9 にコンクリートモジュール内壁表面(天井面、側壁面、床面)及びコンクリート支持架台の温度分布図を示す。

コンクリートモジュールのコンクリート材最高温度は 57.6℃(側壁)となり、設計基準温度 65℃を満足する。

表 1.2-11 三次元熱流動解析による空気温度

(単位：℃)

キャスク型式	項 目	評価結果	設計基準温度
輸送貯蔵兼用 キャスク	コンクリートモジュール内 の平均空気温度	34.8	45
	排気温度	40.3	

表 1.2-12 三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール温度の最高値

(単位：℃)

評価部位	評価結果	設計基準温度
天井面	54.8	65
側壁面	57.6	
床面	50.2	
コンクリート 支持架台	54.7	

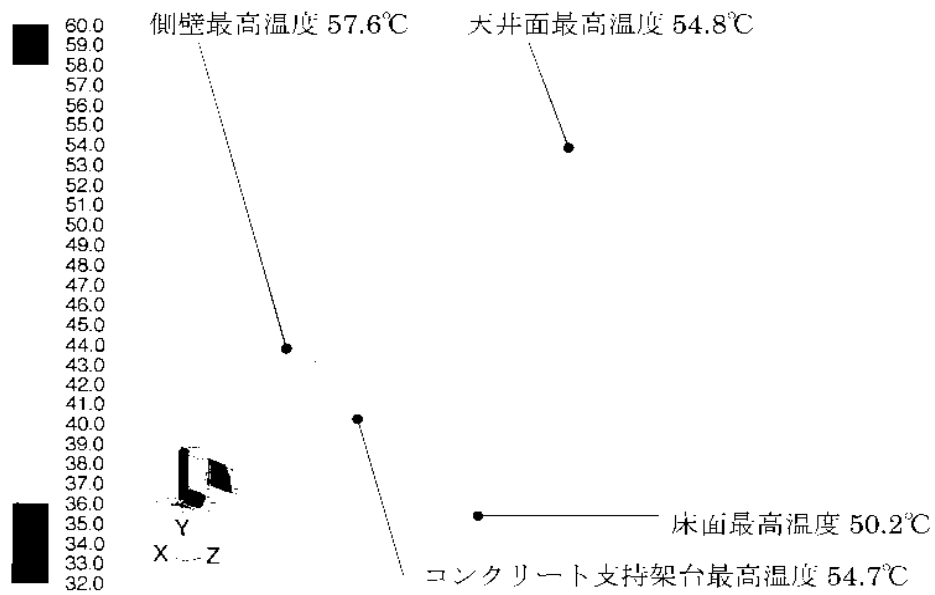


図 1.2-9 コンクリートモジュール内壁表面温度分布

外気との熱の出入りを考慮した除熱評価について（輸送貯蔵兼用キャスク）

コンクリートモジュールの除熱評価においては、モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とし評価を実施している。ここでは、モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮した評価を行い、モジュール外壁表面を断熱とする条件における評価との比較・検討を実施する。なお、床基礎スラブ底面は断熱条件とする。評価条件等は乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールでの除熱評価と同様である。

1) 評価条件

評価条件を表 1.2-13 に示す。評価は、三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて行う。

表 1.2-13 評価条件

	モジュール 外壁断熱	モジュール壁面での 熱の出入りを考慮	備考
設計給気 温度(℃)	29.4	同左	表 1.2-10 評価条件と同一
崩壊熱(kW)	15.9	同左	表 1.2-10 評価条件と同一
日射入熱 (W/m ²)	無し	水平面：800 垂直面：200 (日射吸収率：0.6)	“核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示”，第 14 条，別記第四の 1 の規定を準用
外気による 対流伝熱	無し	風速 2m/s	小名浜の夏季(6～9 月)の月平均風速の平年値 2.2～2.6m/s より
		参考： 風速 0.5m/s	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める静穏状態の風速を参照し設定
外気-外壁間 の輻射伝熱	無し	考慮	—

2) 評価結果

評価結果を表 1.2-14 に示す。また、モジュール壁面での熱の出入りを考慮した評価における、風速 2m/s での評価と、風速 0.5m/s の評価のコンクリートモジュール内壁温度分布図をそれぞれ図 1.2-10、図 1.2-11 に示す（モジュール外壁表面を断熱とする条件での温度分布図は図 1.2-9 参照）。モジュール外壁断熱での評価と比べ、モジュール壁面で

の熱の出入りを考慮した評価では外気への排熱によりコンクリート温度が低くなるが、風速 0.5m/s の評価においては、天井面の入熱量が大きく、天井内面温度が大きくなる傾向にある。モジュール外壁を断熱条件とする場合と、モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する場合いずれも設計基準値を満足する。

表 1.2-14 評価結果

(単位：℃)

	モジュール 外壁断熱	モジュール壁面での 熱の出入りを考慮		設計基準値
		風速 2m/s	風速 0.5m/s (参考値)	
排気温度	40.3	38.6	39.4	45
モジュール内 空気平均温度	34.8	34.3	34.5	
天井内面最高温度	54.8	52.2	55.7	65
屋根面最高温度	—	52.1	59.6	
側壁内面最高温度	57.6	47.9	51.8	
側壁外面最高温度	—	40.6	44.1	
床面最高温度	50.2	49.3	49.6	
コンクリート支持架台	54.7	53.5	53.9	

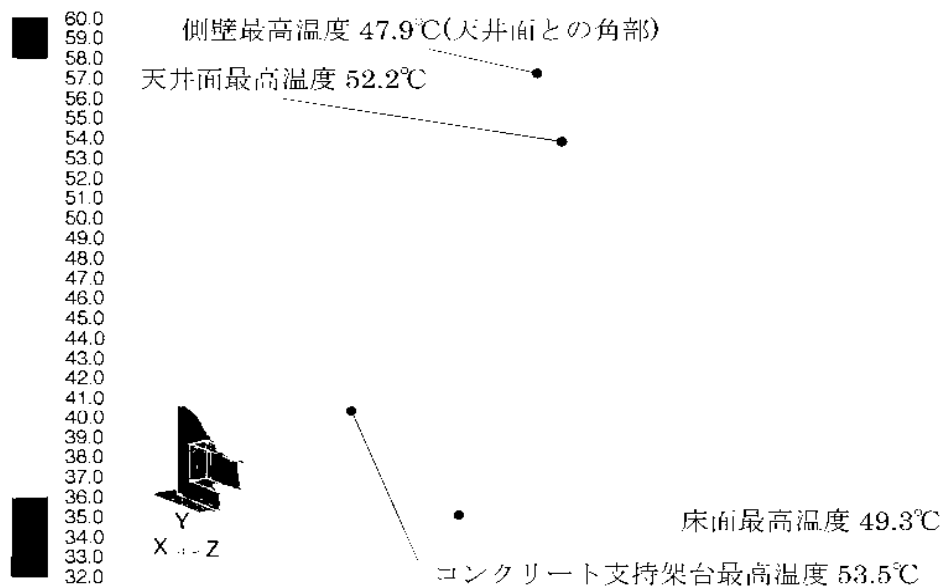


図 1.2-10 コンクリートモジュール内壁表面温度分布(風速 2.0m/s)

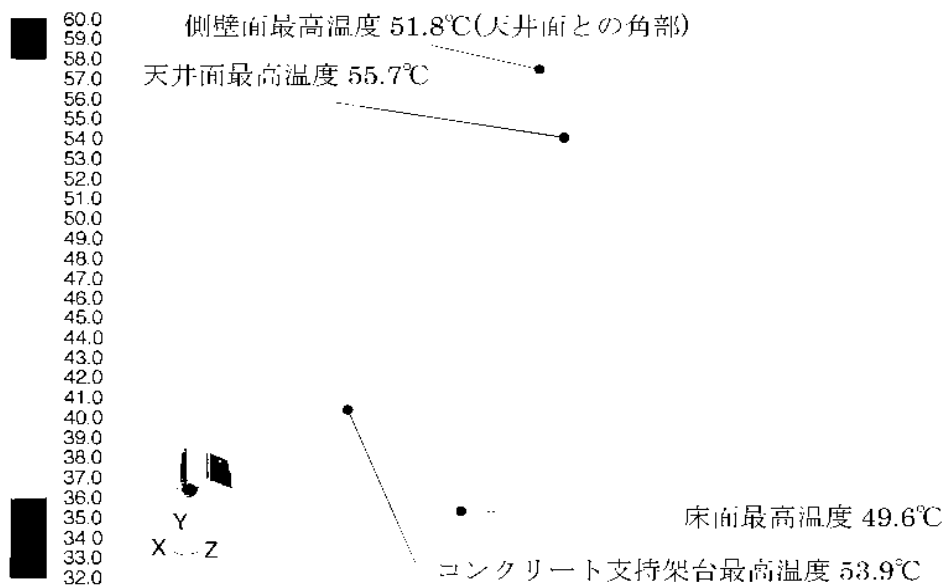


図 1.2-11 コンクリートモジュール内壁表面温度分布 (風速 0.5m/s (参考値))

2 密封機能

2.1 乾式キャスクの密封機能について

(1) 乾式貯蔵キャスク

1) 基本的な考え方

乾式貯蔵キャスクについて、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。そのため以下の配慮を行う。

- ① 蓋部及び蓋部貫通孔のシール部には、金属ガスケットを用い、設計貯蔵期間中の圧力障壁を維持する構造とする。
- ② 乾式貯蔵キャスク本体は堅固な構造であり、蓋部は一次蓋、二次蓋の二重構造である。乾式貯蔵キャスク本体の密封境界は、図 2.1-1 に示すように胴、底板、一次蓋、貫通孔蓋板及び金属ガスケットからなる。また図 2.1-2 に示すように、胴、一次蓋、二次蓋、貫通孔蓋板及び金属ガスケットからなる密封監視圧力境界がある。
- ③ 乾式貯蔵キャスク内部は負圧（密封境界）とし、一次蓋と二次蓋の間は正圧とすることにより圧力障壁を設ける。
- ④ 蓋間空間の圧力を監視することにより、万一いずれかの金属ガスケットに漏えいが生じた場合には、密封機能低下が検出できる。この場合でも乾式貯蔵キャスク内部の負圧は維持され、内部気体が直接大気中に放出されることはない。
- ⑤ 金属ガスケットの構造は、コイルスプリングを内蔵する金属製Ｏリング状ガスケットである。外観はＯリング状で、中心部にあるコイルスプリングと、これを覆う二層の被覆から構成される。

なお、密封評価は大型乾式貯蔵キャスクを代表して評価する。これは大型乾式貯蔵キャスクの金属ガスケットの直径が大きいことから、漏えい孔径が大きくなるためである。

密封評価の評価条件として用いるキャスク内部圧力、蓋間空間圧力、大気圧、キャスク容積、流体温度、内部気体、設計貯蔵期間は添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容と同じ条件である。よって本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

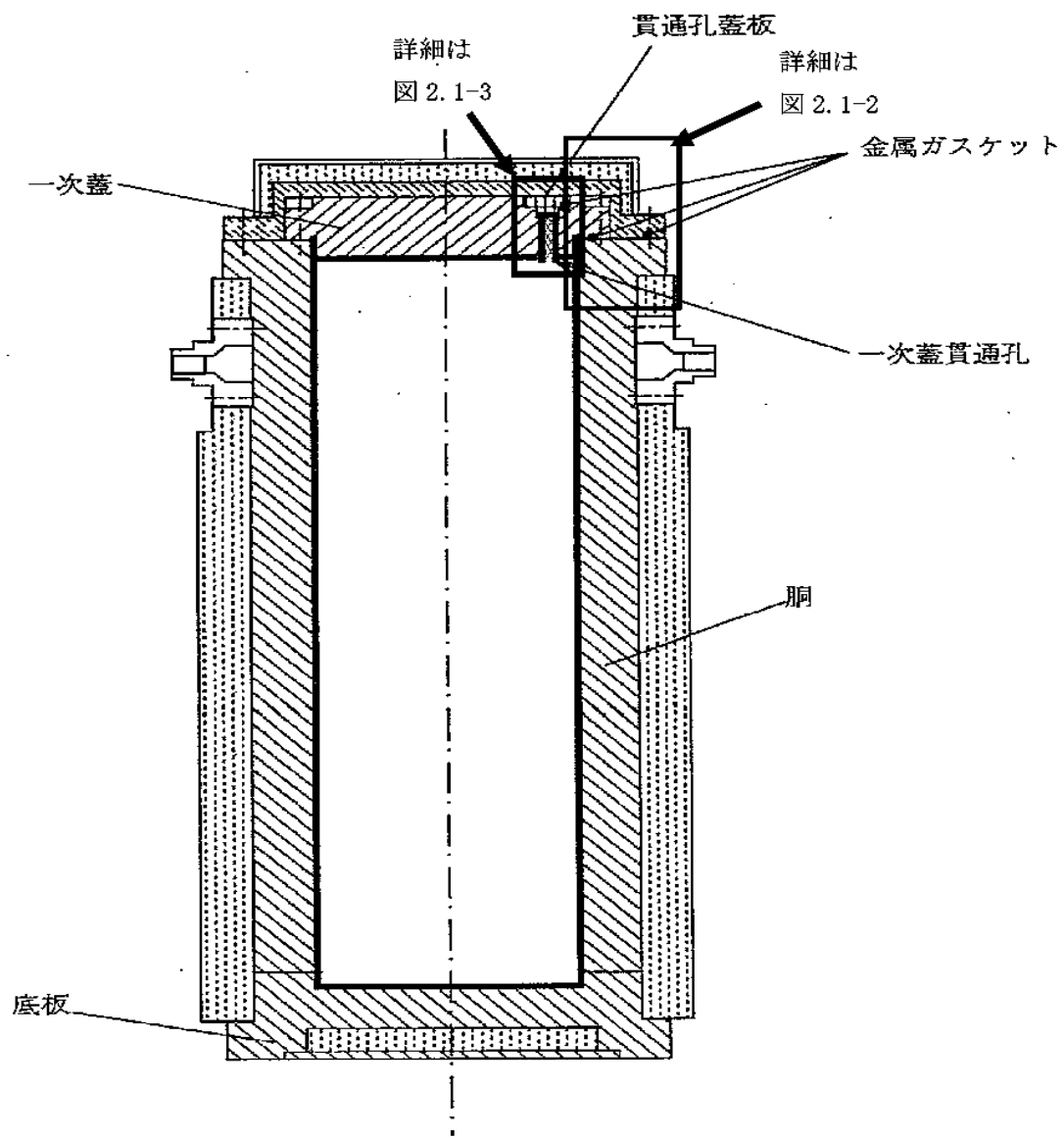


図 2.1-1 乾式貯蔵キャスクの密封構造図

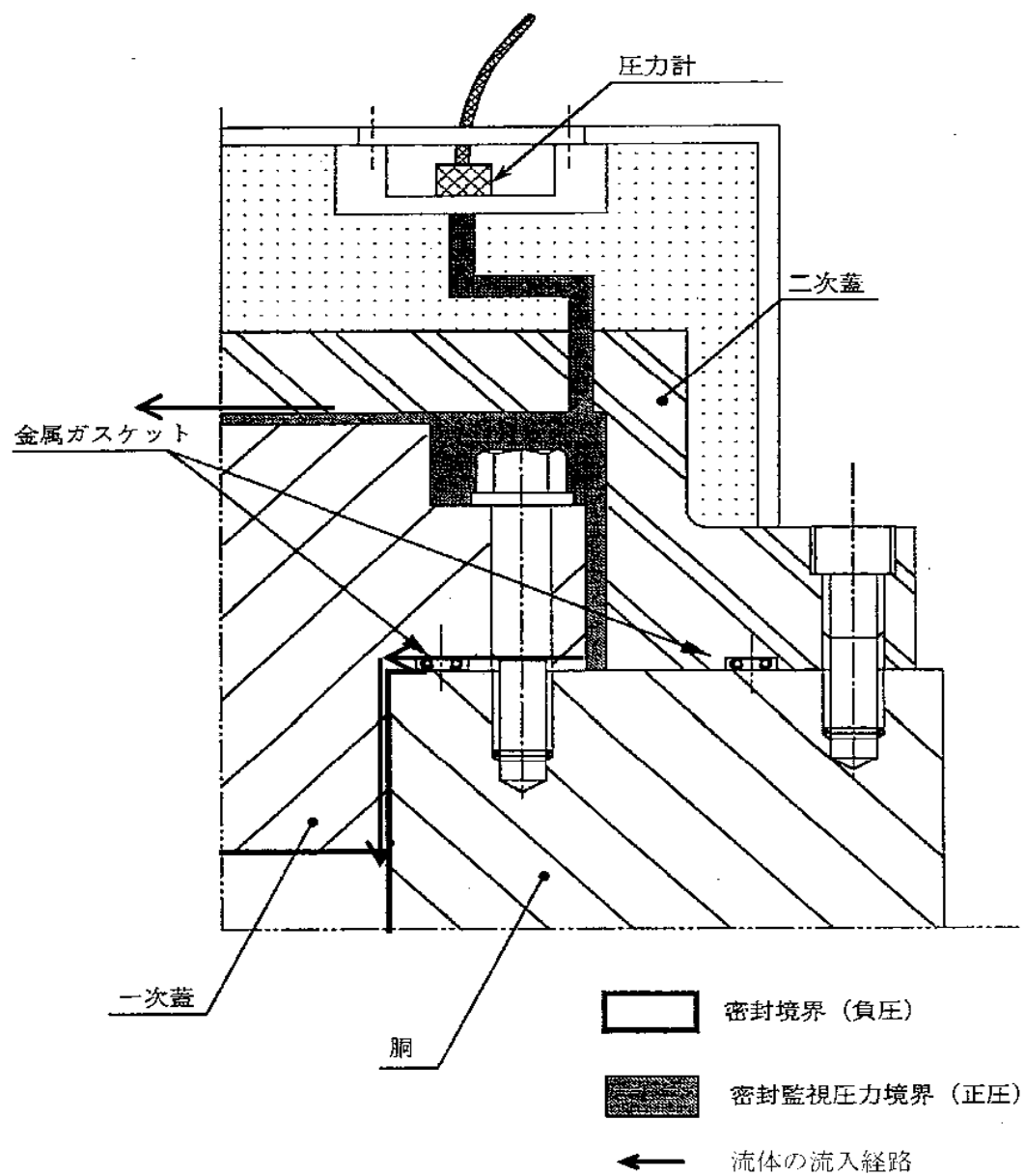


図 2.1-2 乾式貯蔵キャスクの密封部詳細図

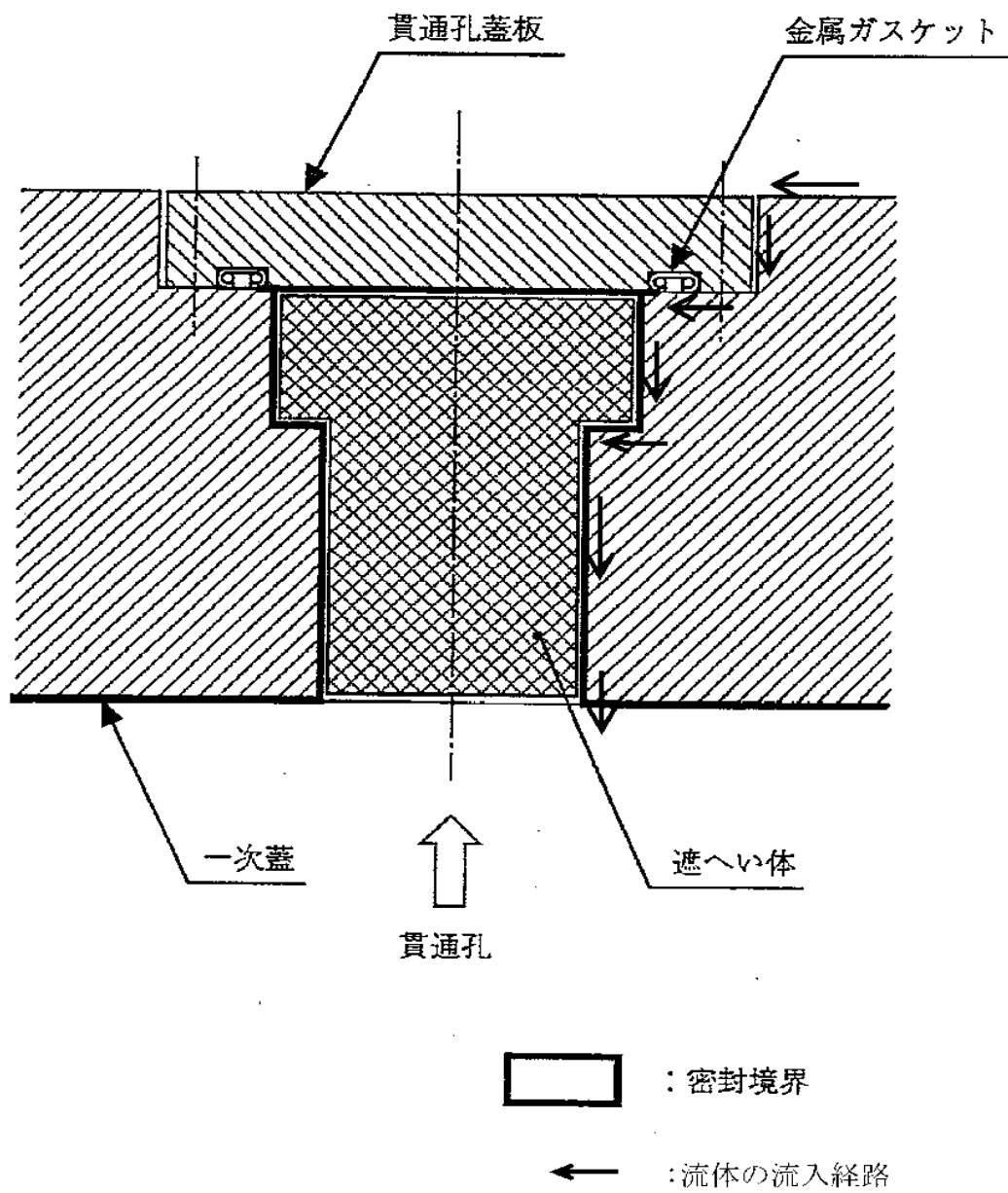


図 2.1-3 乾式貯蔵キャスクの貫通孔蓋板部詳細図

2) 評価基準

貯蔵容器の金属ガスケットの漏えい率が、基準漏えい率以下となること。

3) 評価条件

基準漏えい率を求めるにあたっては、蓋間圧力は一定及び蓋間空間のガスは乾式貯蔵キャスク内部側にのみ漏えいするものとして漏えい計算を行う。また大気圧としては、気象変化による圧力変動を考慮した値 $9.7 \times 10^4 \text{Pa}$ (0.96atm、日本に上陸した平均的な台風の中心気圧¹⁾)とする。

密封評価条件を表 2.1-1 に示す。

表 2.1-1 密封評価条件

項目	評価条件
圧力 (Pa abs)	キャスク内部： 8.1×10^4 (初期) 蓋間空間： 4.1×10^4 (初期) 大気圧： 9.7×10^4
空間容積 (m^3)	キャスク内部：4.0
流体温度 ($^{\circ}\text{C}$)	キャスク内部：240 (今回の熱解析の結果では、キャスクにヘリウムを封入した後の燃料被覆管の温度 174°C がキャスク内部の最高温度であるが、保守的に 240°C を採用する。) シール部：4.5 (小名浜特別地域気象観測所で観測された 2007 年 12 月～2012 年 2 月の冬季(12 月～2 月)毎正時観測データにおける累積出現率が 99%以上となる温度)
内部気体	ヘリウム
設計貯蔵期間 (年)	40

1) 埋科年表、国立天文台 1989

4) 評価方法

① 概要

密封評価では、設計貯蔵期間中にキャスク内部の負圧が維持できる漏えい率を求める。

漏えい率はシールする流体、シール部温度及び漏えい上流側と下流側の圧力に依存する。従って乾式貯蔵キャスクの漏えい計算では、初期値としてある漏えい率を設定し、微小時間ごとに乾式貯蔵キャスク内部圧力の変化とそれによる漏えい率の変化を求め、圧力変化を積分することにより、ある期間経過後の乾式貯蔵キャスク内部圧力を求める。

乾式貯蔵キャスクの密封評価の基準となる基準漏えい率は、設計貯蔵期間中に乾式貯蔵キャスク内部の負圧が維持できる漏えい率として定義される。これは上述の漏えい計算を繰り返して行うことにより、設計貯蔵期間経過後に乾式貯蔵キャスク内部圧力が大気圧となる漏えい率として求める。

なお、基準漏えい率及び漏えい率は一次蓋からの漏えいと貫通孔蓋板からの漏えいの合計の値とする。

② 基準漏えい率計算手順

基準漏えい率の算出フローを図 2.1-4 に示す。

A. 乾式貯蔵キャスクの密封境界の漏えい率 Q_0 を設定する。この漏えい率は使用済燃料の貯蔵開始時のシール部の圧力、温度条件での乾式貯蔵キャスクの密封境界（一次蓋）全箇所からの漏えい率の合計値として設定する。

B. 乾式貯蔵キャスク初期内部圧力 $P_i(0)$ 、この時の漏えい率 $Q(P_i)=Q_0$ による微小時間 dt 後の内部圧力 $P_i(t)$ を、ボイル・シャルルの法則に基づき、以下のように求める。

$$\frac{V_i \cdot dP_i(t)}{T_i} = \frac{Q(P_i) \cdot dt}{T_s} \quad \dots\dots\dots (1)$$

ここで、

$dP_i(t)$ ：乾式貯蔵キャスク内部の圧力変動 (Pa)

P_i ：乾式貯蔵キャスク内部の圧力 (Pa)

V_i ：乾式貯蔵キャスク内部容積 (m^3)

T_i ：乾式貯蔵キャスク内部温度 (K)

$Q(P_i)$ ：漏えい率 ($Pa \cdot m^3/s$)

dt ：微小時間 (s)

T_s ：シール部温度 (K)

C. 新しい乾式貯蔵キャスク内部圧力 $P_i(t)$ による漏えい率 $Q(P_i)$ を求める。

D. 新しい漏えい率 $Q(P_i)$ による微小時間後の乾式貯蔵キャスク内部圧力 $P_i(t)$ を(1)の

式にて求める。

E. C, Dの手順で微小時間ごとに積算（数値積分）することにより，設計貯蔵期間経過後の乾式貯蔵キャスク内部圧力 P_f を求める。

F. P_f が正圧の場合はより小さい漏えい率を，負圧の場合はより大きい漏えい率 Q_0 を設定して，A～Eを繰り返し，設計貯蔵期間経過後の乾式貯蔵キャスク内部圧力が大気圧となる漏えい率 Q_f を求める。

G. Q_f を標準状態（25℃， 1×10^5 Pa）の漏えい率に換算し，基準漏えい率 Q_s とする。

③ 漏えい計算式

前項の漏えい率の計算や基準漏えい率の換算は，流体力学基礎式に基づく以下のクヌッセンの式を用いる。

$$Q = LPa$$

$$L = (F_c + F_m) \cdot (P_u - P_d)$$

$$F_c = \frac{\pi}{128} \cdot \frac{D^4}{a\mu}$$

$$F_m = \frac{\sqrt{2\pi Ro}}{6} \cdot \frac{D^3 \sqrt{T/M}}{aPa}$$

ここで，

F_c ：連続流のコンダクタンス係数（ $m^3/(Pa \cdot s)$ ）

F_m ：自由分子流のコンダクタンス係数（ $m^3/(Pa \cdot s)$ ）

D ：相当漏えい孔径（m）

a ：漏えい孔長（m）

μ ：粘性係数（ $Pa \cdot s$ ）

T ：流体の温度（K）

M ：流体の分子量（kg/mol）

Ro ：気体定数（J/(mol·K)）

L ：圧力 Pa における体積漏えい率（ m^3/s ）

Pa ：流れの平均圧力（Pa）， $Pa = (P_u + P_d) / 2$

P_u ：上流側（蓋間空間）の圧力（Pa）

P_d ：下流側（乾式貯蔵キャスク内部）の圧力（Pa）

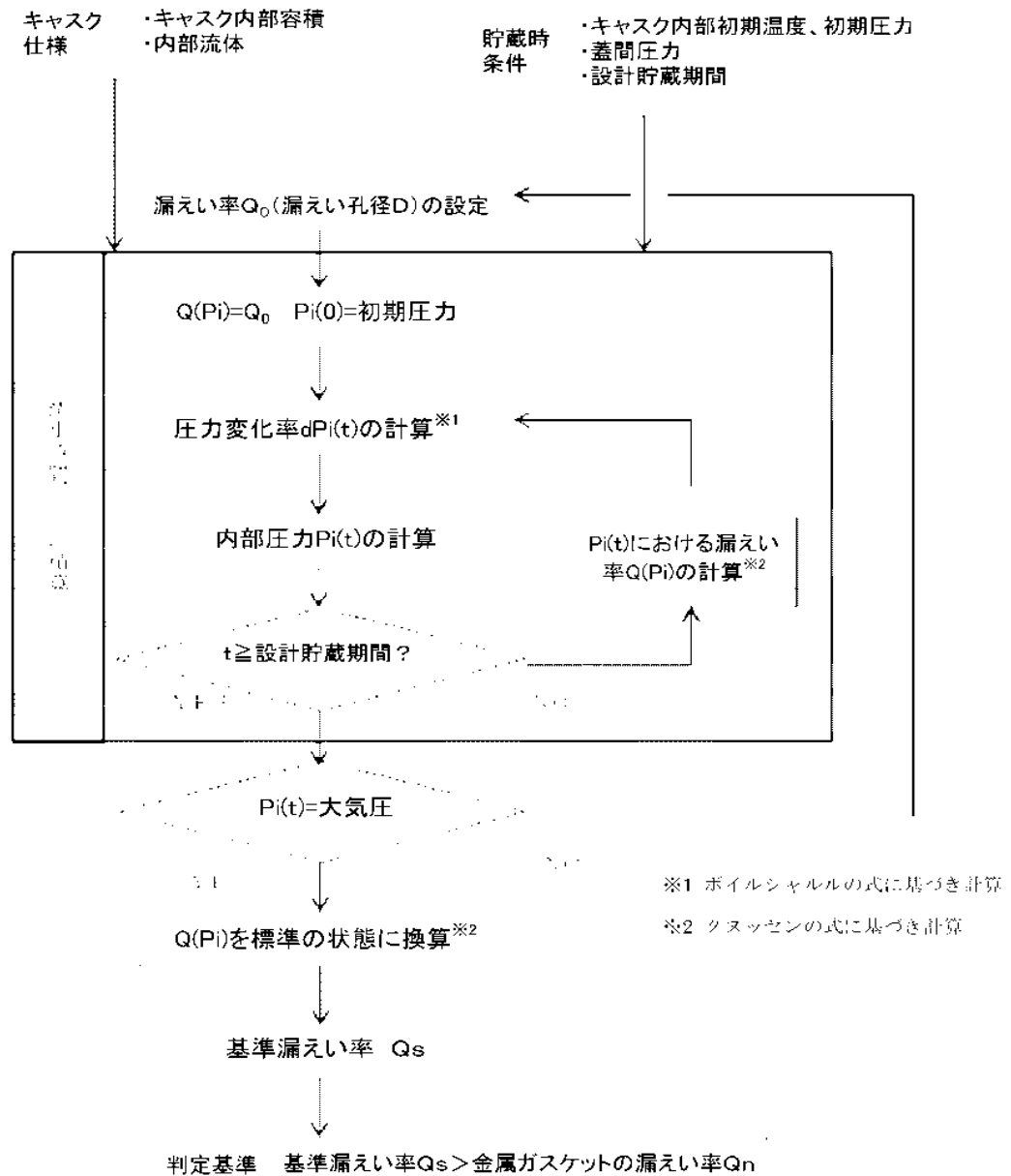


図 2.1-4 漏えい率計算フロー図

5) 評価結果

解析した結果を表 2.1-2 に示す。

乾式貯蔵キャスクの気密漏えい確認の判定基準が基準漏えい率を下回るように設定する。使用する金属ガスケットはこれまで当社で行った気密漏えい確認実績において漏えい率が $1 \times 10^{-6} \text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ オーダーであったものと同型のものを用い、気密漏えい確認において実機の漏えい率が基準漏えい率を下回ることを確認する。

表 2.1-2 密封評価結果

項目	解析結果
基準漏えい率 ($\text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$)	1×10^{-6}

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク A

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3) 輸送貯蔵兼用キャスク B

1) 基本的な考え方

輸送貯蔵兼用キャスク B について、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。そのため以下の配慮を行う。

- ① 蓋部及び蓋部貫通孔のシール部には、金属ガスケットを用い、設計評価期間中の圧力障壁を維持する構造とする。
- ② 輸送貯蔵兼用キャスク B 本体は堅固な構造であり、蓋部は一次蓋、二次蓋の二重構造である。輸送貯蔵兼用キャスク B 本体の密封境界は、図 2.1-5 に示すように本体胴、一次蓋、バルブカバー及び金属ガスケットからなる。また図 2.1-6 に示すように、本体胴、一次蓋、二次蓋、バルブカバー、圧力センサ及び金属ガスケットからなる密封監視圧力境界がある。
- ③ 輸送貯蔵兼用キャスク B 内部は負圧（密封境界）とし、一次蓋と二次蓋の間は正圧とすることにより圧力障壁を設ける。
- ④ 蓋間空間の圧力を監視することにより、万一いずれかの金属ガスケットに漏えいが生じた場合には、密封機能低下が検出できる。この場合でも輸送貯蔵兼用キャスク B 内部の負圧は維持され、内部気体が直接大気中に放出されることはない。
- ⑤ 金属ガスケットの構造は、コイルスプリングを内蔵する金属製Ｏリング状ガスケットである。外観はＯリング状で、中心部にあるコイルスプリングと、これを覆う二層の被覆から構成される。

密封評価の評価条件として用いるキャスク内部圧力、蓋間空間圧力、大気圧、キャスク容積、内部気体、設計評価期間は既存評価書の内容と同じ条件であるが、流体温度は異なっている。

よって本評価結果は既存評価書の内容を引用し、流体温度の影響を考察する。

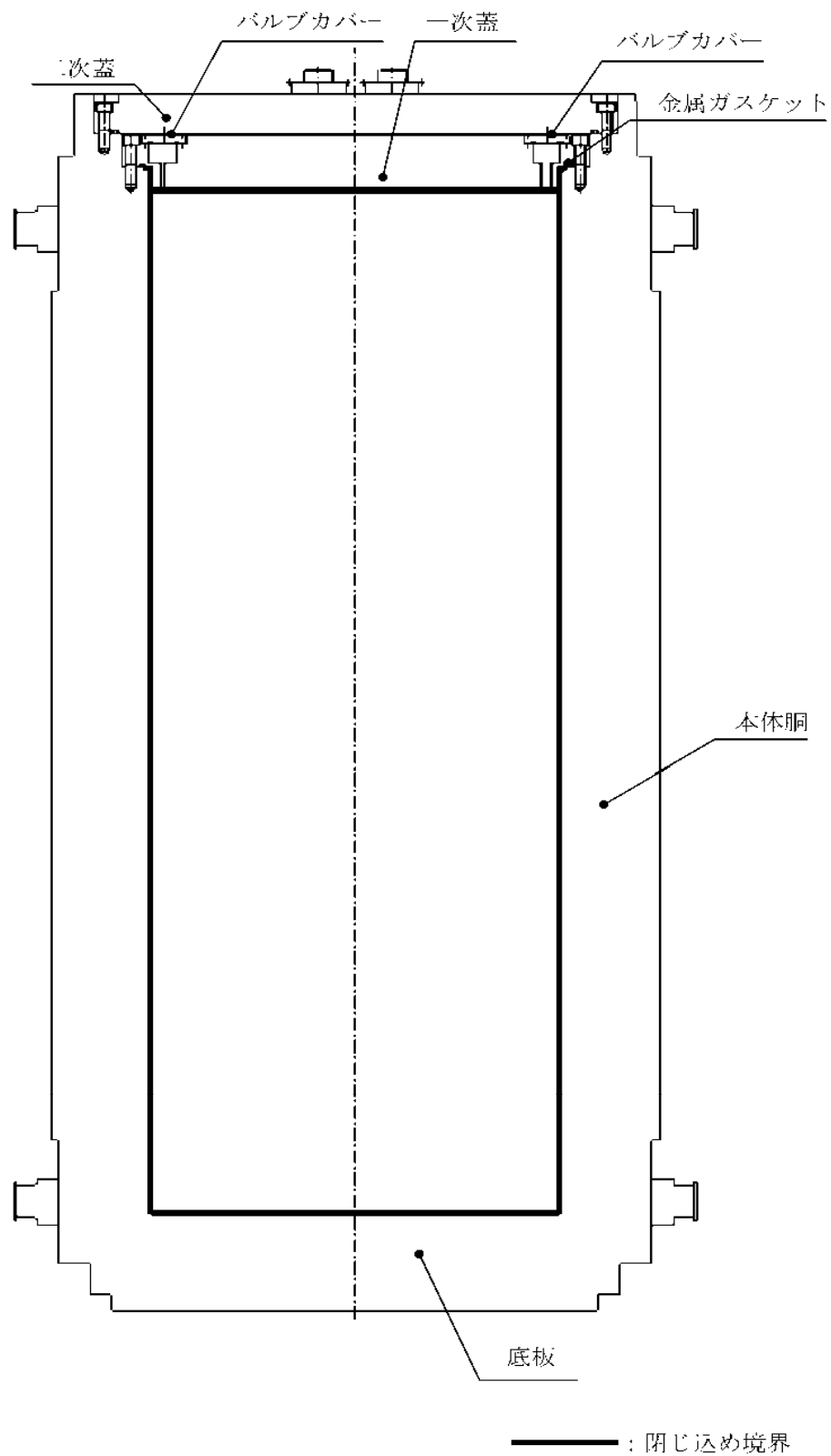


図 2.1-5 輸送貯蔵兼用キャスクの密封構造図

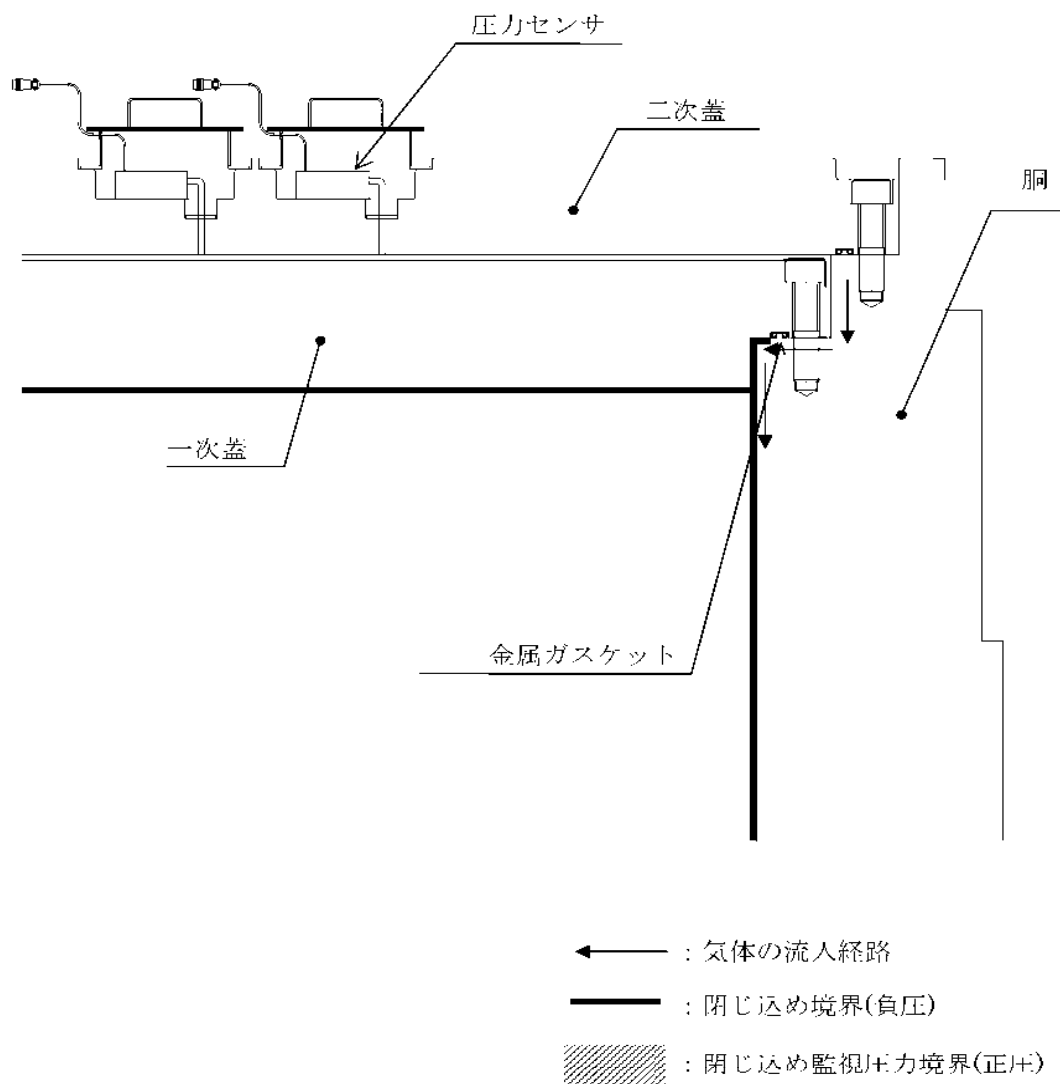


図 2.1-6 輸送貯蔵兼用キャスク B の密封部詳細図

2) 評価基準

貯蔵容器の金属ガスケットの漏えい率が、基準漏えい率以下となること。

3) 評価条件

基準漏えい率を求めるにあたっては、蓋間圧力は一定及び蓋間空間のガスは輸送貯蔵兼用キャスク B 内部側にのみ漏えいするものとして漏えい計算を行う。また大気圧としては、気象変化による圧力変動を考慮した値 $9.7 \times 10^4 \text{ Pa}$ (0.96atm、日本に上陸した平均的な台風の中心気圧¹⁾)とする。

密封評価条件を表 2.1-3 に示す。

表 2.1-3 密封評価条件

項目	評価条件
圧力 (Pa abs)	キャスク内部： 8.0×10^4 (初期) 蓋間空間： 4.1×10^5 (初期) 大気圧： 9.7×10^4
空間容積 (m^3)	キャスク内部：約 6
流体温度 ($^{\circ}\text{C}$)	キャスク内部：259 (1.1(3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱機能の結果から、キャスクにヘリウムを封入した後のキャスク内部の最高温度は燃料被覆管の温度 249°C であるが、既存評価書で行った熱解析の結果 259°C を保守的に採用する。) シール部：22.4 (乾式貯蔵キャスクの密封評価で用いる温度は 4.5°C であるが、既存評価書で実施した密封評価において用いた -22.4°C を保守的に採用する。)
内部気体	ヘリウム
設計評価期間 (年)	60

1) 理科年表、国立天文台 1989

4) 評価方法

① 概要

密封評価では、設計評価期間中にキャスク内部の負圧が維持できる漏えい率を求める。

漏えい率はシールする流体、シール部温度及び漏えい上流側と下流側の圧力に依存する。従って輸送貯蔵兼用キャスク B の漏えい計算では、初期値としてある漏えい率を設定し、微小時間ごとに輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力の変化とそれによる漏えい率の変化を求め、圧力変化を積分することにより、ある期間経過後の輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力を求める。

輸送貯蔵兼用キャスク B の密封評価の基準となる基準漏えい率は、設計評価期間中に輸送貯蔵兼用キャスク B 内部の負圧が維持できる漏えい率として定義される。これは上述の漏えい計算を繰り返して行うことにより、設計評価期間経過後に輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力が大気圧となる漏えい率として求める。なお、基準漏えい率及び漏えい率は一次蓋からの漏えいと一次蓋貫通孔蓋板からの漏えいの合計の値とする。

内部空間の圧力の算定にあたっては、使用済燃料の破損率として、米国の使用済燃料集合体の乾式貯蔵中における漏えい燃料発生率（約 0.01%）と日本の軽水炉における漏えい燃料発生率（約 0.01%以下）を考慮し、保守的な値として 0.1%³⁾を想定する。

- 1) 日本原子力学会標準「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」附属書 J（参考）金属キャスクの密封設計における使用済燃料の破損の仮定

② 基準漏えい率計算手順

基準漏えい率の算出フローを図 2.1-4 に示す。

- A. 輸送貯蔵兼用キャスク B の密封境界の漏えい率 Q_0 を設定する。この漏えい率は使用済燃料の貯蔵開始時のシール部の圧力、温度条件での輸送貯蔵兼用キャスク B の密封境界（一次蓋）全箇所からの漏えい率の合計値として設定する。
- B. 輸送貯蔵兼用キャスク B 初期内部圧力 $P_i(0)$ 、この時の漏えい率 $Q(P_i)=Q_0$ による微小時間 dt 後の内部圧力 $P_i(t)$ を、ポイル・シャルルの法則に基づき、以下のように求める。

$$\frac{V_i \cdot dP_i(t)}{T_i} = \frac{Q(P_i) \cdot dt}{T_s} \quad \dots\dots\dots (1)$$

ここで、

$dP_i(t)$ ：輸送貯蔵兼用キャスク B 内部の圧力変動（Pa）

P_i ：輸送貯蔵兼用キャスク B 内部の圧力（Pa）

V_i : 輸送貯蔵兼用キャスク B 内部容積 (m^3)
 T_i : 輸送貯蔵兼用キャスク B 内部温度 (K)
 $Q(P_i)$: 漏えい率 ($\text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$)
 dt : 微小時間 (s)
 T_s : シール部温度 (K)

- C. 新しい輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力 $P_i(t)$ による漏えい率 $Q(P_i)$ を求める。
 D. 新しい漏えい率 $Q(P_i)$ による微小時間後の輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力 $P_i(t)$ を (1) の式にて求める。
 E. C, D の手順で微小時間ごとに積算 (数値積分) することにより, 設計評価期間経過後の輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力 P_f を求める。
 F. P_f が正圧の場合はより小さい漏えい率を, 負圧の場合はより大きい漏えい率 Q_0 を設定して, A ~ E を繰り返し, 設計評価期間経過後の輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力が大気圧となる漏えい率 Q_f を求める。
 G. Q_f を標準状態 (25°C , $1.01 \times 10^5 \text{ Pa}$) の漏えい率に換算し, 基準漏えい率 Q_s とする。

③ 漏えい計算式

前項の漏えい率の計算や基準漏えい率の換算は, 流体力学基礎式に基づく以下のクヌッセンの式を用いる。

$$Q = LPa$$

$$L = (F_c + F_m) \cdot (P_u - P_d)$$

$$F_c = \frac{\pi}{128} \cdot \frac{D^4}{a\mu}$$

$$F_m = \frac{\sqrt{2\pi Ro}}{6} \cdot \frac{D^3 \sqrt{T/M}}{aPa}$$

ここで,

F_c : 連続流のコンダクタンス係数 ($\text{m}^3/(\text{Pa} \cdot \text{s})$)
 F_m : 自由分子流のコンダクタンス係数 ($\text{m}^3/(\text{Pa} \cdot \text{s})$)
 D : 相当漏えい孔径 (m)
 a : 漏えい孔長 (m)
 μ : 粘性係数 ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)
 T : 流体の温度 (K)
 M : 流体の分子量 (kg/mol)
 Ro : 気体定数 ($\text{J}/(\text{mol} \cdot \text{K})$)
 L : 圧力 Pa における体積漏えい率 (m^3/s)

P_a : 流れの平均圧力 (Pa), $P_a = (P_u + P_d) / 2$

P_u : 上流側 (蓋間空間) の圧力 (Pa)

P_d : 下流側 (輸送貯蔵兼用キャスク B 内部) の圧力 (Pa)

5) 評価結果

解析した結果を表 2.1-4 の基準漏えい率に示す。

設計評価期間中に輸送貯蔵兼用キャスク B 内部の負圧が維持できる漏えい率以下にリークテスト判定基準を設定し、これを満足することにより密封機能が維持される設計となっている。

なお、使用する金属ガスケットは乾式貯蔵キャスクで用いている金属ガスケットと同等である。

表 2.1-4 密封評価結果

項目	基準漏えい率 (Pa・m ³ /s)	リークテスト判定基準 (Pa・m ³ /s)
金属ガスケットの漏えい率	2.4×10^{-6}	1.6×10^{-6}

3 遮へい機能

3.1 乾式キャスクの遮へい機能

(1) 乾式貯蔵キャスクの遮へい機能

1) 基本的な考え方

遮へい設計に当たっては、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

- ① 乾式貯蔵キャスクはガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。
- ② ガンマ線遮へい材は主にキャスク構造体（胴、底板、一次蓋、二次蓋等）であり、鍛造炭素鋼等で構成される。
- ③ 中性子遮へい材は、水素を多く含有するレジンで構成される。

乾式貯蔵キャスクには収納する使用済燃料の体数が異なる中型と大型の2種類の乾式貯蔵キャスクがあり、中型と大型の乾式貯蔵キャスクそれぞれについて評価する。

乾式貯蔵キャスクの遮へい解析フローを図 3.1-1 に示す。この中で評価条件として用いる使用済燃料仕様、乾式貯蔵キャスク仕様、線源強度及び解析モデル等は添付資料 2 「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容と同じ条件である。よって、本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

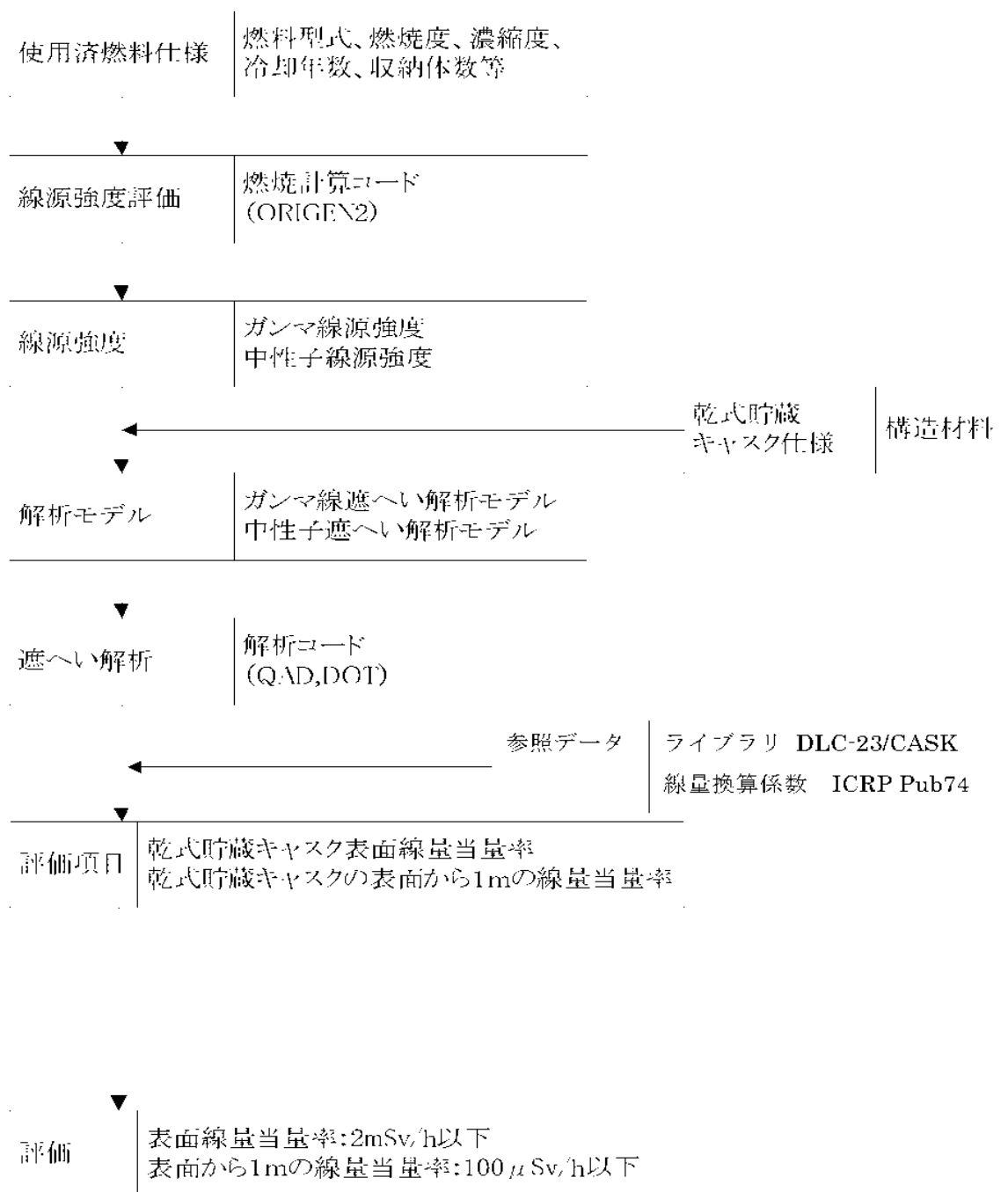


図 3.1-1 乾式貯蔵キャスクの遮へい解析フロー

2) 設計基準

乾式貯蔵キャスクの設計基準は、事業所内運搬に係る法令「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（昭和 53 年 12 月 28 日通商産業省令第 77 号）第 13 条を適用し、表 3.1-1 のとおりとする。

表 3.1-1 設計基準

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

	設計基準
乾式貯蔵キャスク 表面	2000 以下
乾式貯蔵キャスク 表面より 1m	100 以下

3) 設計条件

①遮へい厚さ

乾式貯蔵キャスクの遮へい厚さを表 3.1-2 に示す。なお、遮へい厚さは大型・中型ともに同じ厚さである。

表 3.1 2 遮へい厚さ

(単位：mm)

	低合金鋼	ステンレス鋼	レジン
半径方向	260	—	106/170 ^{注1}
蓋 方 向	295	90	140
底 方 向	305	—	150

注 1：図 3.1-2 のようにレジンをういた中性子遮へい領域の厚さは場所によって違うため 2 つの値を併記した。

②線源条件

8×8 燃料、新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち最も厳しい線源条件となる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料について評価する。燃料収納条件を表 3.1-3 に示す。乾式貯蔵キャスクの収納物の線源条件を中型、大型それぞれ表 3.1-4、表 3.1-5 に示す。

表 3.1-3 燃料収納条件

	燃料仕様		
	8×8 燃料	新型 8×8	新型 8×8 ジルコニウムライナ
最高燃焼度 (MWd/tU)	30,000	33,500	36,500
最低冷却期間 (年)	13	13	13

表 3.1-4 線源条件 (中型キャスク)

項 目	線源条件
平均燃焼度 (MWd/t)	36,500
初期濃縮度 (%)	約 3.0
冷却期間 (年)	13
収納体数 (体)	37

表 3.1-5 線源条件 (大型キャスク)

項 目	線源条件
平均燃焼度 (MWd/t)	36,500
初期濃縮度 (%)	約 3.0
冷却期間 (年)	13
収納体数 (体)	52

③線源強度及びエネルギー

A. ガンマ線源強度

使用済燃料のガンマ線源強度の計算はORIGEN2コードにより行う。

得られたガンマ線源強度を中型、大型それぞれ表 3.1-6, 表 3.1-7 に示す。

表 3.1-6 ガンマ線源強度 (中型キャスク)

エネルギー 群	平均エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	線源強度 (ph/s)
1	0.375	0.30 — 0.45	5.991×10^{11}
2	0.575	0.45 — 0.70	2.619×10^{16}
3	0.850	0.70 — 1.0	1.567×10^{15}
4	1.25	1.0 — 1.5	9.238×10^{11}
5	1.75	1.5 — 2.0	2.766×10^{13}
6	2.25	2.0 — 2.5	5.429×10^{10}
7	2.75	2.5 — 3.0	5.208×10^9
8	3.50	3.0 — 4.0	6.783×10^8

表 3.1-7 ガンマ線源強度 (大型キャスク)

エネルギー 群	平均エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	線源強度 (ph/s)
1	0.375	0.30 — 0.45	8.420×10^{11}
2	0.575	0.45 — 0.70	3.681×10^{16}
3	0.850	0.70 — 1.0	2.202×10^{15}
4	1.25	1.0 — 1.5	1.298×10^{15}
5	1.75	1.5 — 2.0	3.887×10^{13}
6	2.25	2.0 — 2.5	7.630×10^{10}
7	2.75	2.5 — 3.0	7.319×10^9
8	3.50	3.0 — 4.0	9.533×10^8

使用済燃料の構造材の放射化による線源強度を中型，大型それぞれ表 3.1-8，表 3.1-9 に示す。

表 3.1-8 構造材の放射化によるガンマ線源強度（中型キャスク）

	Co-60 強度 (decay/s)
上部タイプレートハンドル部	5.259×10^{11}
上部タイプレートグリッド・上部端栓部	6.558×10^{12}
上部プレナム部	2.640×10^{13}
下部端栓・下部タイプレート部	1.270×10^{13}

表 3.1-9 構造材の放射化によるガンマ線源強度（大型キャスク）

	Co-60 強度 (decay/s)
上部タイプレートハンドル部	7.390×10^{11}
上部タイプレートグリッド・上部端栓部	9.216×10^{12}
上部プレナム部	3.710×10^{13}
下部端栓・下部タイプレート部	1.784×10^{13}

B. 中性子線源強度

使用済燃料の中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を中型，大型それぞれ表 3.1-10，表 3.1-11 に示す。また計算で使用する中性子エネルギースペクトルを表 3.1-12 に示す。

表 3.1-10 中性子線源強度（中型キャスク）

	中性子線源強度 (n/s)
1 次中性子源	自発核分裂によるもの
	(α , n) 反応によるもの
	合 計
増倍効果を考慮した全中性子線源強度	

表 3.1-11 中性子線源強度（大型キャスク）

	中性子線源強度 (n/s)
1 次中性子源	自発核分裂によるもの
	(α , n) 反応によるもの
	合 計
増倍効果を考慮した全中性子線源強度	

表 3.1 12 中性子エネルギースペクトル

エネルギー群	上限エネルギー (MeV)	スペクトル
1	1.492×10^1	5.72×10^{-1}
2	1.220×10^1	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^1	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^0	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^0	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^0	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^0	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^0	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^0	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^0	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^0	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^0	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^{-1}	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^{-1}	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^{-4}	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^{-4}	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^{-4}	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^{-5}	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^{-5}	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^{-6}	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^{-6}	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-7}	1.20×10^{-10}

4) 評価方法

①中性子遮へい計算（2次ガンマ線を含む）

中性子遮へい計算は DOT コードにより遮へい体を透過した中性子の線束を計算し、乾式貯蔵キャスク表面及び表面から 1m の線量率を求める。

また、2 次ガンマ線の効果についても DOT コードを用いて中性子が遮へい体内で吸収される際に発生する 2 次ガンマ線の線束を計算し、乾式貯蔵キャスク表面及び表面から 1m の線量率を求める。

中性子遮へいの解析モデルを図 3. 1-2, 3 に示す。解析モデルは、乾式貯蔵キャスクの実形状を考慮してモデル化する。乾式貯蔵キャスク上部及び下部のトランニオン周辺については中性子遮へい材の遮へい厚さが他の部分より少ないため、図 3. 1-4 に示した詳細モデル（中型・大型共通）を使用する。

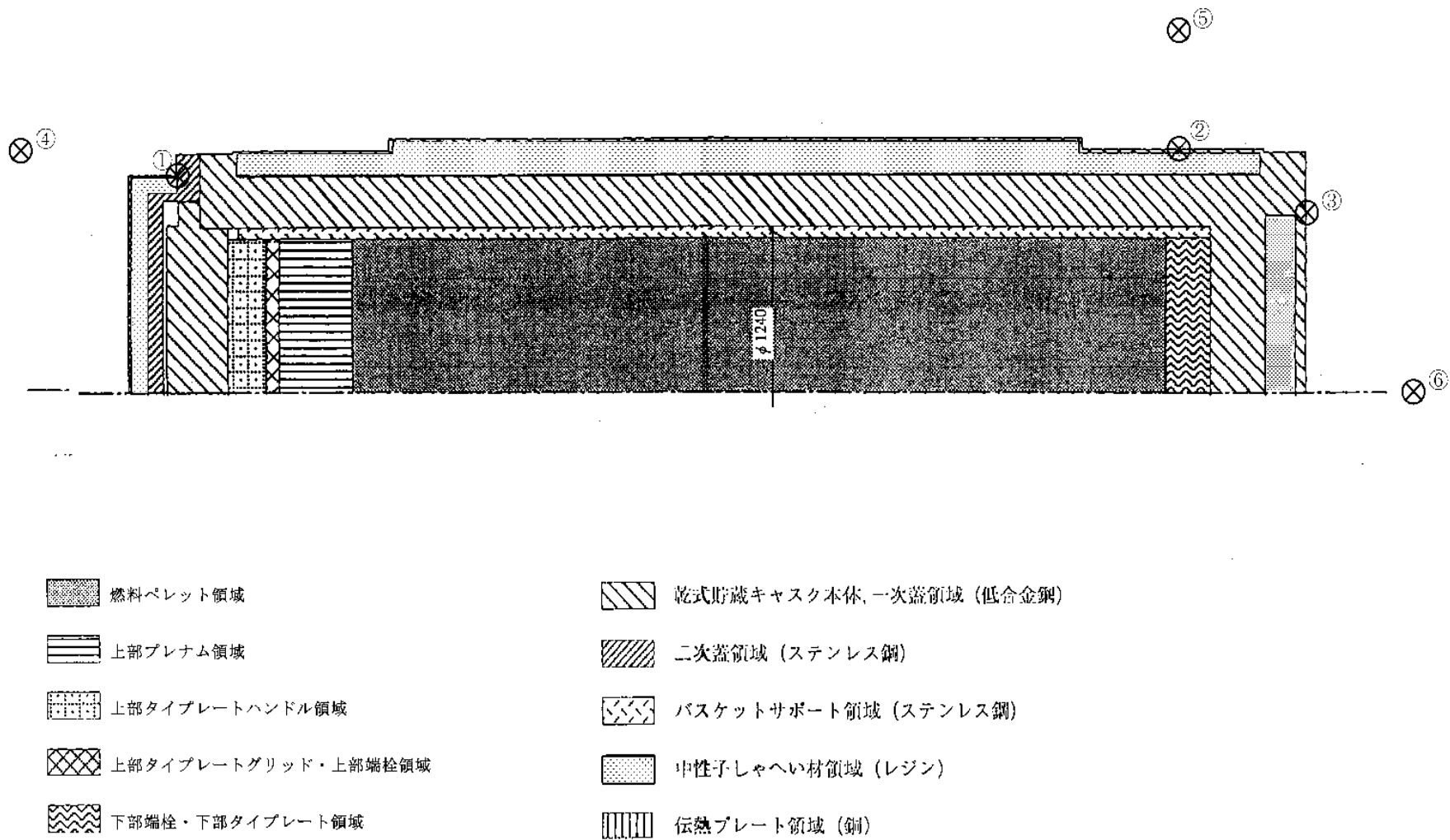
ライブラリとしては、DLC-23/CASK データを用い、線量率への変換は ICRP Pub 74 に従う。

②ガンマ線遮へい計算

ガンマ線遮へい計算は QAD コードにより遮へい体を透過したガンマ線の線束を計算し、乾式貯蔵キャスク表面及び表面から 1m の線量率を求める。

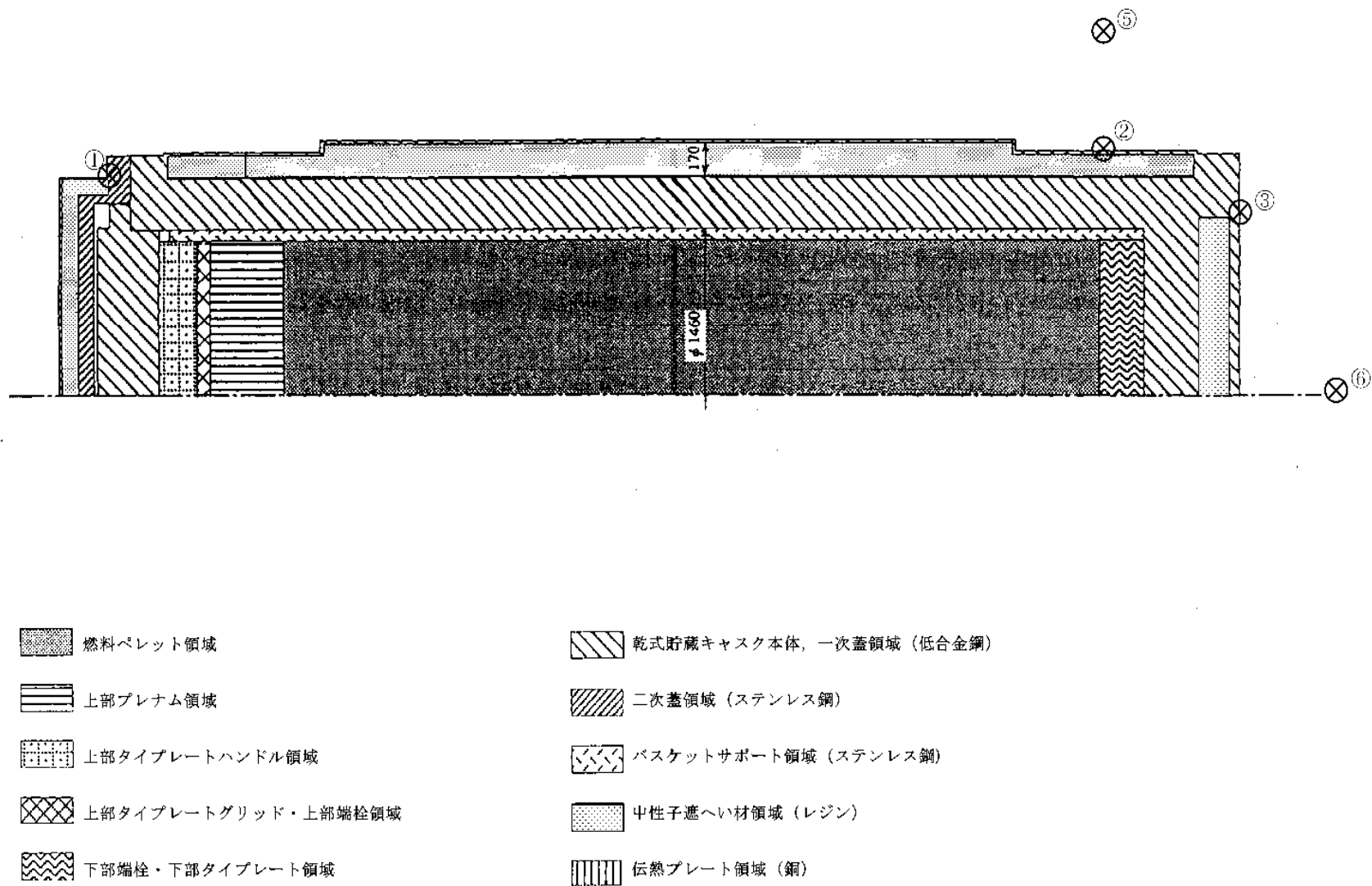
ガンマ線遮へいの解析モデルを図 3. 1-5, 6 に示す。解析モデルは、乾式貯蔵キャスクの実形状を考慮してモデル化する。

線量率への変換は ICRP Pub 74 のデータを用いる。



(単位: mm)

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスク中性子遮へい解析モデル (中型キャスク)



(単位: mm)

図 3.1-3 乾式貯蔵キャスク中性子遮へい解析モデル (大型キャスク)

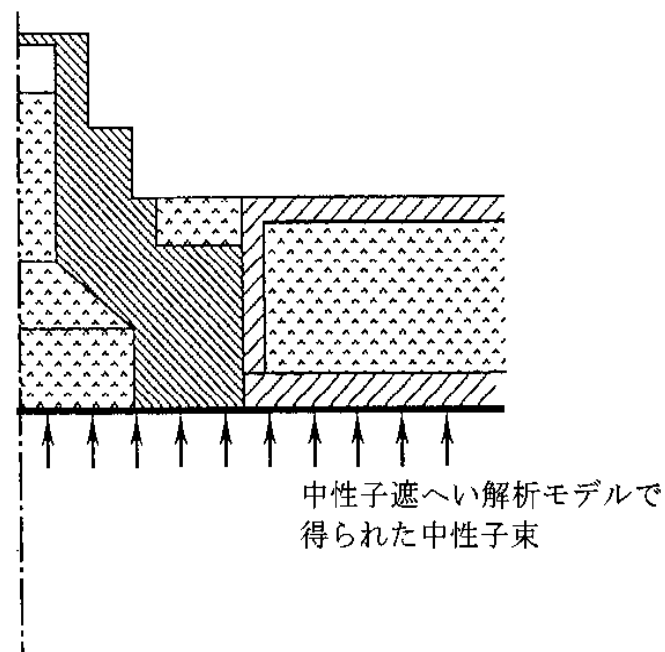
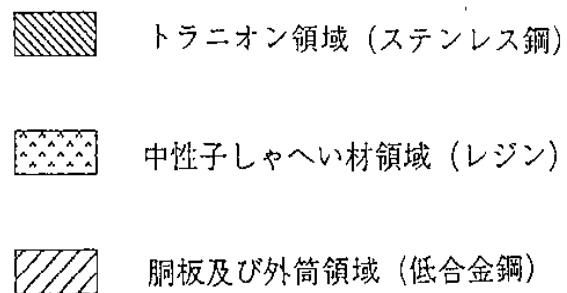


図 3.1-4 乾式貯蔵キャスクトラニオン部の中性子しゃへい解析モデル（中型キャスク・大型キャスク共通）

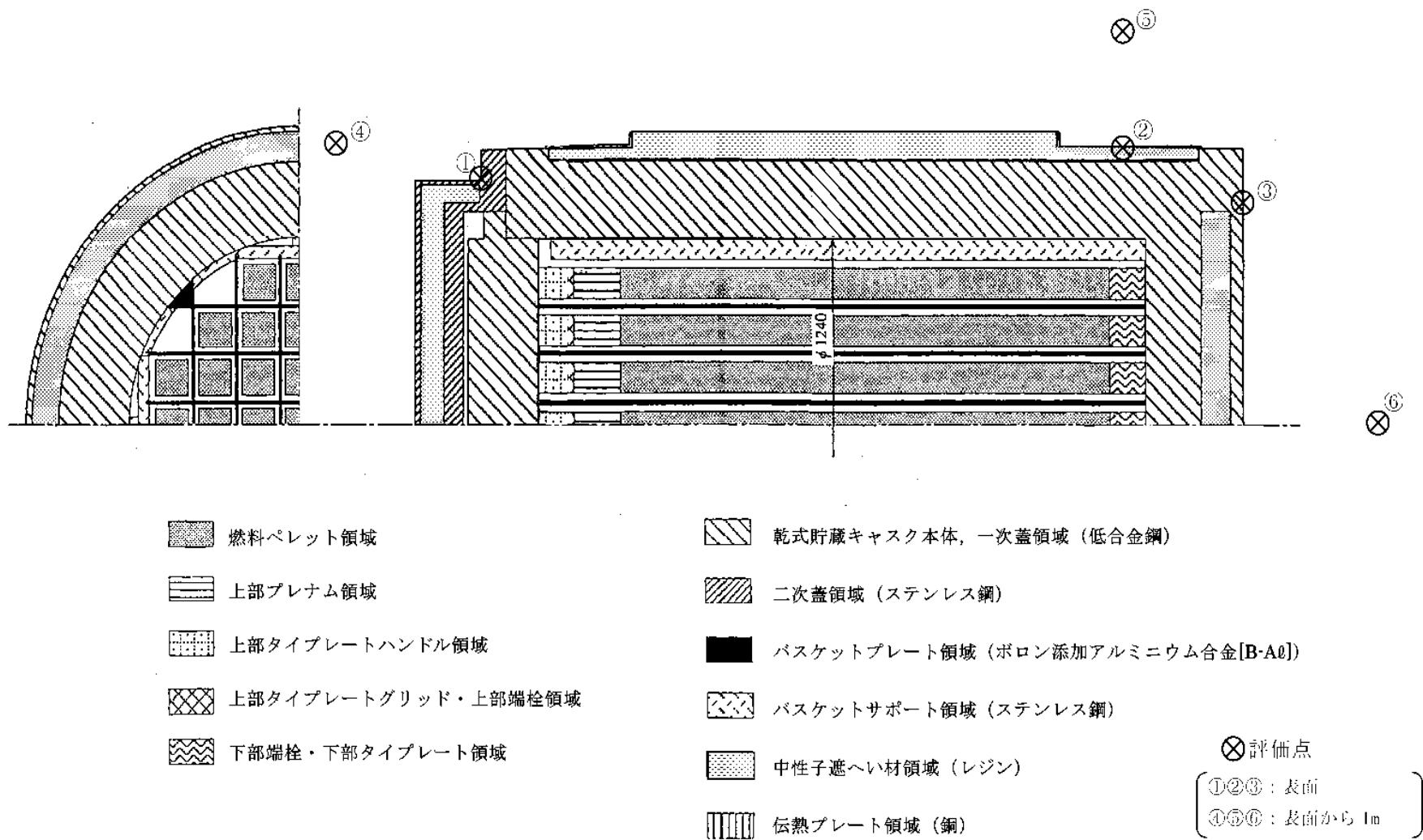
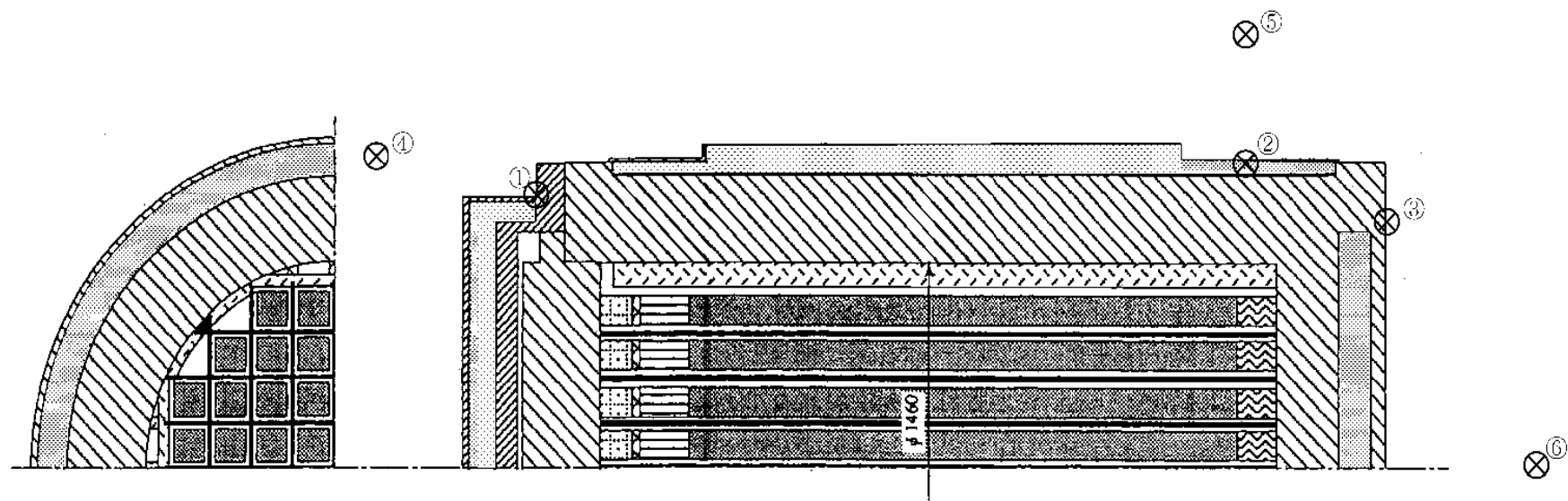


図 3.1-5 乾式貯蔵キャスクガンマ線遮へい解析モデル（中型キャスク）



- | | |
|--|--|
|  燃料ペレット領域 |  乾式貯蔵キャスク本体、一次蓋領域（低合金鋼） |
|  上部プレナム領域 |  二次蓋領域（ステンレス鋼） |
|  上部タイプレートハンドル領域 |  バスケットプレート領域（ボロン添加アルミニウム合金[B・Al]） |
|  上部タイプレートグリッド・上部端栓領域 |  バスケットサポート領域（ステンレス鋼） |
|  下部端栓・下部タイプレート領域 |  中性子遮へい材領域（レジン） |
| |  伝熱プレート領域（銅） |

⊗ 評価点

①②③：表面
④⑤⑥：表面から 1m

（単位：mm）

図 3.1 6 乾式貯蔵キャスクガンマ線遮へい解析モデル（大型キャスク）

5) 評価結果

乾式貯蔵キャスクの評価結果を中型、大型それぞれ表 3.1-13, 表 3.1-14 に示す。なお、評価結果は半径方向、蓋方向及び底方向における線量率の最大値を示している。

本表に示すとおり、乾式貯蔵キャスクは中型・大型ともに設計基準値を満足している。

半径方向（評価点②）が計算結果のうち最大であるのは、中性子遮へい材であるレジンが他の領域に比べて少ないトラニオン部であり中性子線の線量率が高いことによる。

なお使用済燃料を乾式貯蔵キャスクに収納する場合は、収納する使用済燃料の燃焼度が 36500MWd/t 以下であることを確認する。

表 3.1-13 線量率の計算結果（中型キャスク）

（単位： $\mu\text{Sv/h}$ ）

	表 面			表面から 1m		
	蓋方向	半径方向	底方向	蓋方向	半径方向	底方向
評価点	①	②	③	④	⑤	⑥
計 算 結 果	300	1101	117	5	78	18
設計基準値	2000			100		

表 3.1-14 線量率の計算結果（大型キャスク）

（単位： $\mu\text{Sv/h}$ ）

	表 面			表面から 1m		
	蓋方向	半径方向	底方向	蓋方向	半径方向	底方向
評価点	①	②	③	④	⑤	⑥
計 算 結 果	371	1189	131	6	80	22
設計基準値	2000			100		

燃焼解析に用いるコード (ORIGEN2) について

(1) 概要

ORIGEN2 コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発された炉内中性子束の 1 点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり、輸送キャスクの崩壊熱計算等に広く利用されている。

(2) 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射エネルギー等が求められる。
- ② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し、中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており、任意に選択できる。
- ③ 計算結果は、放射化生成物、アクチニド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ (崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と (α, n) 反応により発生する中性子源強度等) に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

(3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.1-7 に示す。

(4) 使用実績

ORIGEN2 コードは、輸送キャスク、核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている¹⁾。

(5) 検証方法

汎用コードの導入評価¹⁾ が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証²⁾ が実施されていることが確認されている。

1) A. G. Croff, “ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIALMETHOD”, CCC 371 (1987)

2) (社) 日本原子力学会 “原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

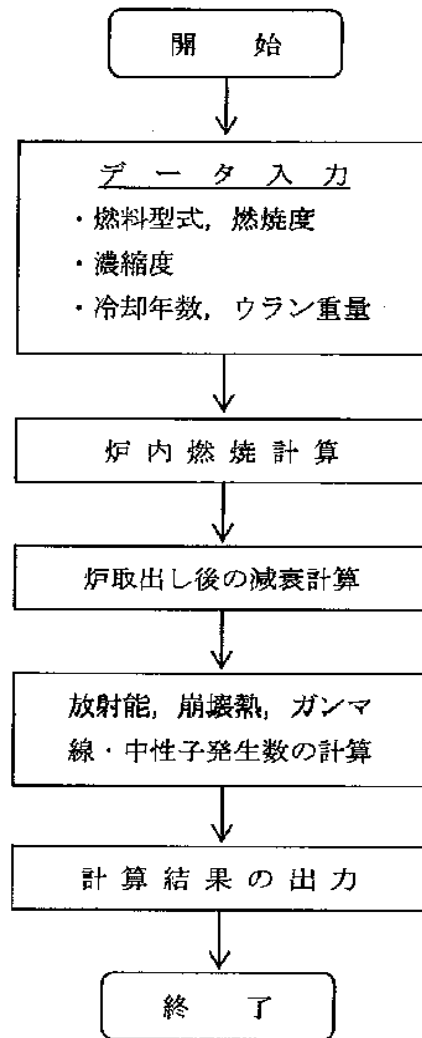


図 3.1-7 ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは、遮へい解析に際して以下の機能を有する。

- ① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり、放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。
- ② DOT コードは、二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 3.1-8 に示す。

（４）使用実績

DOT コードは、原子力施設の遮へい計算に広く用いられており、輸送キャスクの遮へい解析に豊富な実績がある。

（５）検証

汎用コードの導入評価¹⁾が実施されていることを確認。

大型実験/ベンチマーク試験による検証²⁾が実施されていることを確認。

1) W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276, 1978 年 10 月

2) (社)日本原子力学会 “中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

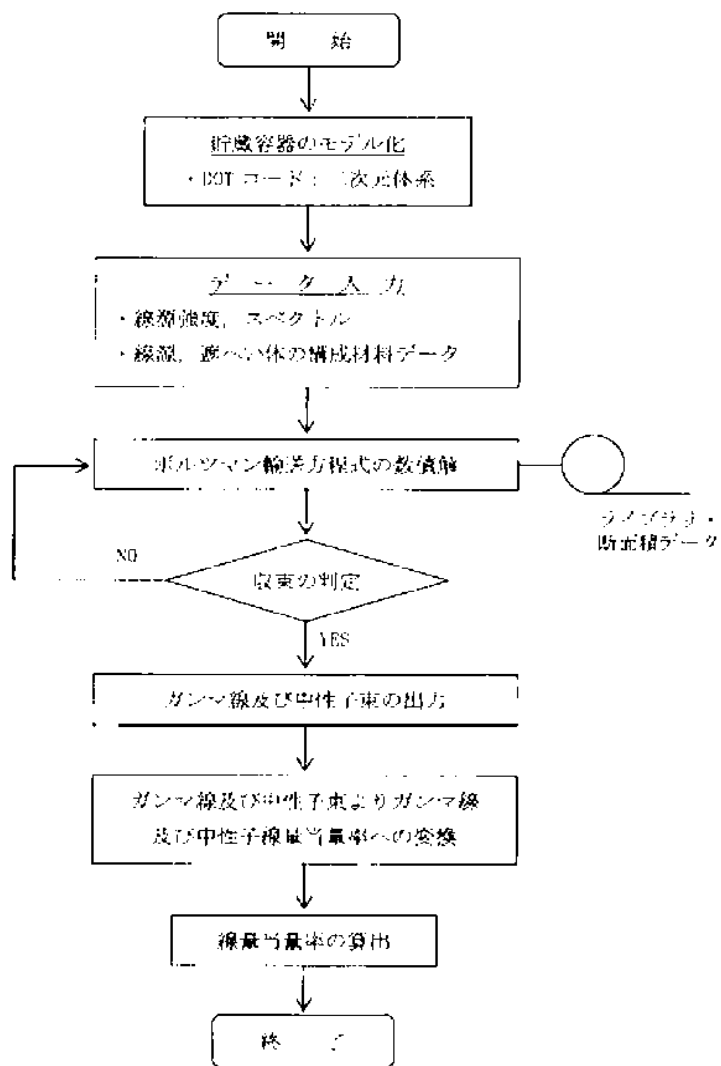


図 3.1-8 DOT コードの解析フロー図

遮へい解析に用いるコード (QAD コード) について

(1) 概要

QAD コードは米国 Los Alamos National Laboratory で開発された点減衰核積分法に基づくコードであり、遮へい体内での高速中性子及びガンマ線の透過を計算できる。

QAD コードは公開コードであり、使用済燃料輸送キャスクの遮へい解析等に広く利用されている。

(2) 機能

QAD コードは、遮へい解析に際して以下の機能を有する。

- ① 線源は角柱、円柱、あるいは球形の形状で表すことができる。
- ② 遮へい体領域は二次元線、あるいは角柱、球形等の組み合わせにより記述することが可能であり、三次元問題まで取り扱うことができる。
- ③ 計算は人力で指定した検出点について行われ、結果は同じく人力で指定される種々の形に表すことができる。

(3) 解析フロー

QAD コードの解析フローを図 3.1-9 に示す。

(4) 使用実績

QAD コードは、使用済燃料輸送キャスクのガンマ線遮へい解析に豊富な実績を有する。

(5) 検証

ベンチマーク試験による検証¹⁾が実施されていることを確認。

1) (社)日本原子力学会 “ガンマ線遮蔽設計ハンドブック”，1988 年 1 月

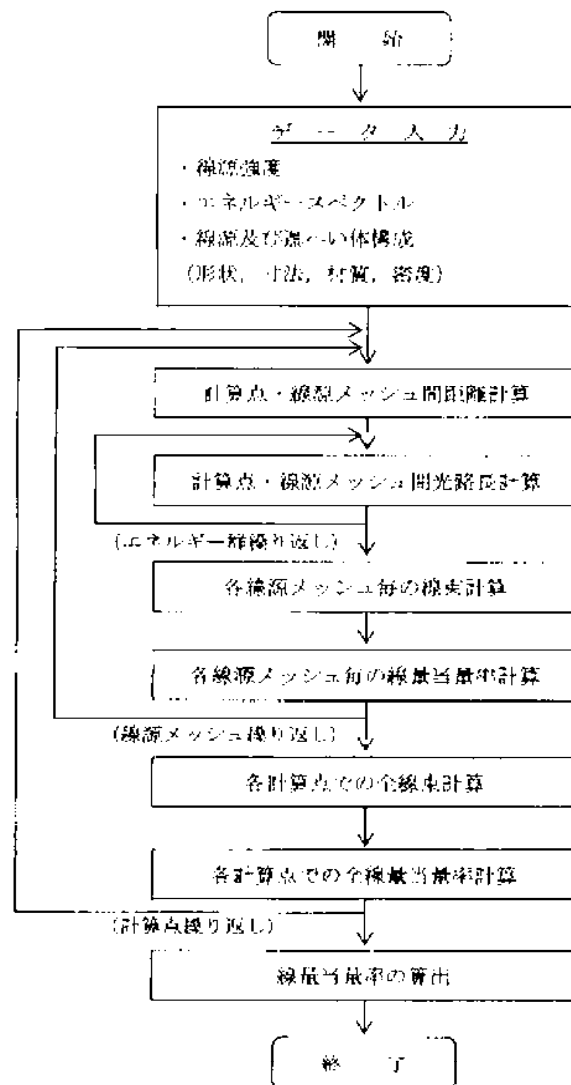


図 3.1-9 QAD コードの解析フロー図

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク A の遮へい機能

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の遮へい機能

1) 基本的な考え方

遮へい設計に当たっては、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

- ① 輸送貯蔵兼用キャスク B はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。
- ② ガンマ線遮へい材には、十分な厚みを有する鋼製の材料を用いる。
- ③ 中性子遮へい材は、水素を多く含有するレジンで構成される。

輸送貯蔵兼用キャスク B の遮へい解析フローは、図 3.1-1 に示す乾式貯蔵キャスクの遮へい解析フローと同様である。この中で評価条件として用いる使用済燃料仕様、輸送貯蔵兼用キャスク B の仕様、線源強度及び解析モデル等は添付資料 2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容と同じ条件である。よって、本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

2) 設計基準

輸送貯蔵兼用キャスク B の設計上の基準は、輸送貯蔵兼用キャスク B 表面の線量当量率が 2 mSv/h 以下及び輸送貯蔵兼用キャスク B 表面から 1m の線量当量率が 100 μ Sv/h 以下とする。

3) 設計条件

①遮へい厚さ

輸送貯蔵兼用キャスク B の評価において考慮する遮へい材の厚さを表 3.1-15 に示す。

表 3.1-15 遮へい厚さ

(単位：cm)

	炭素鋼 ステンレス鋼	レジン
半径方向 (軸方向中央部)	約 26	約 14
蓋 方 向 (径方向中央部)	約 29	約 9
底 方 向 (径方向中央部)	約 29	約 11

②線源条件

輸送貯蔵兼用キャスク B の収納物の線源条件を表 3.1-16 に示す。配置制限に従い、輸送貯蔵兼用キャスク B の中心領域に最高燃焼度燃料を配置し、外周領域には平均燃焼度燃料を配置する条件とする。

表 3.1-16 線源条件

燃料集合体の種類		新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料
初期濃縮度 (wt%)		約 2.9
燃焼度	平均燃焼度 (MWd/t)	34,000
	最高燃焼度 (MWd/t)	40,000
冷却期間 (年)		18

③線源強度及びエネルギー

A. ガンマ線源強度

使用済燃料の燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。エネルギー群構造は, DLC-23/CASK ライブラリのガンマ線 18 群構造に振り分けたものを用いる。また, 使用済燃料の構造材の放射化によるガンマ線源強度には, 構造材中に含まれる Co を考慮する。

B. 中性子線源強度

使用済燃料の燃料有効部の中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。

それぞれの線源強度を表 3.1-17 に示す。また, 中性子エネルギースペクトルを表 3.1-18 に示す。

表 3.1-17 使用済燃料の線源強度

線種		線源強度
ガンマ線源強度	燃料有効部	$8.949 \times 10^{16} \text{ (s}^{-1}\text{)}$
	構造材の放射化	$1.290 \times 10^{11} \text{ (Bq)}$
中性子線源強度		$1.415 \times 10^{19} \text{ (s}^{-1}\text{)}$

表 3.1-18 中性子エネルギースペクトル

エネルギー群	上限エネルギー (eV)	スペクトル ^(b)
1	1.492×10^7	5.72×10^{-1}
2	1.220×10^7	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^7	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^6	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^6	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^6	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^6	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^6	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^6	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^6	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^6	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^6	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^5	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^5	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^3	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^2	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^2	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^1	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^1	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^0	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^0	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-1}	1.20×10^{-10}

注) ^{239}Pu の核分裂スペクトルを DLC-23/CASK ライブラリの中性子
22 群構造に振り分けたものである。

4) 評価方法

輸送貯蔵兼用キャスク B の遮へい解析においては、遮へい材の最小厚さを考慮し、輸送貯蔵兼用キャスク B の実形状を軸方向断面に二次元でモデル化する。輸送貯蔵兼用キャスク B の遮へい解析モデルを図 3.1-10 に示す。なお、上部と下部のトラニオン周辺と二次蓋に設ける圧力監視装置部については、当該部近傍の線束から、遮へい評価を行う。遮へい計算はガンマ線、中性子共に DOT コードにより遮へい材を透過したガンマ線及び中性子の線束を計算し、輸送貯蔵兼用キャスク B 表面及び表面から 1m の線量当量率を求める。また、二次ガンマ線の効果についても DOT コードにより中性子が遮へい材内で吸収される際に発生する二次ガンマ線の線束を計算し、輸送貯蔵兼用キャスク B 表面及び表面から 1m の線量当量率を求める。ライブラリとしては、DLC-23/CASK データを用いて線量当量率への変換は ICRP Pub. 74 に従う。

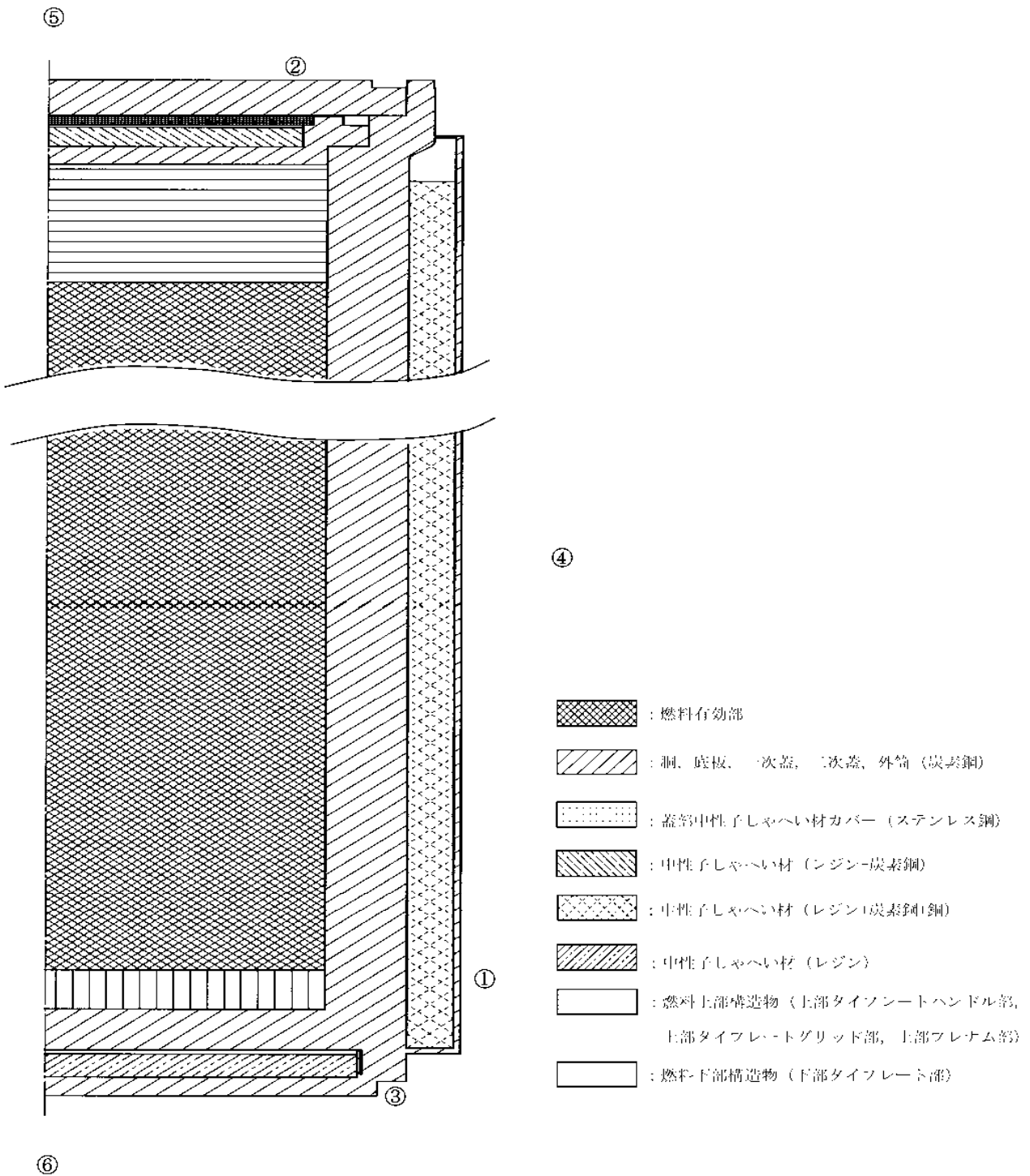


図 3.1-10 輸送貯蔵兼用キャスク B 遮へい解析モデル

5) 評価結果

輸送貯蔵兼用キャスク B の評価結果を表 3.1-19 に示す。なお、評価結果は半径方向、蓋方向及び底方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり、輸送貯蔵兼用キャスク B は設計基準値を満足している。

表 3.1-19 線量当量率の評価結果

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

	表面			表面から 1m		
	側部	蓋部	底部	側部	蓋部	底部
評価点	①	②	③	④	⑤	⑥
評価結果	1108	820	291	78	75	81
設計基準値	2000			100		

4 臨界防止機能

4.1 乾式キャスクの臨界防止機能について

(1) 乾式貯蔵キャスクの臨界防止機能について

1) 基本的考え方

乾式貯蔵キャスクの臨界防止に当たっては、想定されるいかなる場合にも使用済燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- ①使用済燃料を収納するバスケットは格子構造として、使用済燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- ②バスケットの材料には、中性子を吸収するボロン添加アルミニウム合金等を使用する。

乾式貯蔵キャスクの臨界防止機能について、使用済燃料仕様、乾式貯蔵キャスク仕様及び解析モデル等は添付資料-2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容から変更はない。よって、本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

2) 設計基準

実効増倍率は想定されるいかなる場合も 0.95 以下であること。

3) 評価条件

乾式貯蔵キャスクの臨界解析は、KENO-VIコードを使用する。図 4.1-1、図 4.1-2 に臨界解析モデルを示す。実効増倍率を大きく見積もるため、評価条件を下記の通りとした。

- ・評価は 8×8 燃料、新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち、濃縮度の高い新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料について行う。
- ・新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料の使用期間を通じての炉心内装荷状態での最大無限増倍率は 1.23 程度であるが、保守的に炉心内装荷状態での無限増倍率を 1.30 とする。
- ・キャスク内部については燃料有効長部には水が存在するとし、燃料有効長以外の領域及びキャスク外部は真空とする。
- ・乾式貯蔵キャスクの外側は、境界条件として完全反射体で無限個の乾式貯蔵キャスクが接触して配列しているものとする。
- ・使用済燃料がキャスクの中心寄りに配置された状態とする。
- ・バスケット板厚は製造公差を考慮した最小値とする。
- ・バスケット孔寸法は製造公差を考慮した最小値とする。
- ・バスケットプレート材料のボロン添加アルミニウム合金中のボロン 10 含有量は、製造下限値に余裕をみた値とした。

4) 評価方法

乾式貯蔵キャスクの実効増倍率は、燃料棒単位セル計算により求まる燃料集合体平均の核定数を用い、乾式貯蔵キャスクの実形状をモデル化し、臨界解析コードを使用して求める。臨界解析の評価フローを参考資料の図 4.1-3 に示す。

5) 評価結果

乾式貯蔵キャスクについて臨界解析の結果は、表 4.1-1 に示すとおり実効増倍率は設計基準を満足している。

表 4.1-1 臨界解析結果

キャスクタイプ	実効増倍率*	設計基準値
乾式貯蔵キャスク(中型)	0.83 (0.825)	0.95
乾式貯蔵キャスク(大型)	0.83 (0.824)	0.95

※モンテカルロ計算の統計誤差 3σ を考慮した値
(括弧内は統計誤差を考慮しない値)

図 4.1-1 臨界解析モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))

図 4.1-2 臨界解析モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

臨界解析に用いるコード（KENO-VI）について

(1) 概要

KENO-VIコードは、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり、輸送キャスクの臨界解析などに利用されている。

(2) 機能

KENO-VIコードは、臨界解析に際して以下の機能を有している。

- ① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため、どのような物理的問題にも適用できる。なお、統計的な手法を用いるため、計算結果には統計誤差が付随する。
- ② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-VIコードの解析フローを図 4.1-3 に示す。

(4) 使用実績

KENO-VIコードは、国内外で輸送キャスクの臨界解析をはじめ、核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバットル研究所（パシフィックノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験¹⁾の中から3種類の臨界体系をベンチマーク試験として選び、検証を行った。

1) S. R. Bierman, D. D. Clayton, and B. M. Durst, "Critical Separation between Sub-critical Clusters of 2.35wt% ²³⁵U Enriched UO₂ Rods in Water with Fixed Neutron Poisons," PNL-2438, Battel Pacific Northwest Laboratories, 1977

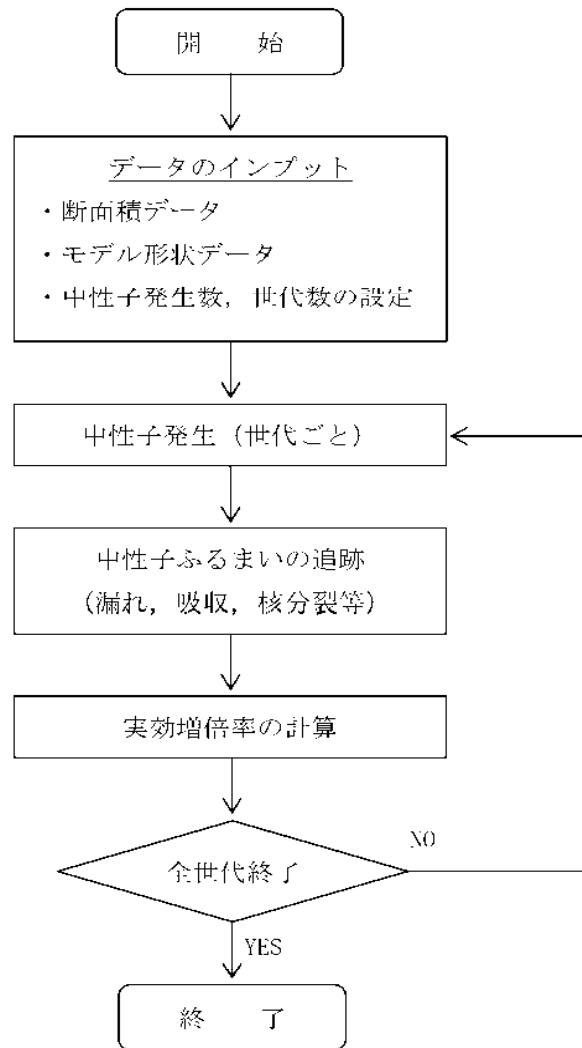


図 4.1-3 臨界解析フロー

(2) 輸送貯蔵兼用キャスクの臨界防止機能について

1) 基本的考え方

輸送貯蔵兼用キャスクの臨界防止に当たっては、想定されるいかなる場合にも使用済燃料が臨界に達することを防止するために以下のとおり設計する。

- ① 使用済燃料を収納するバスケットは格子構造として、使用済燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- ② 輸送貯蔵兼用キャスク B においては、バスケットの材料に中性子を吸収するボロンを添加したステンレス鋼を用いる。

輸送貯蔵兼用キャスクの臨界防止機能について、使用済燃料仕様、輸送貯蔵兼用キャスク仕様及び解析モデル等は添付資料 2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容から変更はない。よって、本評価結果は既存評価書の内容を引用する。ここでは、評価上最も厳しい胴内に水が満たされたケースについて示す。

なお、輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

2) 設計基準

実効増倍率は想定されるいかなる場合も 0.95 以下であること。

3) 評価条件

輸送貯蔵兼用キャスクの臨界解析には、KENO-V.a コードを使用する。図 4.1-4 に臨界解析モデルを示す。実効増倍率を大きく見積もるため、評価条件を下記の通りとした。

- ・ 収納する使用済燃料の炉心内装荷状態での最大無限増倍率は 1.30 未満であるが、保守的に炉心内装荷状態での無限増倍率は 1.30 を仮定する。
- ・ キャスク胴内には水が存在するものとする。
- ・ キャスク胴内における燃料集合体として存在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし、上・下部タイブレート部等を水に置き換える。また、キャスク胴内での燃料領域の上、下の部分は水に置き換える。
- ・ 輸送貯蔵兼用キャスクの外側は、境界条件として完全反射体で無限個の輸送貯蔵兼用キャスクが配列しているものとする。
- ・ 使用済燃料がキャスクの中心寄りに配置された状態とする。
- ・ チャンネルボックスを考慮する。
- ・ バスケットの格子幅公差を安全側に考慮する。
- ・ 中性子遮へい材(側部、蓋部、底部)を無いものとする。
- ・ バスケットのボロン含有量は最小値を用いる。

4) 評価方法

輸送貯蔵兼用キャスクの実効増倍率は、KENO-V.a コードを用いて求める。臨界解析の評価フローを参考資料の図 4.1-5 に示す。

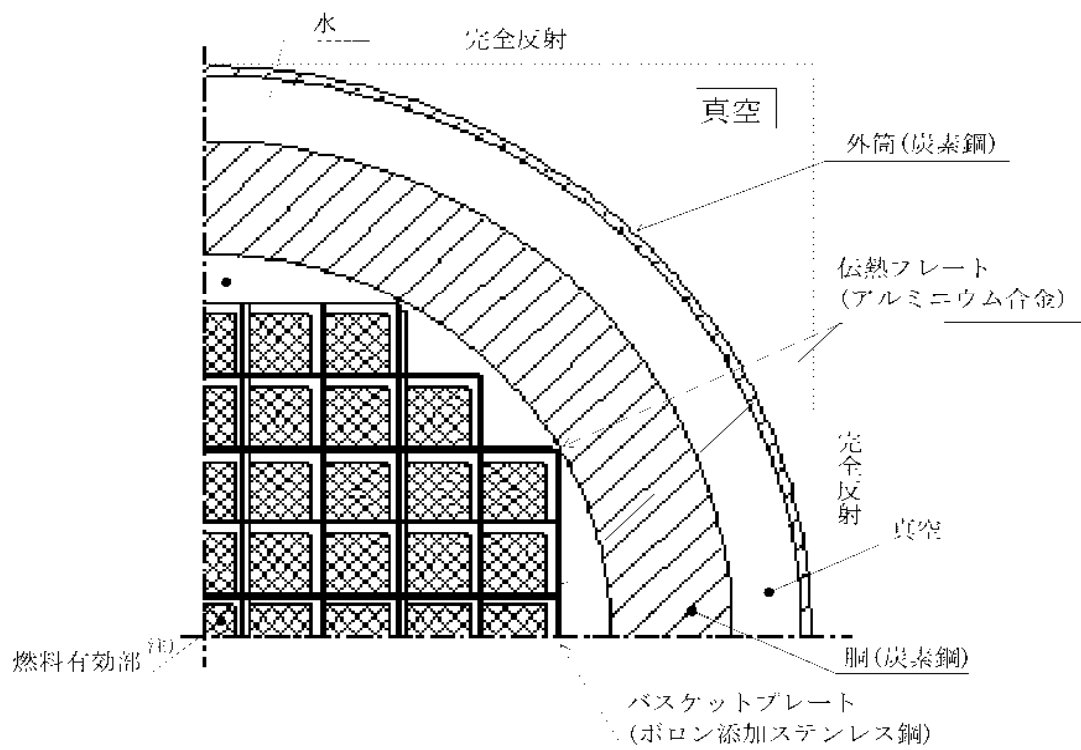
5) 評価結果

輸送貯蔵兼用キャスクについて臨界解析の結果は、表 4.1-2 に示すとおり実効増倍率は設計基準を満足している。

表 4.1-2 臨界解析結果

キャスク タイプ	実効増倍率※	設計基準値
輸送貯蔵兼用キャスク B	0.88 (0.875)	0.95

※ モンテカルロ計算の統計誤差 3σ を考慮した値
(括弧内は統計誤差を考慮しない値)



注) 燃料有効長部はチャンネルボックスを考慮してモデル化

(縦断面の構成は、図 3.1-10 遮へい解析モデルとほぼ同じである)

図 4.1-4 臨界解析モデル(輸送貯蔵兼用キャスク B)

臨界解析に用いるコード (KENO-V.a) について

(1) 概要

KENO-V.a コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり、輸送キャスクの臨界解析などに利用されている。

(2) 機能

KENO-V.a コードは、臨界解析に際して以下の機能を有している。

- ③ 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため、どのような物理的問題にも適用できる。なお、統計的な手法を用いるため、計算結果には統計誤差が付随する。
- ④ 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-V.a コードの解析フローを図 4.1-5 に示す。

(4) 使用実績

KENO-V.a コードは、国内外で輸送キャスクの臨界解析をはじめ、核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバットル研究所 (バシフィック ノースウエスト研究所, PNL) で行われた臨界実験¹⁾を対象としたベンチマーク解析を実施し、検証を行った。

1) S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ²³⁵U Enriched UO₂ Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784 (PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, (1981).

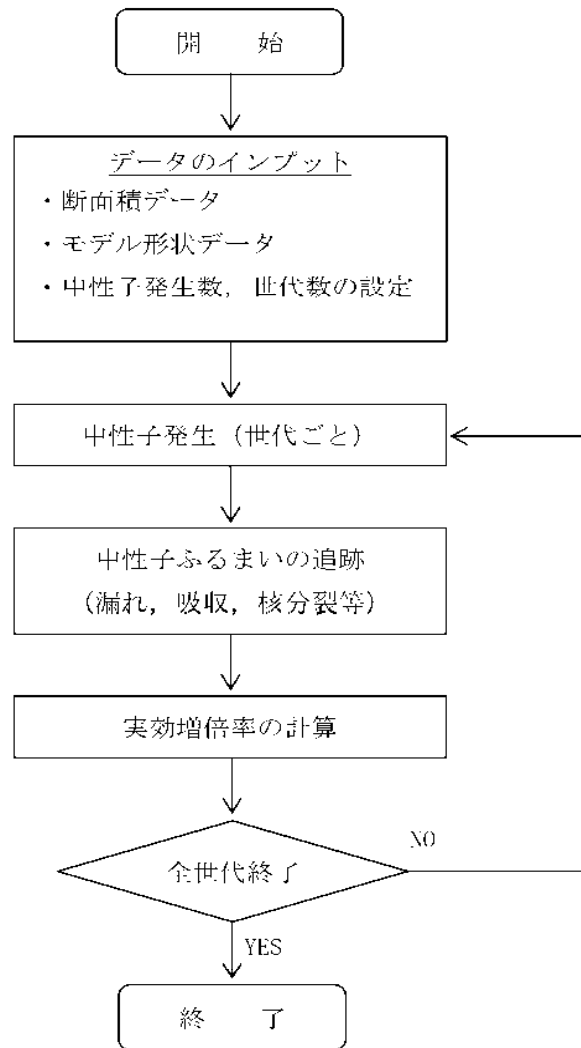


図 4.1-5 KENO-V.a コードの解析フロー図

安全対策について

1 安全対策

(1) 落下防止対策内容

キャスク水平吊具及びフック、ワイヤロープ等クレーンの揚重装置の構造を図 1-1～4 に示す。

1) ワイヤロープの二重化

一端をイコライザに固定し、他端をドラムに固定したワイヤロープによりフックブロックを吊る。図 1-2 のようにワイヤロープは 2 系列設けることで二重化する。

2) ブレーキの二重化

ワイヤロープの巻上げ、巻下げを行うドラム減速機のブレーキを図 1-3 のように 2 基設置し、ブレーキを二重化する。

3) キャスク水平吊具の二重化

図 1-4 のようにキャスク水平吊具をフックで吊上げると共に安全板を揚重機フックブロックのシーブピンに掛けることで吊上げ方法を二重化する。

4) その他の落下防止対策

- ・電源喪失時には直ちにブレーキが作動し、ドラムの空転による荷の落下を防止する。
- ・主巻減速機に過速検出器を設け、一定の回転速度以上になった場合にブレーキが作動するようにし、荷の落下を防止する。

(2) その他の安全対策

- ・主巻きの巻下げ速度を 1.5m/min に制限し、荷が着床した時の衝撃を緩和する。
- ・コンクリートモジュールに乾式キャスクが衝突しないように、クレーンの横行装置にリミットスイッチを取付け、横行範囲を制限する。

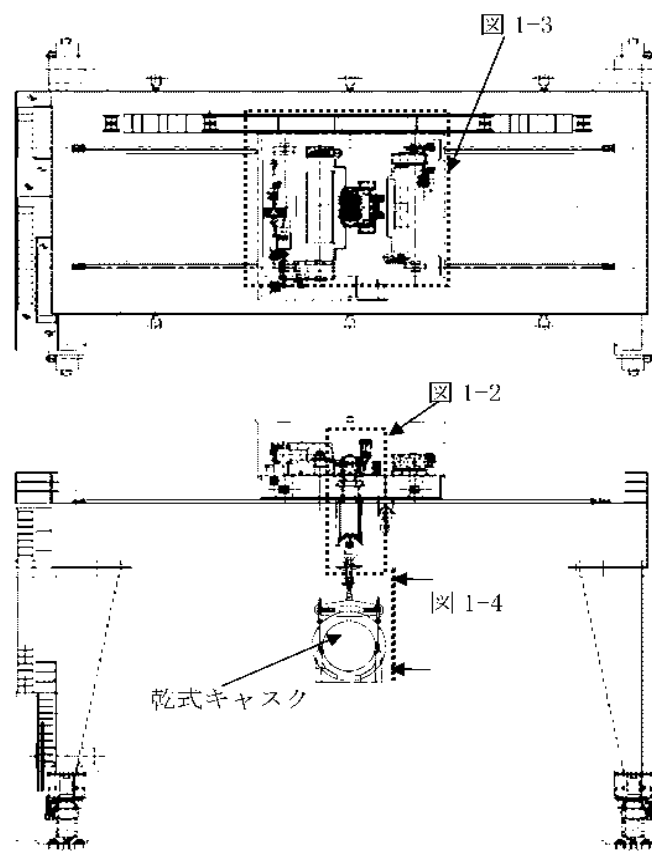


図 1-1 クレーン全体図

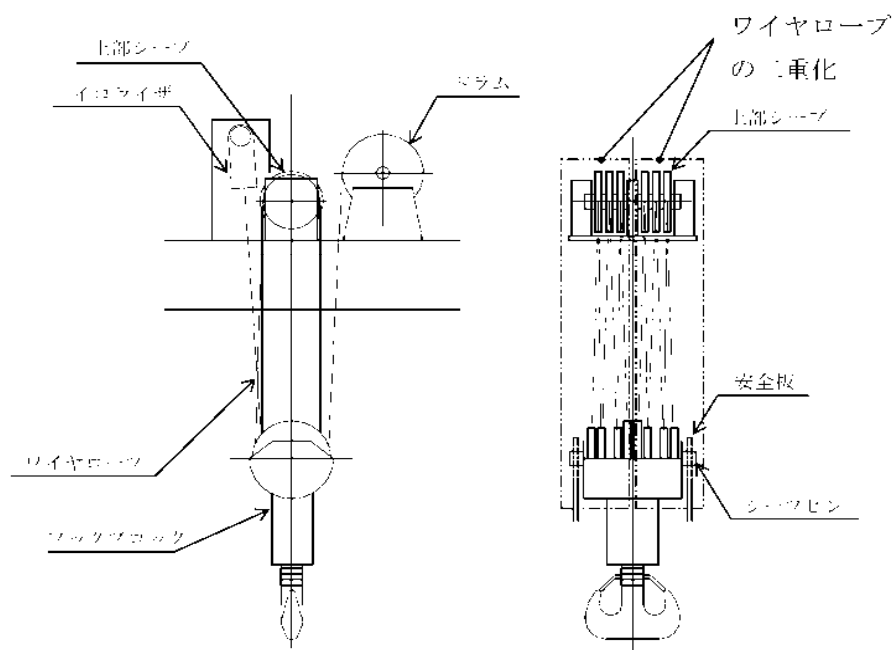


図 1-2 主巻シーブ詳細

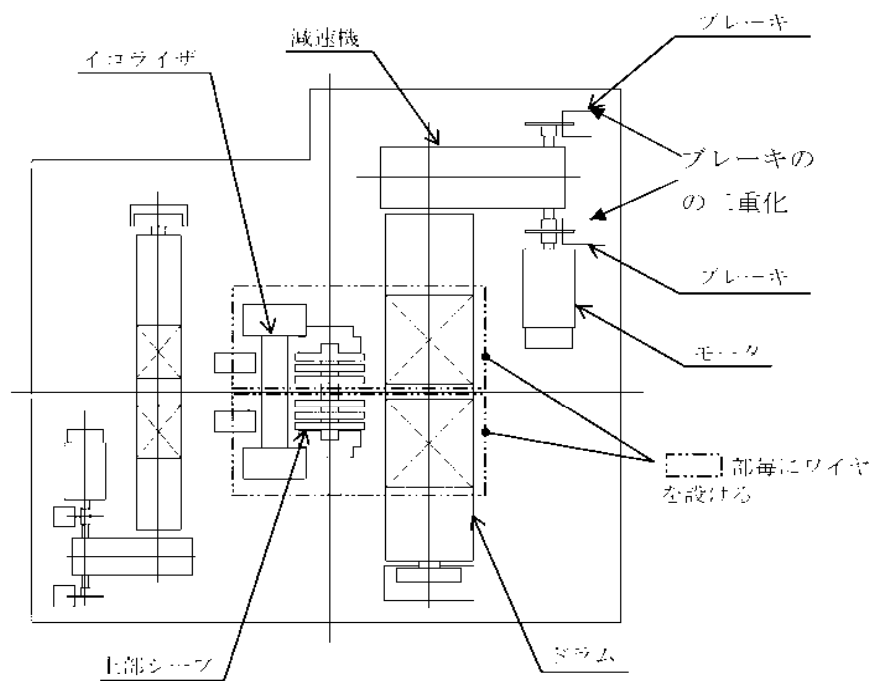


図 1-3 トロリ平面図

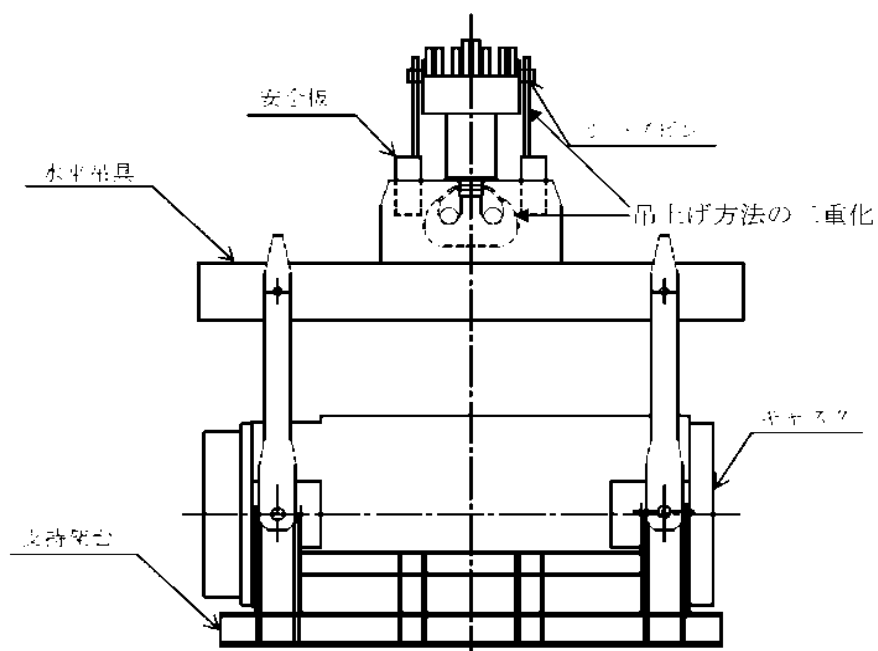


図 1-4 水平吊具

管理・運用について

1. 二重蓋間圧力及び表面温度の監視

キャスク仮保管設備には、乾式キャスクの一次蓋、二次蓋間の圧力を監視することにより密封機能を監視する密封監視装置と、乾式キャスク表面の温度を監視することにより乾式キャスクの除熱機能を監視する表面温度監視装置を設置する。

監視装置の概要を図 1-1 に示す。

密封監視装置は各乾式キャスクに圧力センサ 2 個をそれぞれ系統分離し 2 系統として設置され、万一、蓋間圧力が設定値まで低下した場合には免震重要棟に設置した監視装置(PC)にて警報が確認でき、指示値も確認できる。

表面温度監視装置は各乾式キャスクに温度センサ 1 個を設置し、万一、表面温度が設定値まで上昇した場合には免震重要棟に設置した監視装置(PC)にて警報が確認でき、指示値も確認できる。

なお、温度センサの接続ケーブルが断線によりデータが採取されない場合にも免震重要棟に設置した監視装置(PC)に警報が発生する。

また、密封監視装置および表面温度監視装置のデータは記録される。

監視装置の仕様を表 1-1 に示す。

2. 放射線量の監視

キャスク仮保管設備内に設置するエリア放射線モニタにより放射線量の監視を行うとともに、モニタリングポストにより周辺公衆に対する影響を確認する。また、巡視点検時にキャスク仮保管設備の線量測定を行う。エリア放射線モニタおよびモニタリングポストの測定値は免震重要棟に表示する。

エリア放射線モニタの仕様を表 2-1 に示す。また、モニタリングポストの位置を図 2-1 に、エリア放射線モニタの配置図を図 2-2 に示す。エリア放射線モニタは、乾式キャスクからの放射線量が大幅に変動する事象が発生した場合に放射線量の監視ができるよう、図 2-2 に示す第 1 レーンから第 4 レーンの中央付近に各 1 基ずつ設置する。各エリア放射線モニタの監視範囲である乾式キャスクは、図 2-2 の青枠で示す、対応する各レーン毎の乾式キャスクである。各レーン毎に乾式キャスクを搬入する前までに、対応するエリア放射線モニタを監視可能にする。なお、エリア放射線モニタの検出位置は乾式キャスクの設置高さおよび作業員の身長を考慮した位置に設置する。

3. 巡視点検

キャスク仮保管設備に対しては定期的に巡視点検を行い、キャスク仮保管設備の状態の異常の有無を確認する。

また、地震発生時には適宜、巡視点検を行い、コンクリートモジュール及び乾式キャスク

の外観などを確認する。

4. 運搬時の運用

「Ⅲ. 3. 3. 1 放射線防護及び管理」において、管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており、「Ⅲ. 特定原子力施設の保安」により作業場所も管理対象区域に設定される。

運搬に関しては、「実用発電用原子炉」の設置、運転等に関する規則の第 13 条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが、周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから、周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。このため、運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率および運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては、作業実施時の最新の社内マニュアル等に基づき管理する。

5. 留意事項

乾式キャスクに収納する燃料は原子炉の運転中のデータや SHIPPING 検査により健全であることが確認された燃料とする。キャスク仕立て作業では真空乾燥を確実にしない、残留水の除去を徹底するとともに、気密漏えい等の必要な確認を実施する。

また、仮保管中の二重蓋間圧力データ等の記録の保存については、「Ⅲ. 特定原子力施設の保安」等にて定めるものとする。

表 1-1 監視装置の仕様

項目	仕様	
名称	蓋間圧力検出器	温度検出器
検出器の個数	2 個/基	1 個/基
計測対象	蓋間圧力	外筒表面温度
取付箇所	二次蓋	外筒表面
計測範囲	50～500kPa abs	20～160℃
警報動作範囲	50～500kPa abs (注1)	-20～160℃ (注2)

注1) 警報設定値は別途定める。

注2) 警報設定値は別途定める。

表 2-1 エリア放射線モニタの仕様

項目	仕様
基数	4 基 ^{注1)} 注2)
種類	半導体検出器
計測対象	ガンマ線量率
取付箇所	設備敷地内
検出高さ	基礎から 600mm 以上 1800mm 以下
計測範囲	$10^{-2} \mu\text{Sv/h} \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$ ^{注3)}

注 1) 4 基の内 1 基は将来増設予定。

注 2) 監視可能とする基数は乾式キャスクの保管状況による。

注 3) 警報設定値はバックグラウンドレベルを鑑み設定する。

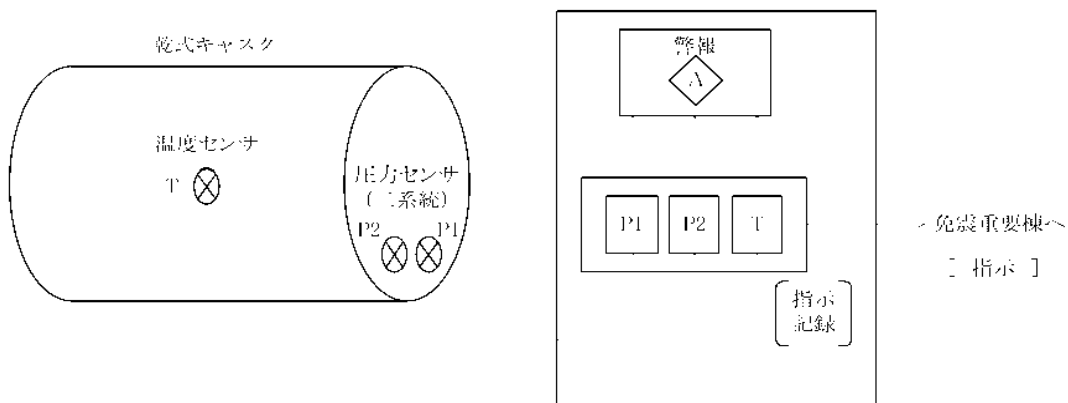


図 1-1 監視装置の概要

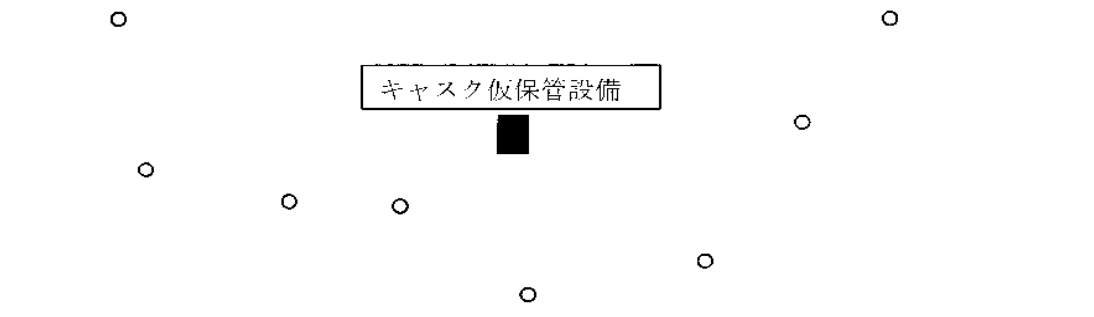


図 2-1 モニタリングポスト位置図

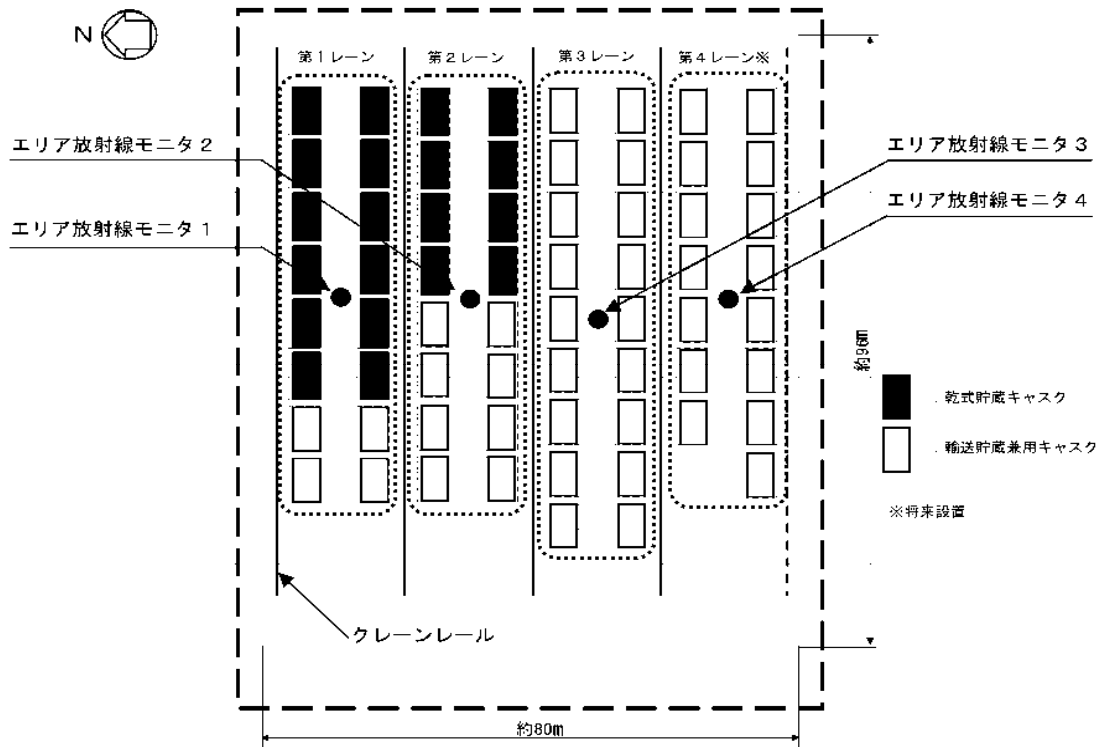


図 2-2 エリア放射線モニタ配置図

キャスク保管建屋及び既設 9 基乾式貯蔵キャスクの現在の設備状況
並びに既設 9 基乾式貯蔵キャスクの健全性について

1. キャスク保管建屋

津波により、トレーラー出入口シャッター及び空気取入口のルーバーが破損し、海水が侵入したものと考えられる。水の痕跡からは、貯蔵棟 1 階天井付近まで冠水したとみられる。

現在も、検査棟地下階には海水が滞留し、また、建屋内の天井クレーン等の設備は津波による被害が大きく使用できない状況である。

2. 乾式貯蔵キャスク

キャスク保管建屋貯蔵棟 1 階の天井付近まで冠水した痕跡が確認されており、貯蔵中の乾式貯蔵キャスクは全数が一時的に水没したとみられる。また、現在、常設の監視計装系は破損していることから監視不能となっている。

2.1. 外観（構造強度、臨界防止機能）

乾式貯蔵キャスク及び支持構造物の外観観察において、乾式貯蔵キャスク表面には冠水時のゴミの付着や汚れの他に、擦り傷が確認されたが、地震による変形等の構造に影響を及ぼすような異常はみられなかった。

2.2. 表面温度（除熱機能）

空気取入口ルーバーの破損・脱落がみられるが、給排気の流路の妨げとはなっていないものとみられる。棒温度計にて乾式貯蔵キャスクの胴部表面の温度を測定した結果、 $31.0 \sim 35.0^{\circ}\text{C}$ *1 程度（周囲温度 21.0°C ）と震災前の周囲温度が同程度のときの表面温度と同程度であり、また警報値*2 を十分下回っていることから、異常はみられなかった。

なお、現在 1 週間に 1 回の頻度で確認を行っているが、乾式貯蔵キャスクの胴部の表面温度と周囲温度の差に有意な変化はみられない。

*1：H24/10/23 測定 なお、H23 夏場の最大値は、 $39.0 \sim 43.0^{\circ}\text{C}$ （周囲温度 27.5°C ）、H24 夏場の最大値は、 $39.0 \sim 42.0^{\circ}\text{C}$ （周囲温度 27.0°C ）

*2：常設の監視計装系に設定されていた値「 102°C （中型）、 113°C （大型）」

2.3. 雰囲気線量（遮へい機能、臨界防止機能）

震災前に可搬式線量計にて測定した乾式貯蔵キャスクの線量当量率*3 は、表面の線量当量率は $3.1 \mu\text{Sv/h}$ 、表面から 1m 位置での線量当量率は $1.2 \mu\text{Sv/h}$ であった。一方、震災後、可搬式線量計にて測定した乾式貯蔵キャスクの線量当量率*4 は、胴部の表面の線量当量率が $2.8 \sim 4.9 \mu\text{Sv/h}$ 程度、表面から 1m 位置での線量当量率が $2.8 \sim 4.2 \mu\text{Sv/h}$ 程度と設計基準*5 を十分に下回っており、異常はみられなかった。また、中性子線のみ*6 では、胴部の表面の線量当量率が $0.3 \sim 0.9 \mu\text{Sv/h}$ 程度、表面

から 1m 位置での線量当量率が 0.3～0.7 μ Sv/h 程度の低い値であり、臨界の兆候はみられなかった。

なお、現在 1 週間に 1 回の頻度で確認を行っているが、有意な変化はみられない。

※3：H17/8/17 に抜き取り調査（電方自主調査）として大型 1 基について測定した γ 線と中性子線の合計値の震災後測定箇所と同位置の値。

※4：H21/10/23 に測定した γ 線と中性子線の合計値。

※5：表面の線量当量率 2mSv/h 以下、表面から 1m 位置での線量当量率 100 μ Sv/h 以下。

※6：H21/10/23 に測定した中性子線の値。

2.4. 密封構造（密封機能）

津波により、二次蓋フランジ隙間部に海水が浸入している形跡があり、二次蓋金属ガスケットが被塩している可能性があるが、一次蓋にも金属ガスケットを使用していることから、乾式貯蔵キャスク内部と環境は隔てられていると考える。

以上より、現時点では常設の監視計装系が使用できない状況ではあるが、乾式貯蔵キャスクは堅牢であり、かつ二重蓋構造の設計となっており、現場での点検結果からも放射性物質の外部への影響の兆候はなく、安全上問題ないとする。

3. 既設 9 基乾式貯蔵キャスクの健全性確認

貯蔵中の乾式貯蔵キャスクは、今後、キャスク保管建屋から搬出し共用プールに移動させた後、点検及び必要な部材取り替えを行うことを計画している。また、点検結果に基づき、除熱、遮へい、密封及び臨界防止の安全機能を有していることを確認した後に、キャスク仮保管設備に移動・保管する。なお、先行して点検を行う 1 基については、点検結果の如何を問わず、共用プールに沈めて、一次蓋を取り外し、貯蔵燃料 3 体及びバスケット（上部から全体外観）の外観点検を実施する。乾式貯蔵キャスクの点検フローを図 3-1～3 に示す。

3.1. 除熱機能

2.2. に示すとおり、現状、除熱機能は維持されていると判断できる。点検後、キャスク仮保管設備へ移動する前に、乾式貯蔵キャスクの胴部表面の温度を測定し、キャスク仮保管設備の警報値未満であることを再確認する。

3.2. 遮へい機能

2.3. に示すとおり、現状、遮へい機能は維持されていると判断できる。点検後、キャスク仮保管設備へ移動する前に、乾式貯蔵キャスクの胴部表面の線量率及び表面から 1m 位置での線量率を測定し、設計基準以下であることを再確認する。

3.3. 密封機能

2.4. に示すとおり、津波により、二次蓋フランジ隙間部に海水が浸入している形跡があることから、全 9 基の乾式貯蔵キャスクの二次蓋金属ガスケットを交換する。

一方、一次蓋金属ガスケットは、二次蓋金属ガスケットが腐食貫通していない限り、外部環境と隔てられており、被塩していない。このため、二次蓋金属ガスケットが腐食貫通していた場合又は一次蓋気密漏えい検査により基準漏えい率 (1×10^{-6} (Pa・m³/s))^{※7} を超えた漏えいが確認された場合は、一次蓋金属ガスケットを交換する。また、先行点検する 1 基の一次蓋金属ガスケットを点検し、密封機能に影響を及ぼすシール面の有意な損傷が見つかった場合は、他の乾式貯蔵キャスクの一次蓋金属ガスケットを交換する。一次蓋金属ガスケット健全性確認フローを図 3-4 に示す。

蓋間圧力検出器は、破損が確認されていることから、全 9 基の乾式貯蔵キャスクにおいて交換し（蓋間圧力検出器は、増設の乾式貯蔵キャスクと同じ設計とする）、キャスク仮保管設備において二重蓋間の圧力を監視できるようにする。なお、密封機能に影響を及ぼすフランジ部のひび等が見つかった場合は、密封機能を回復するよう修理を行う。

点検後、キャスク仮保管設備へ移動する前に、気密漏えい検査を行い、基準漏えい率 (1×10^{-6} (Pa・m³/s))^{※7} 以下であることを確認する。また、蓋間圧力を測定し、キャスク仮保管設備の警報値を超えていることを確認する。

※7：設計貯蔵期間中にキャスク内部の負圧が維持できる漏えい率。（添付資料-4「2 密封機能」参照）

3. 4. 臨界防止機能

2. 1. に示すとおり、現状、外観観察において擦り傷が確認されたが、変形等の構造に影響を及ぼすような異常はみられていない。また、2. 3. に示すとおり、現状、臨界の兆候はないと判断できる。しかしながら、上述のとおり、念のため、先行点検する 1 基について、3 体の貯蔵燃料及びバスケット（上部から全体外観）の外観点検を実施する。先行点検する乾式貯蔵キャスクと点検する貯蔵燃料の選定の考え方を表 3-1 に示す。

3. 5. 貯蔵燃料の健全性確認

全 9 基の乾式貯蔵キャスク内部のガスサンプリングを行い、クリプトンガス検出の有無により、貯蔵燃料の被覆管健全性確認を行うとともに、上述のとおり、先行点検する 1 基について 3 体の貯蔵燃料の外観点検を実施する。貯蔵燃料健全性確認フローを図 3-5 に示す。

なお、クリプトンガスが検出された場合は、当該乾式貯蔵キャスク内の貯蔵燃料を全て共用プールに取り出し、共用プール内に保管されている他の収納可能燃料（8×8 燃料、新型 8×8 燃料、新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料）を装填する。また、内部ガスの回収用タンクを準備しておく。

共用プールは、設置許可申請書において、健全燃料のみ保管することになっているが、参考-1 に示すとおり、現状に照らして周辺公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくが問題とならないように運用する。

4. 参考

参考-1 被覆管損傷が確認された貯蔵燃料を共用プールに取り出す場合の
放射線被ばく影響について

参考-2 既設乾式貯蔵キャスクの海水影響による SCC に対する考え方について

表 3-1 先行点検する乾式貯蔵キャスクと点検する貯蔵燃料の選定の考え方

地震による影響	<ul style="list-style-type: none"> 全 9 基の乾式貯蔵キャスクは、同一建屋内に同一構造で貯蔵。 大型キャスクと中型キャスクはほぼ同一構造であり、耐震設計裕度に大きな違いはない。(表 3-2)
---------	---

▽

海水による影響	<ul style="list-style-type: none"> 全 9 基の乾式貯蔵キャスクは同様に一時的に水没したとみられており、海水による影響はキャスク間に大きな違いはない。
---------	---

▽

建屋内侵入ガレキによる影響	<ul style="list-style-type: none"> 全 9 基の乾式貯蔵キャスクは、胴部は外筒（厚さ 2cm）、蓋部及び底部はレジンカバー（それぞれ 2.5cm、5cm）で覆われ、その下はゴム状のレジン配した構造となっている。更に、貯蔵燃料は、胴部は 26cm、一次蓋は 29.5cm、底部は 30.5cm の炭素鋼で覆われている。 いずれの乾式貯蔵キャスクも変形等の構造に影響を及ぼす異常はみられてなく、侵入ガレキによる影響は十分小さい。
---------------	---

▽

乾式貯蔵キャスク間に大きな違いはないことから、下記の燃料を貯蔵する乾式貯蔵キャスク 1 基について先行点検を実施する。

燃料タイプによる影響	<ul style="list-style-type: none"> 貯蔵燃料は、8×8 燃料と新型 8×8 燃料の 2 タイプあるが、寸法、形状及び材料は同等であり、大きな違いはない。(表 3-3)
------------	---

▽

水素脆化による影響	<ul style="list-style-type: none"> 燃料被覆管及び構造材の水素吸収量は照射期間と相関があることが示されている。貯蔵燃料の照射期間は、水素吸収量が大きく増加する領域にないが、相関を考慮して照射期間が最も長かったものから選定する。 (当該燃料が貯蔵されているのは、中型キャスク)
-----------	---

▽

乾式貯蔵キャスク内貯蔵位置による影響	<ul style="list-style-type: none"> バスケットは、縦横中央の十字ラインの振れ幅が相対的に大きくなる。(図 3-6) そのため、当該位置に貯蔵されている燃料から選定する。
--------------------	--

▽

照射期間が最も長かった燃料の内、縦横中央の十字ラインに貯蔵されている燃料 2 体に加えて、縦横中央の真ん中に貯蔵されている燃料 1 体の計 3 体を選定する。

表 3-2 乾式貯蔵キャスクの耐震設計裕度

	部位	設計裕度※:	
		大型キャスク	中型キャスク
		S2（上認値※2）	S2（上認値※2）
1. 乾式貯蔵キャスク本体	胴板	30.2～47.1	36.2～53.9
	一次蓋	14.0～251.0	17.1～251.0
	底板	53.9～125.5	62.8～125.5
	貫通孔盖板	8.4～200.5	8.3～200.5
	密封シール部	16.5～36.2	12.9～36.2
	ボス溶接部※3 バスケットサポート取付けボルト 溶接部※4	18.7～37.6	6.0～12.5
	γ 遮へい体取付けボルト溶接部	25.9～62.7	30.2～62.7
	一次蓋締付けボルト	6.1～8.0	6.6～8.3
	貫通孔盖板締付けボルト	2.4～3.3	2.5～3.3
2. バスケット	バスケットプレート	32.5～32.7	32.5～32.7
	バスケットサポート	133.0～200.0	133.0～200.0
	バスケットサポート取付けボルト	14.8～22.2	12.7～19.0
3. トラニオン	トラニオン	16.7～97.7	19.5～117.2
	トラニオン締付けボルト	6.8～16.0	8.1～18.7
4. 二次蓋	二次蓋	14.9～37.6	19.6～43.0
	二次蓋締付けボルト	2.2	2.3

※1 設計裕度：許容応力／（基準地震動 S2 での発生応力計算値）。応力の種類に対するそれぞれの許容応力との比（最小値と最大値）を範囲として記載している。

※2 既設分と増設分の乾式貯蔵キャスク設計は同一であるため、最新（乾式貯蔵キャスク増設分）の工事計画認可申請書（表中、工認）の値を示す。

※3 大型キャスク

※4 中型キャスク

表 3-3 貯蔵燃料の仕様概要

		8×8 燃料	新型 8×8 燃料
燃料棒本数		63 本	62 本
ウオータロッド本数		1 本	2 本
燃焼度	集合体平均	約 27.5GWd/t	約 29.5GWd/t
	集合体最高	40.0GWd/t	40.0GWd/t
被覆管外径		約 1.25cm	約 1.23cm
被覆管厚さ		約 0.86mm（ライナなし）	約 0.86mm（ライナなし）
被覆管材料		ジルカロイ 2	ジルカロイ 2
スペーサ形状		格子型	格子型
スペーサ厚さ		約 0.76mm	約 0.76mm
スペーサ材料		ジルカロイ-4	ジルカロイ-4

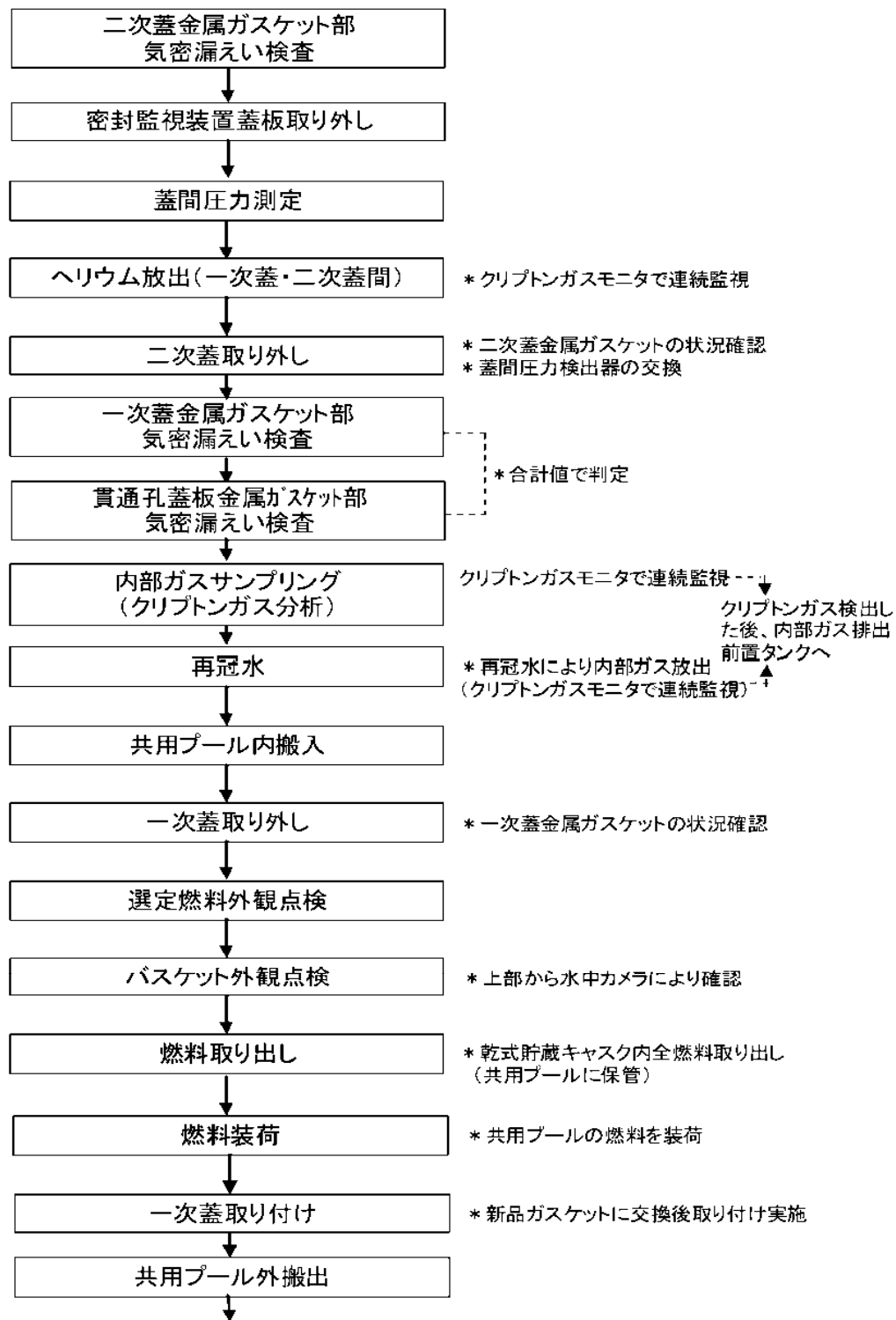


図 3-1 先行 1 基の点検フロー(1/2)

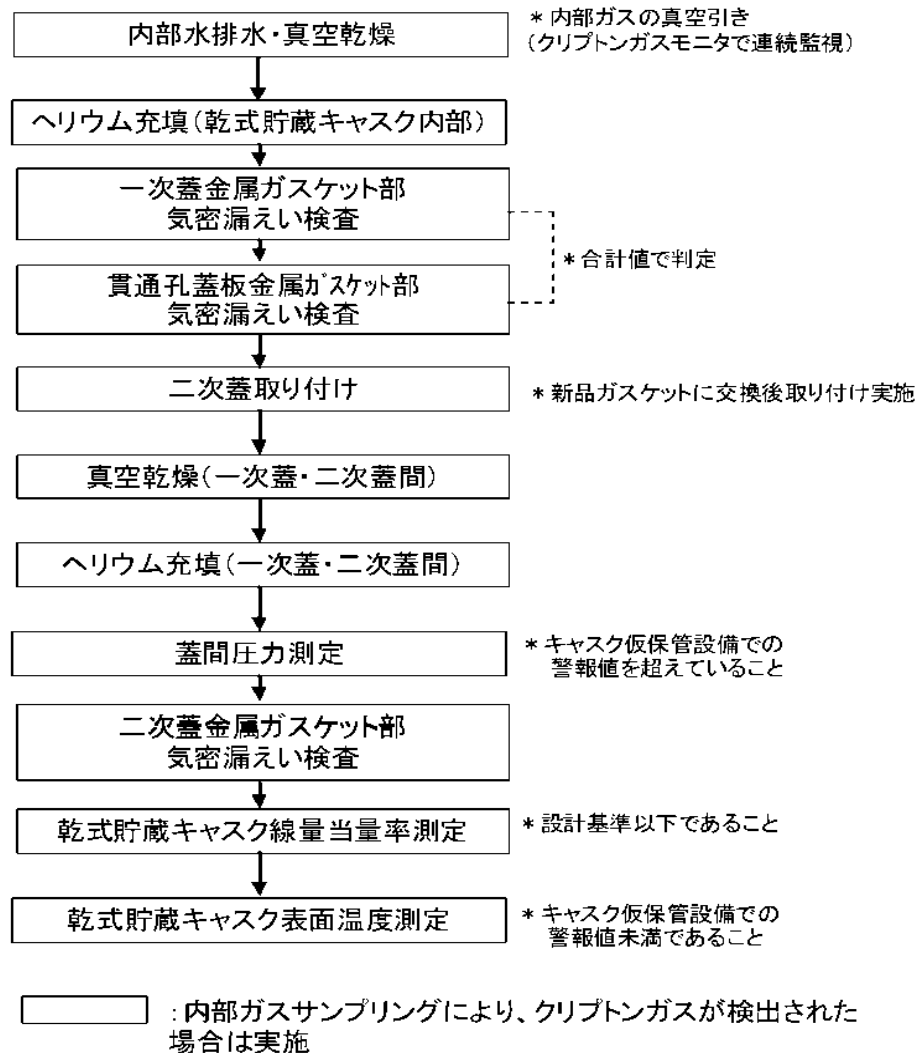


図 3-1 先行 1 基の点検フロー(2/2)

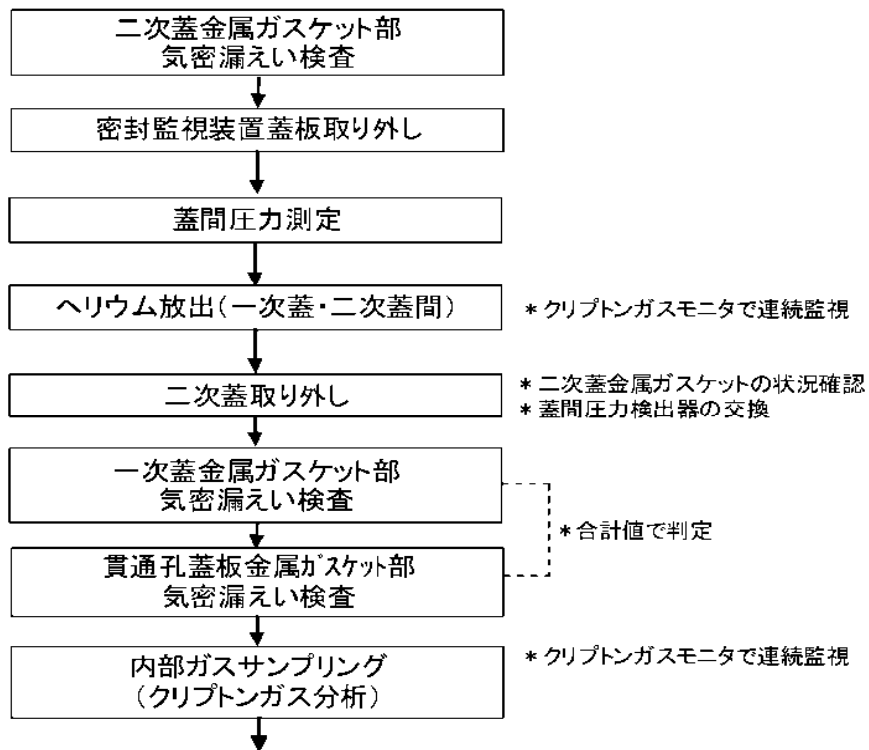


図 3-2 残り 8 基の点検フロー（共用プールに沈めない場合）（1/2）

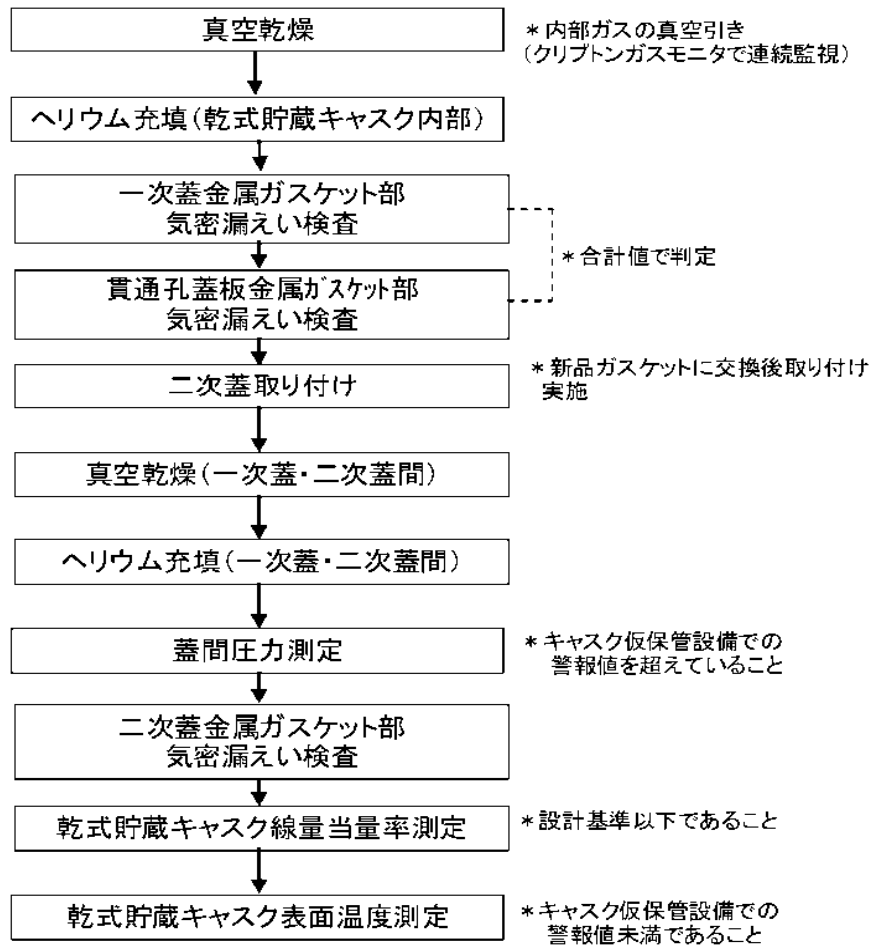


図 3-2 残り 8 基の点検フロー（共用プールに沈めない場合）(2/2)

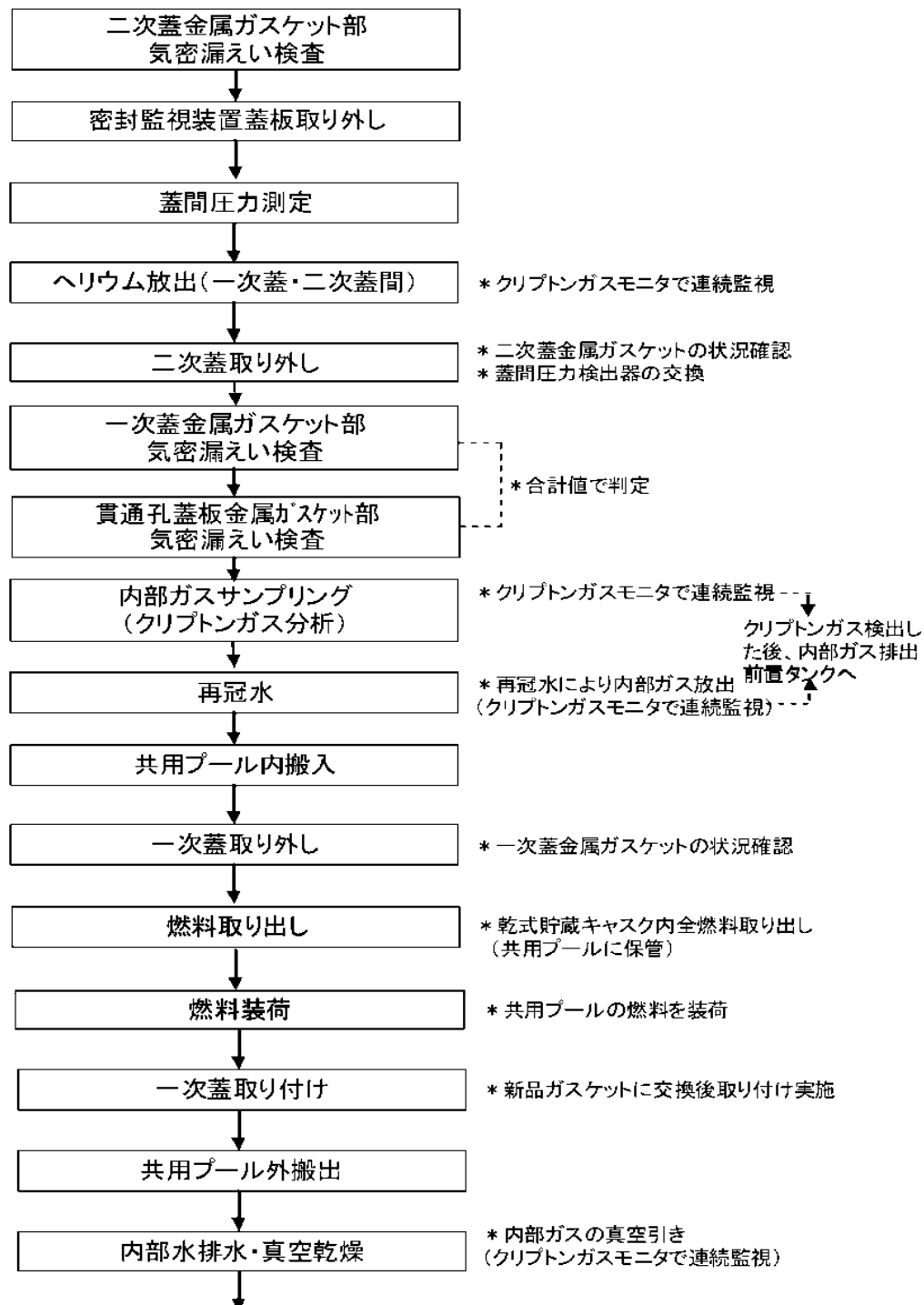


図 3-3 残り 8 基の点検フロー（共用プールに沈める場合）（1/2）

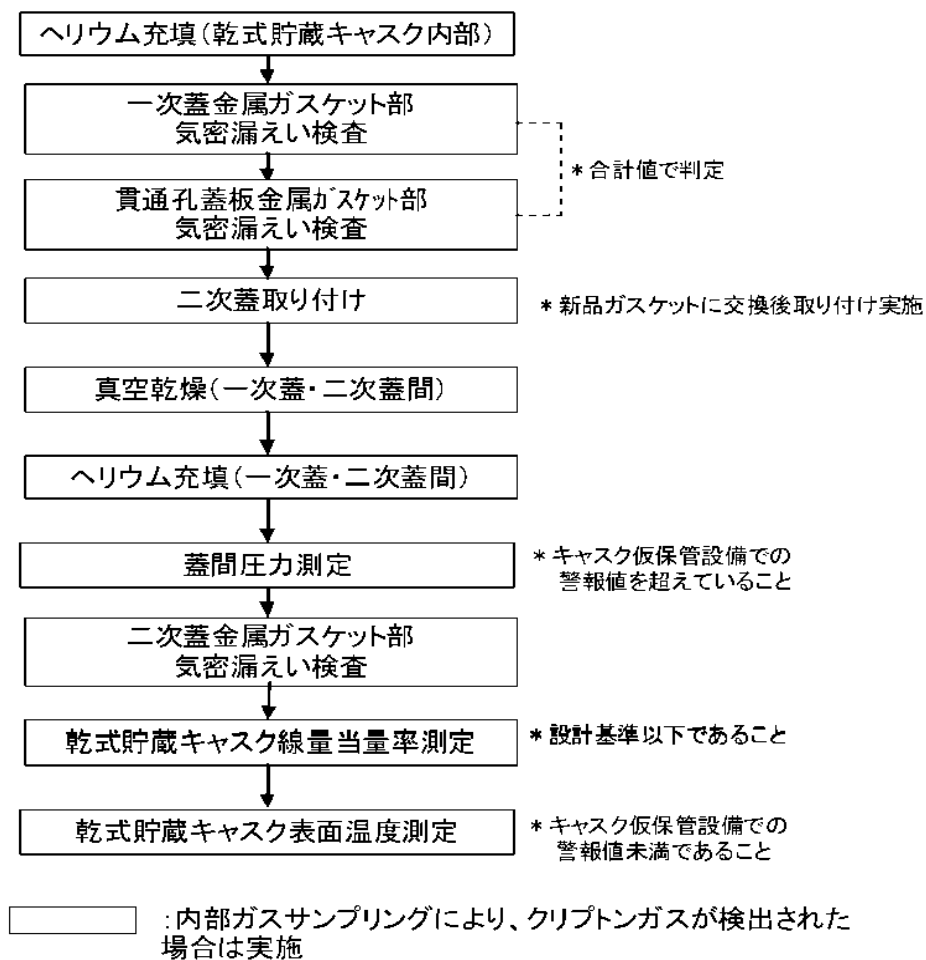
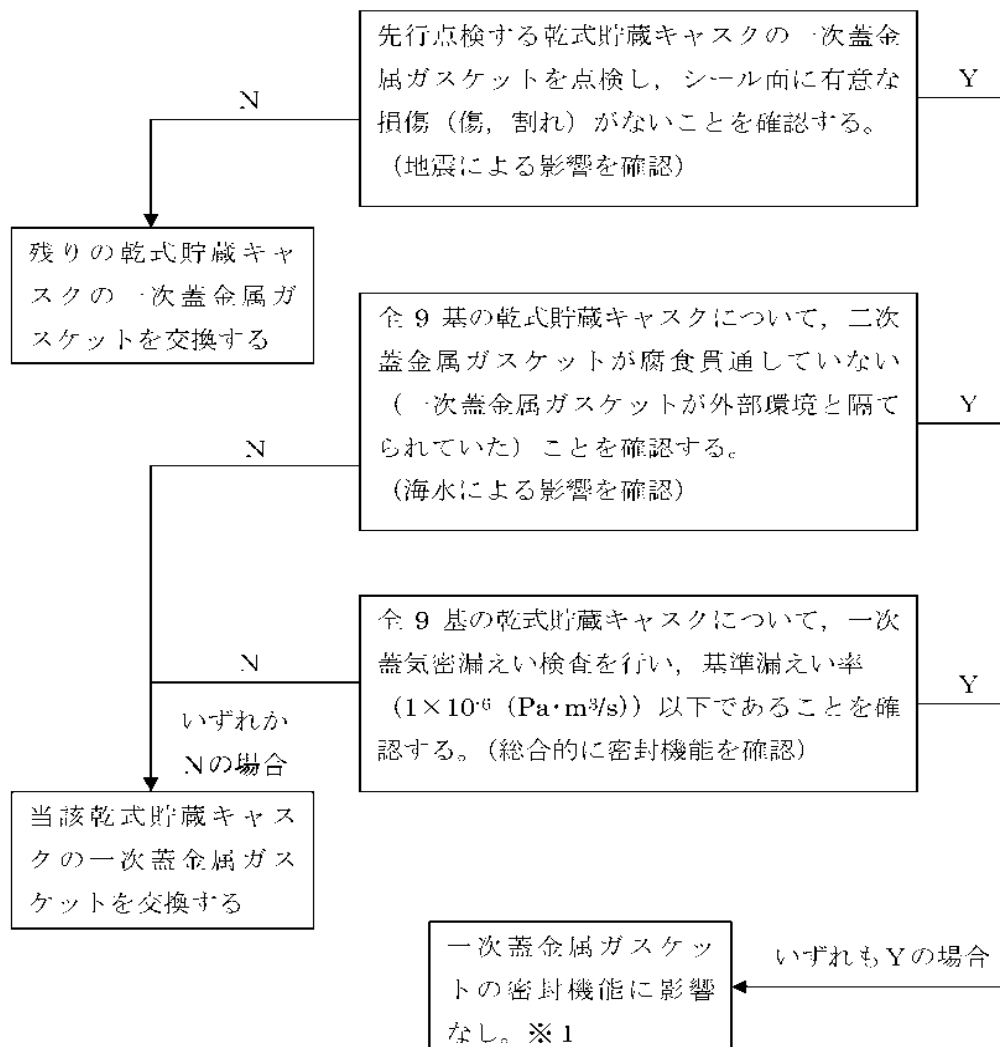


図 3-3 残り 8 基の点検フロー（共用プールに沈める場合）（2/2）



※1 万一、キャスク仮保管設備で保管中に一次蓋金属ガスケットの密封機能に異常が生じた場合でも、キャスク仮保管設備では蓋間圧力が低下することで警報が発せられる設計としており、早期検知が可能である。その場合は、速やかに共用プールに移動して、一次蓋金属ガスケットを交換することが可能である。

図 3-4 一次蓋金属ガスケット健全性確認フロー

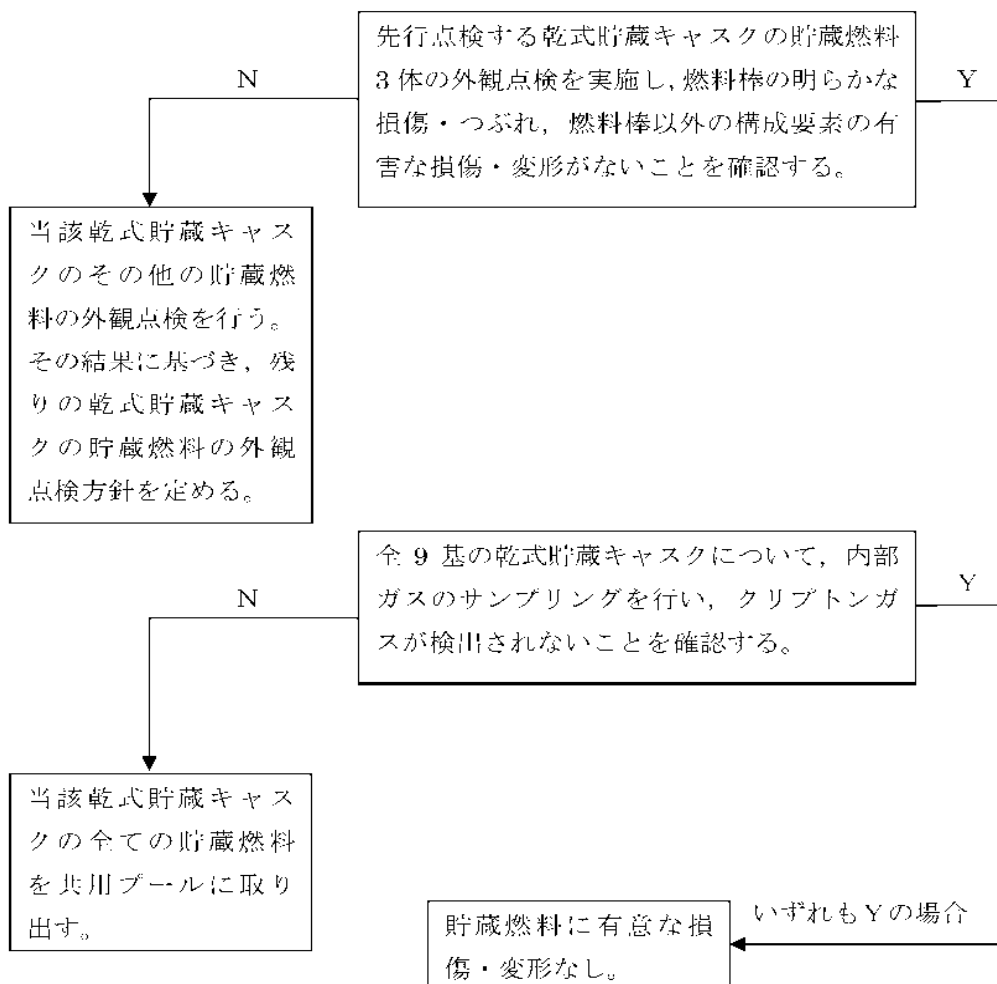
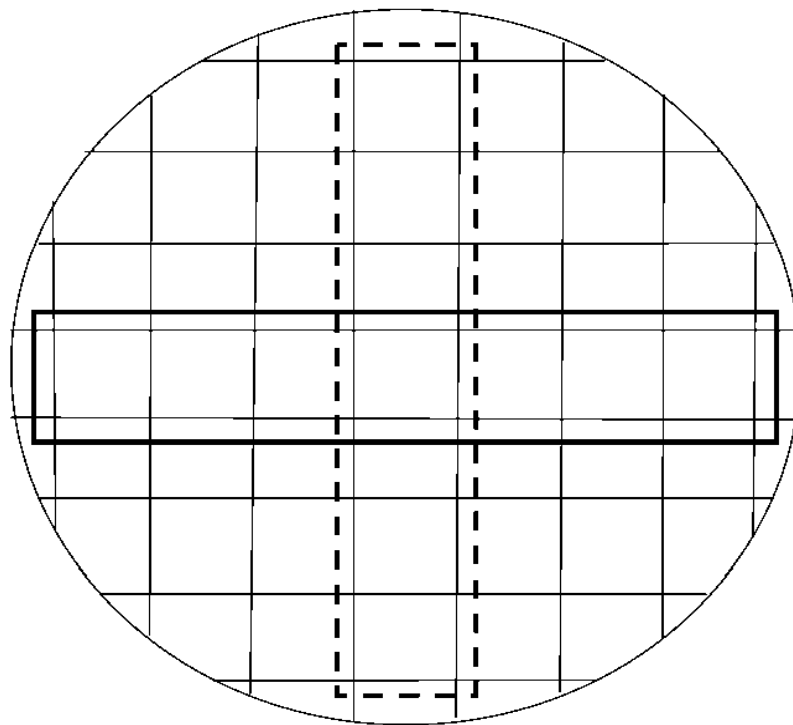


図 3-5 貯蔵燃料健全性確認フロー



- : 水平振動に対して、振れ幅が相対的に大きくなる貯蔵位置
 : 垂直振動に対して、振れ幅が相対的に大きくなる貯蔵位置

図 3-6 振れ幅が相対的に大きくなる貯蔵位置 (中型キャスクの場合)

被覆管損傷が確認された貯蔵燃料を共用プールに取り出す場合の 放射線被ばく影響について

設置許可申請書において、共用プールは健全燃料のみ保管することになっている。

ここでは、乾式貯蔵キャスクの貯蔵燃料の被覆管に損傷が確認された場合、共用プールに破損燃料を取り出す場合の放射線被ばく影響について説明する。

なお、添付資料-8 3.5. に示すとおり、全 9 基の乾式貯蔵キャスク内部のガスサンプリングを行い、クリプトンガス検出の有無を確認することから、貯蔵燃料を共用プールに取り出す前に、被覆管の損傷有無を認識できる。

1. 放射線被ばく影響

1.1. 放射線業務従事者への放射線被ばく影響

(1) 液相

乾式貯蔵キャスクから貯蔵燃料を共用プールに取り出すにあたっては、除染ピットにて乾式貯蔵キャスク内に水を注入した後、共用プールに沈め、一次蓋を開放する。貯蔵燃料の被覆管に損傷があった場合、水溶性の核分裂生成物が乾式貯蔵キャスク内に溶出するが、共用プール冷却浄化系により次第に除去される。このため、一次蓋を開放後に、共用プール水面上で線量率が一時的に上昇する場合でも、時間の経過とともに線量率は低下する（一次蓋を閉止し、共用プールから除染ピットに取り出した後の乾燥工程で、乾式貯蔵キャスク内の水を共用プールに排出する場合も同様）。仮に共用プール水面上での線量率が予想より高くなったとしても、エリア放射線モニタで検知でき、検知した場合は退避、線量率が十分下がった後に作業を再開する運用により、放射線業務従事者の放射線被ばくを低く抑えることが可能である。

(2) 気相

キャスク内部ガスのサンプリングの結果、クリプトンガスが検出された場合、図 1-1 に示すとおり、キャスク内部ガスを一口タンクに回収し、屋外に徐々に放出する運用とする。そのため、建屋内へのガス状核分裂生成物の放出は無視できる。

1.2. 公衆への放射線被ばく影響

上述のとおり、貯蔵燃料の被覆管に損傷があった場合、キャスク内部ガスを一口タンクに回収し、放出量を管理して、屋外に徐々に放出する。既設 9 基の乾式貯蔵キャスクの貯蔵燃料は 20 年以上冷却されているため、短半減期の核種は無視できる。

図 1-1 に示すとおり、キャスク内部ガスをタンクに回収した後、サンプリングをして対象核種の濃度（単位体積あたりのベクレル数）を測定することができる。放

出ラインには、流量計とバルブを設置することから、放出風量（単位時間あたりの体積放出量）を調整することで、放出率（単位時間あたりのベクレル数）を管理して屋外放出ができる。上記運用により、公衆への放射線被ばく影響を十分に小さくすることが可能である。

なお、仮に大型キャスクの全ての貯蔵燃料の被覆管が損傷して、ガス状核分裂生成物が短時間（1 時間）で共用ブール建屋から全て放出されたとしても、貯蔵燃料は20年以上冷却されているため、敷地境界線量は、約 $2.8 \times 10^{-3} \text{mSv}$ 程度^{※1}である。

※1：よう素の内部被ばく及び希ガスのγ線外部被ばくの和（評価条件は、添付資料-9 参考-1 表 2-1 参照）

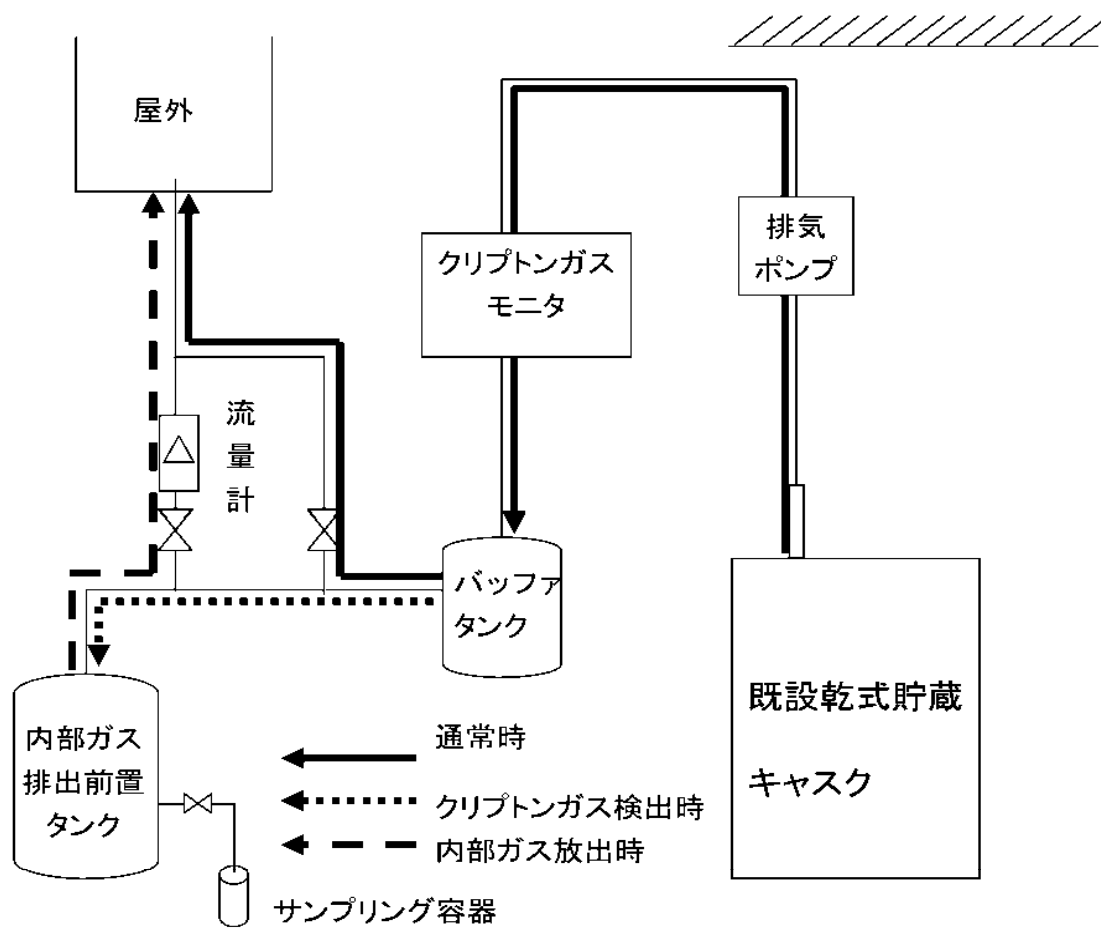


図 1-1 貯蔵燃料の被覆管に損傷があった場合の内部ガス放出の概略図

既設乾式貯蔵キャスクの海水影響による SCC に対する考え方について

SCC はオーステナイト系ステンレス等の感受性が高い材料に、引張応力が作用した状態で、特に塩化物が存在している腐食環境下にある場合、発生しやすい傾向にある。乾式貯蔵キャスクにも同様に当てはまり、深刻な SCC が発生した場合、密封機能に影響を及ぼす可能性があることが、NRC INFORMATION NOTICE 2012-20*に示されている。

乾式貯蔵キャスクの一次蓋と本体フランジ部は、図 1-1 に示すように、金属ガスケットを挟んで、ボルトとブッシュにより保持されている。（一次蓋には、仕立て時に使用される貫通孔があり、この貫通孔は、ネジ込み式のオリフィスプラグにより閉止され、更に、蓋板により金属ガスケットを挟んでボルトで保持されている）

東北地方太平洋沖地震により発生した津波により、二次蓋金属ガスケットが被塩している可能性があるが、乾式貯蔵キャスクは二重蓋構造となっており、二次蓋金属ガスケットが貫通していない場合、上記の部位（一次蓋貫通孔箇所を含む）及び金属ガスケットは環境と隔てられている。その場合、海水による塩化物の影響はないことから、SCC は発生しやすい状況にはなっていない。一方、二次蓋金属ガスケットが貫通している場合は、一次蓋側まで塩化物の影響を及ぼしている可能性がある。この場合は、当該乾式貯蔵キャスクは共用プールに沈めて一次蓋金属ガスケットを交換する点検フローとしており、その際、水中カメラによりフランジ部の目視確認を行う。密封機能に影響を及ぼすひび等が見つかった場合は、添付資料-8「3.3 密封機能」に示すとおり、密封機能を回復するよう修理を行う。キャスク仮保管設備へ移動する前に、気密漏えい検査を行い、基準漏えい率（ 1×10^{-6} (Pa・m³/s)）以下であることを確認することとしており、修理実施又は修理妥当性の判断は、最終的にこの判断基準に基づき行う。

なお、二次蓋は、密封境界となる部位ではないが、点検後、キャスク仮保管設備に保管した後は、蓋間圧力を監視することになることから、全 9 基の乾式貯蔵キャスクについてフランジ部について目視確認を行う。二次蓋と本体フランジ部の構造は、図 1-1 に示すように、一次蓋と本体フランジ部の構造と同様である。（二次蓋には、蓋間の密封監視装置が内蔵され、この装置は蓋板により金属ガスケットを挟んでボルトで保持されている。また、この装置は、バルブにより蓋間空間と隔離された構造となっている）密封機能に影響を及ぼすひび等が見つかった場合は、同様に密封機能を回復するように修理を行う。キャスク仮保管設備へ移動する前に、同様に気密漏えい検査を行い、基準漏えい率（ 1×10^{-6} (Pa・m³/s)）以下であることを確認することとしており、修理実施又は修理妥当性の判断は、最終的にこの判断基準に基づき行う。

万一、キャスク仮保管設備で保管中に一次蓋又は二次蓋の密封機能に異常が生じた場合でも、キャスク仮保管設備では蓋間圧力が低下することで警報が発せられる設計としており、早期発見が可能である。その場合は、速やかに共用プールに移動して、状況を確認することが可能である。

※ NRC INFORMATION NOTICE 2012-20 Potential Chloride-induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters

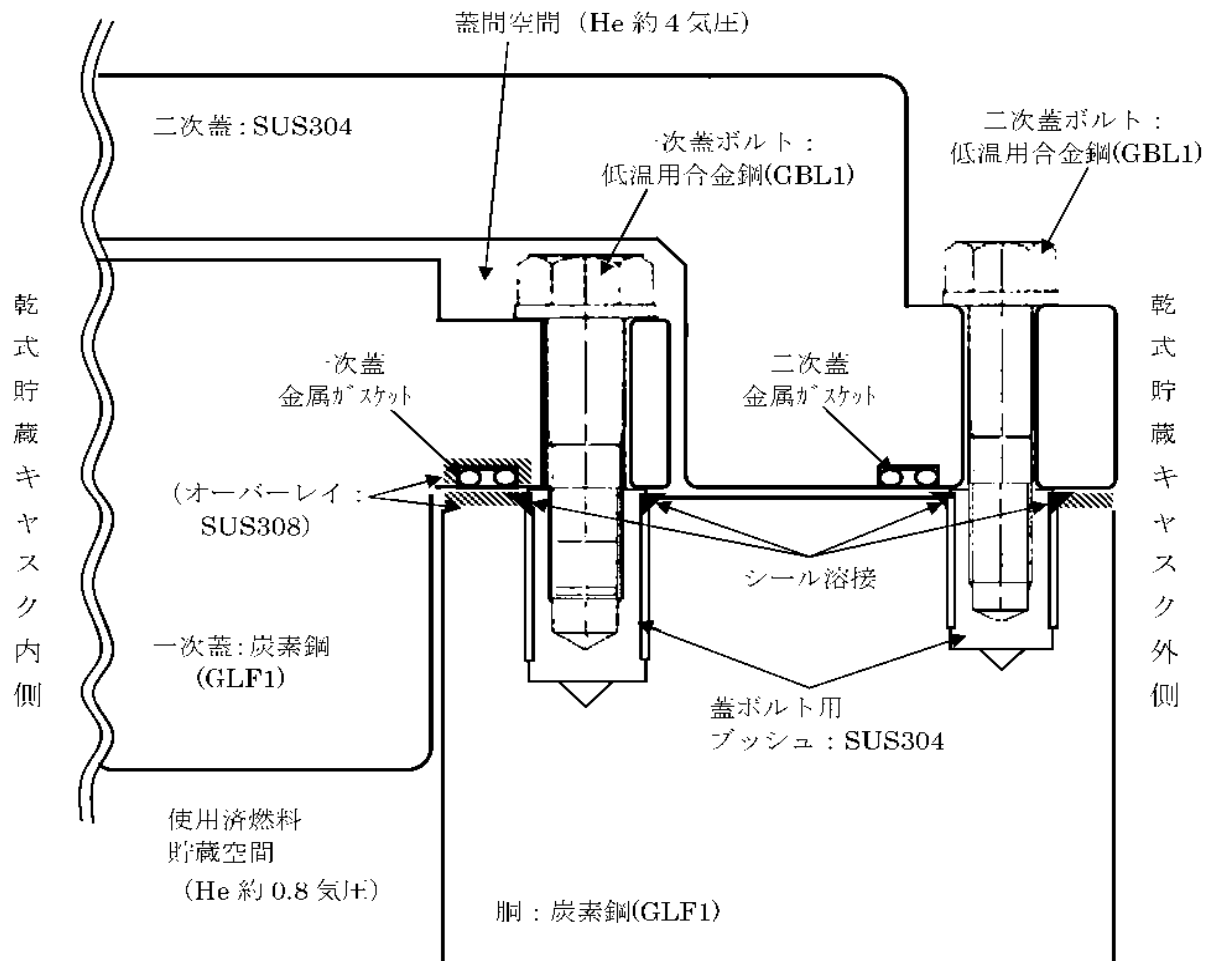


図 1-1 乾式貯蔵キャスク蓋部 概略図

既設9基乾式貯蔵キャスクのキャスク保管建屋からの搬出について

既設9基乾式貯蔵キャスクについては、キャスク保管建屋から搬出後、共用プールで点検及び必要な部材交換を実施し、キャスク仮保管設備に保管することを計画している。

ここでは、乾式貯蔵キャスクのキャスク保管建屋からの搬出の作業手順及び安全性について説明する。

1. 搬出方法

建屋内の天井クレーンは津波による被害が大きいため、耐震構造に寄与しない建屋ブロック壁の撤去、搬送台車を建屋外に搬出するための新設レールの敷設を行い、乾式貯蔵キャスクを建屋外に搬出する。建屋外での乾式貯蔵キャスクの搬送台車から輸送トレーラーへの載せ替えは、移動式クレーンを使用して行う。この場合、二重吊りの落下防止対策を講じることが出来ないため、万一の乾式貯蔵キャスクの落下時にも周辺公衆及び放射線業務従事者に対して放射線被ばく上の影響は十分小さくなるように、乾式貯蔵キャスクの吊り上げ高さを制限する手順を定めて運用する。

図1-1に乾式貯蔵キャスク搬出方法の概念図を示す。また、表1-1に乾式貯蔵キャスクの搬出工程表を示す。

2. 作業手順

作業内容	注意事項
【準備作業】	
(1) 移動式クレーンをキャスク保管建屋の近くに設置する。	風速が10m/s以上の場合、作業を中止する。
(2) 水平吊り具を移動式クレーンで吊り上げ、建屋から搬出後に速やかに乾式貯蔵キャスクに取り付けられるように用意する。	
(3) 建屋外にウインチ支持台及びウインチを取り付ける。	
【乾式貯蔵キャスク搬出・輸送トレーラー載せ替え作業】	
(4) ウインチを用いて、乾式貯蔵キャスクを載せた搬送台車を建屋外に搬出する。	運搬物の表面及び表面から1メートルの距離における線量当量率および運搬物の表面汚染密度の測定に関しては、作業実施時の最新の保安規定、社内マニュアル等に基づき管理する。

(5) 建屋外に搬出後、速やかに乾式貯蔵キャスクに水平吊り具を取り付ける。	
(6) ウインチ及びウインチ支持台を取り外し、輸送トレーラーを搬送台車と直列となるように駐車する。	搬送台車と輸送トレーラーの距離が十分小さくなるように輸送トレーラーを駐車する。
(7) 搬送台車荷台と輸送トレーラー荷台に段差が極力生じないように高さ調整をする。	
(8) 乾式貯蔵キャスクの吊り上げを監視するよう、専任の監視員を配置する。	
(9) 移動式クレーンを用いて、吊り上げ高さが 1m 以下となるように監視しながら支持架台付き乾式貯蔵キャスクを搬送台車から輸送トレーラーに徐々に水平移動させる。	吊り上げ高さが確実に 1m 以下となるように、十分に低い高さで移動する。
(10) キャスク支持架台を輸送トレーラー荷台に固定する。	
(11) 乾式貯蔵キャスクから水平吊り具を取り外す。	
(12) 輸送トレーラーにて共用プールまで構内運搬する。	構内運搬の安全措置は、作業実施時の最新の保安規定、社内マニュアル等に基づき管理する。共用プールでの乾式貯蔵キャスクの取り扱いは、従来通り、天井クレーンと搬送台車を使用する。
【片付け作業】	
(13) 水平吊り具を移動式クレーンから取り外し、移動式クレーンを移動させる。	次の乾式貯蔵キャスクを続けて搬出する場合は、(13)は行わずに(2)に戻って繰り返す。

3. 安全性

(1) 事前検討、作業資格

- ・ 作業手順書を作成し、事前に十分検討を行った上で作業を行う。
- ・ クレーンの運転は、有資格者を配置する。

(2) ウインチによる建屋外への搬出作業

- ・ ウインチによる搬送台車の移動は、建屋内 150cm/min、建屋外 100cm/min 程度の非常に遅い速度で取り扱うものとする。

(3) 移動式クレーンによる輸送トレーラー載せ替え作業

- ・ クレーンによる支持架台付き乾式貯蔵キャスクの吊り上げは、10cm/min 程度の非

常に遅い速度で取り扱うものとする。

- ・ 吊り上げ高さが確実に 1m 以下となるように、吊り上げ高さを 50cm 程度以下で取り扱うように手順書に定める。
- ・ 乾式貯蔵キャスクは専用の水平吊り具を用いるため、水平を維持して取り扱うことができる。クレーンによる支持架台付き乾式貯蔵キャスクの水平移動は、500cm/min 程度の非常に遅い速度で取り扱うものとする。
- ・ 玉掛け合図者からクレーン運転者に連絡が取れるよう無線を用意する。また、専任の監視員は、玉掛け合図者を通してクレーン運転者に連絡が取れるように配置する。
- ・ 玉掛けの際、フックの外れ止めを確実に実施する。

4. 非常時の措置

(1) 乾式貯蔵キャスク落下

- ・ 万一、乾式貯蔵キャスクを 1m 高さから落下させた場合でも周辺公衆及び放射線業務従事者への放射線被ばく上の影響は十分に小さい。

5. 主要な設備

(1) 500t 級移動式クレーン

台数 1

(2) 搬送台車

台数 1

(3) ウインチ

個数 3 (1 個が手動, 2 個が電動) (建屋内)

2 (2 個とも電動) (建屋外)

(4) 水平吊り具

個数 1

(5) 輸送トレーラー

台数 1

6. 参考

参考-1 乾式貯蔵キャスクの 1m 落下時の放射線被ばく影響について

表 1-1 乾式貯蔵キャスクの搬出工程表

	平成 25 年		
	3	4	5
電源復旧（済）			
貯蔵棟 1 階水抜き（済）			
ガレキ撤去・搬出ルート修復・コンテナ等回収（済）			
建屋ブロック壁撤去（済）			
新設レール敷設（済）			
既設レール・搬送台車復旧（済）			
乾式貯蔵キャスク搬出			

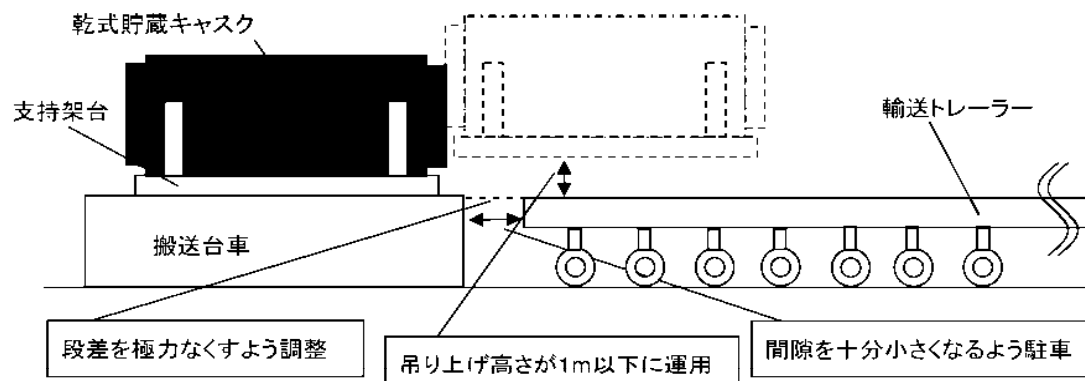
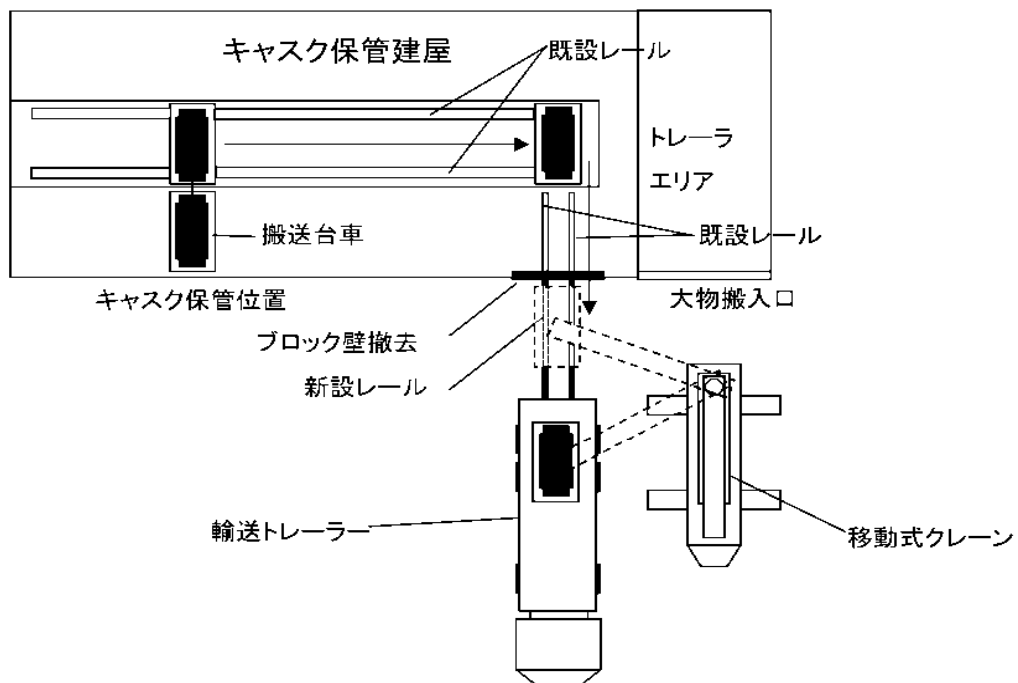


図 1-1 乾式貯蔵キャスク搬出方法の概念図

乾式貯蔵キャスクの 1m 落下時の放射線被ばく影響について

既設 9 基乾式貯蔵キャスクについては、建屋外での搬送台車から輸送トレーラーへの載せ替えは、移動式クレーンを使用して行う。その際、乾式貯蔵キャスクの吊り上げ高さを確実に 1m 以内に制限できる手順を定め、運用する予定である。

ここでは、大型の乾式貯蔵キャスクが 1m 落下した場合でも、周辺公衆及び放射線業務従事者への放射線被ばく上の影響は十分に小さいことを説明する。

1. 一次蓋密封部の発生応力評価

1.1. 評価条件

評価条件は以下とする。

- ・支持架台付きで取り扱う。
- ・水平吊り具を使用して、水平状態で取り扱う。
- ・輸送トレーラーの駐車位置は、搬送台車との距離を十分小さくし、隙間から乾式貯蔵キャスクが落下しないようにする。
- ・搬送台車荷台と輸送トレーラー荷台に段差が極力生じないように高さ調整をする。

1.2. 評価方法

1m 落下時に、乾式貯蔵キャスクの一次蓋密封部の発生応力が基準値（使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格（2007 年版））を満足するかを評価する。評価方法は以下のとおりである。

- ・LS-DYNA コードを用いて、1m 落下時に乾式貯蔵キャスクにどの程度の鉛直方向加速度が生じるかを求める。
- ・ABAQUS コードを用いて、乾式貯蔵キャスクがトラニオン 4 箇所で水平に支持された状態で、上記で求めた鉛直方向加速度を慣性力として与え、また、工事計画認可申請書（以下、工認）に記載している最高使用圧力・ボルト初期締め付け力・熱荷重を同時に加えて、密封部の発生応力を求める。
- ・求められた発生応力が基準値を満足するかを評価する。

1.3. 評価結果

(1) 落下による最大加速度評価

LS-DYNA コードを用いて、1m 落下時に乾式貯蔵キャスクにどの程度の鉛直方向加速度が生じるかを求めた。支持架台は板厚 50mm の炭素鋼（SS400）の鋼板でトラニオンを支持しており、その部分の剛性は、乾式貯蔵キャスク本体及びトラニオンの剛性に比べて小さく、落下時にその部分の塑性変形で落下エネルギーが吸収される。

図 1-1 及び図 1-2 に、乾式貯蔵キャスク本体の鉛直方向の変位履歴図及び速度履歴

図をそれぞれ示す。乾式貯蔵キャスク本体の速度勾配は蓋側のトランニオン取付部が最も大きく、その加速度は 33.1G である。以下、約 5% の余裕を見て、35G が鉛直方向加速度として作用するとして応力評価を行う。

(2) 乾式貯蔵キャスクの一次蓋密封部の発生応力

ABAQUS コードを用いて、LS-DYNA コードで得られた鉛直方向加速度及び工認に記載している最高使用圧力ーボルト初期締め付け力＋熱荷重を同時に加えて、乾式貯蔵キャスクの一次蓋密封部の発生応力を求めた。

考慮した荷重の具体的な値は、以下のとおりである。

- ・最高使用圧力：1.6MPa
- ・ボルト初期締め付け力： $3.372 \times 10^6 \text{N}$
- ・熱荷重：保守的に、最新工認（大型乾式貯蔵キャスク増設分）の乾式貯蔵キャスク各部の温度分布時に発生する荷重を使用^{*1}。
- ・LS-DYNA コードで得られた鉛直方向加速度：35G

一次蓋密封部の発生応力は胴フランジ断面最下部付近が最も大きく 58N/mm^2 である。また、一次蓋ボルトの最大応力は 109N/mm^2 である。

※1：既設 9 基乾式貯蔵キャスクの貯蔵燃料は 20 年以上冷却されており、増設分乾式貯蔵キャスクの貯蔵燃料の設計冷却期間 13 年以上を超えていることから、最新工認の熱荷重を使用することは保守的となる

(3) 基準値との比較

一次蓋密封部の胴フランジ及び一次蓋ボルトの基準値は、材料の降伏応力（ S_y ）であり、それぞれ

一次蓋密封部胴フランジ（GLF1）： $S_y = 181 \text{N/mm}^2$

一次蓋ボルト（GBL1）： $S_y = 649 \text{N/mm}^2$

である。このため、1m 落下での一次蓋密封部の胴フランジ及び一次蓋ボルトの裕度（基準値/発生応力）はそれぞれ

一次蓋密封部胴フランジ： $181/58 = 3.1$

一次蓋ボルト： $649/109 = 5.9$

となり、基準値を十分満足する。

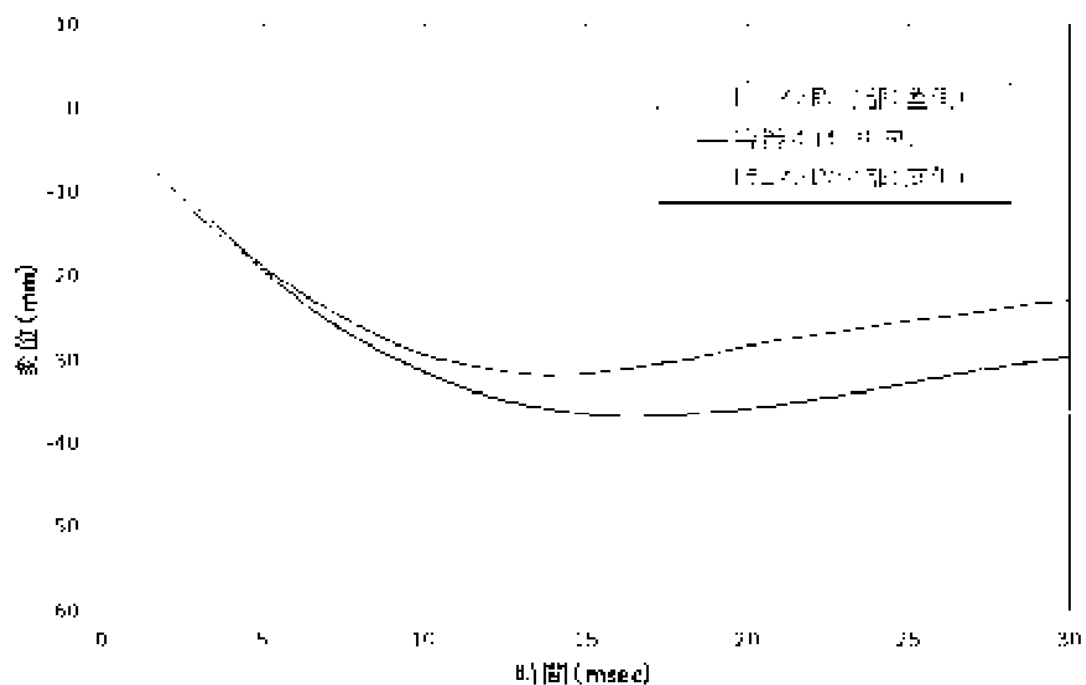


図 1-1 乾式貯蔵キャスク本体の鉛直方向の変位履歴図

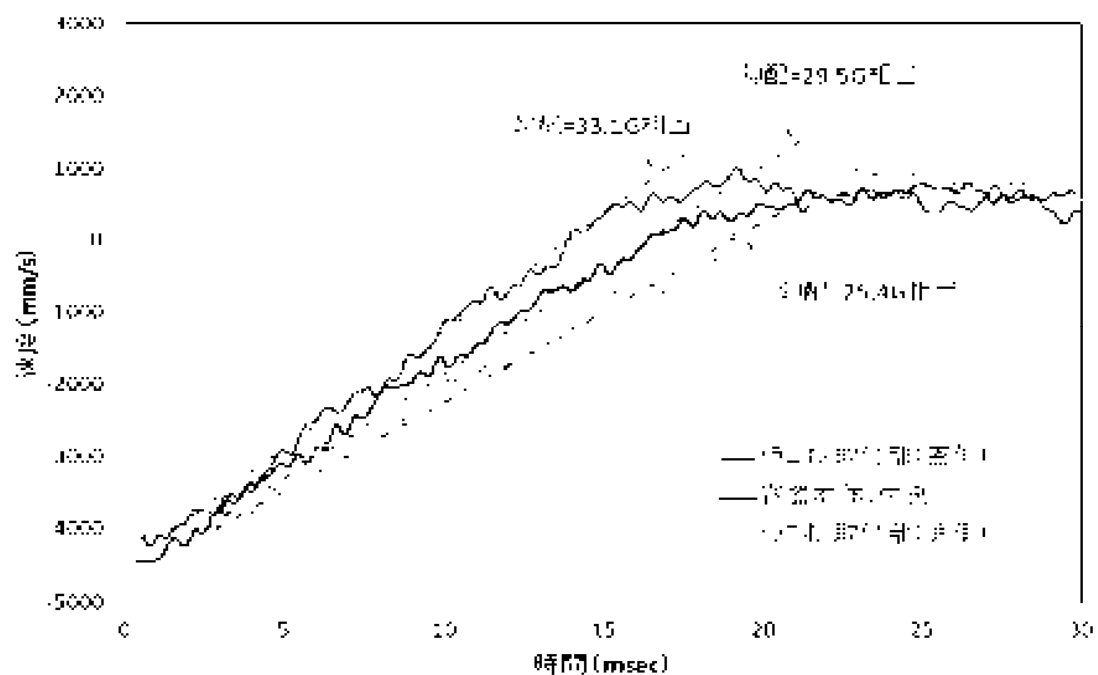


図 1-2 乾式貯蔵キャスク本体の鉛直方向の速度履歴図

衝撃計算に用いるコード(LS-DYNA)について

(1) 概要

LS-DYNA コードは米国 Livermore Software Technology Corporation (LSTC 社) からリリースされた汎用陽解法有限要素解析に基づく 3 次元非線形衝撃応答解析コードであり、輸送キャスクの衝撃解析等に広く利用されている。

(2) 機能

LS-DYNA コードは、衝撃解析に際して以下の機能を有している。

- ① 材料の非線形性を取り扱えるため、衝撃吸収材が衝撃時に降伏応力を超え、塑性変形することによって衝撃エネルギーを吸収することを考慮できる。
- ② 20 を超える接触オプションが有効であり、接触面には固着、剥離、接触、滑り、摩擦などの条件が設定できる。
- ③ 面と面の接触状態だけでなく、辺と辺、節点と面の接触も可能である。
- ④ 要素の消滅などの特殊な条件も扱うことができる。
- ⑤ 多数の金属、非金属材料モデルを有している。

(3) 解析フロー

LS-DYNA コードの解析フローを図 1-3 に示す。

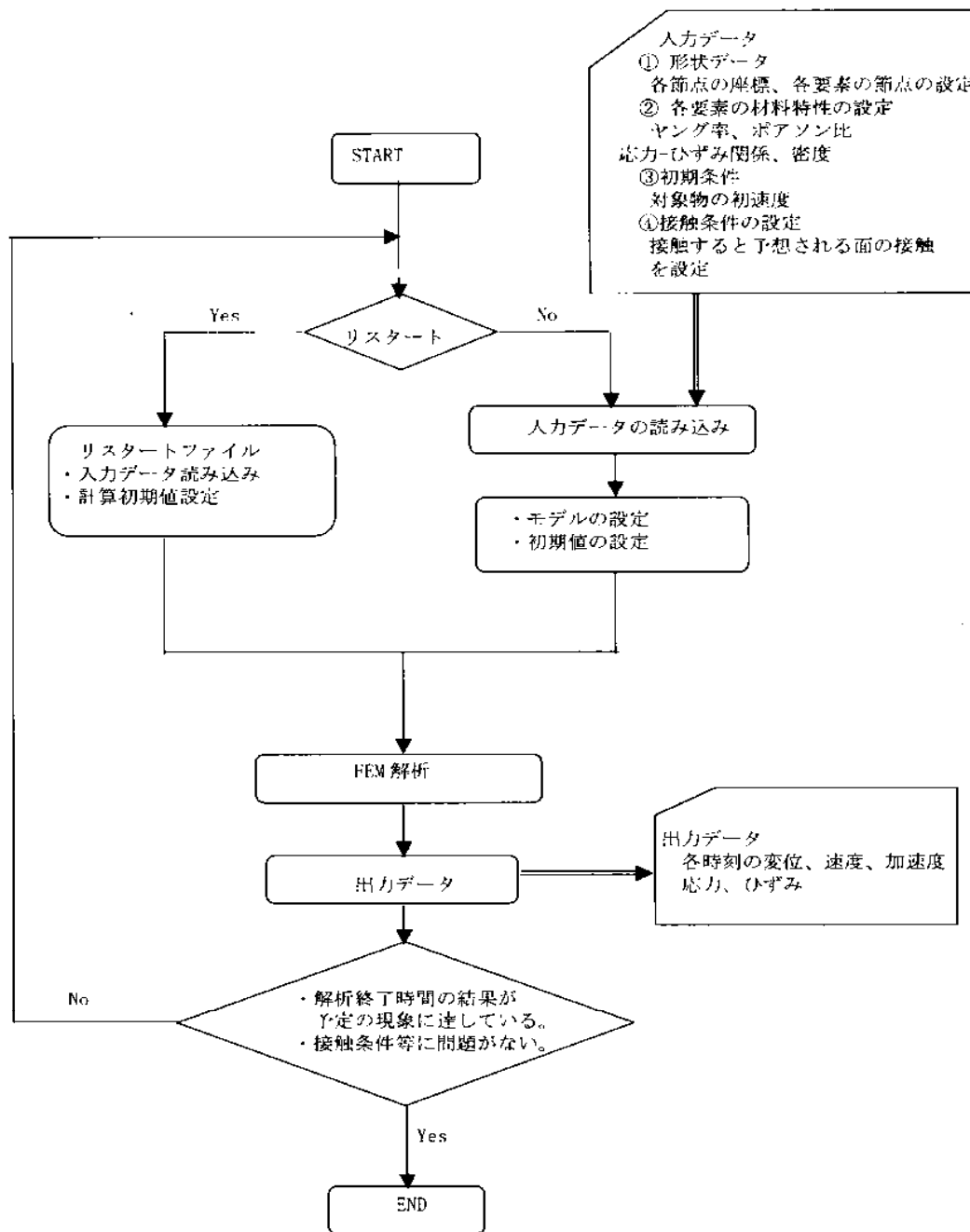
(4) 使用実績

LS-DYNA コードは、これまで自動車分野をはじめ、多くの分野の衝撃解析に対して使用実績がある。

原子力分野では、返還ガラス固化体輸送用キャスクの核燃料輸送物設計承認書において、構造解析の解析コードとして使用されている実績がある。

(5) 検証方法

実験との比較による検証が実施されていることを確認している。



【図 1-3 LS-DYNA コードの衝撃計算フロー】

構造強度計算に用いるコード (ABAQUS) について

(1) 概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt, Karlsson&Sorensen, Ins. (HKS 社) で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり、輸送キャスクの応力解析等に広く利用されている。

(2) 機能

ABAQUS コードは、応力解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常、非定常の弾性、非弾性のいずれの解も得ることができる。
- ② 材料特性として時間依存、歪の履歴依存及び等方性・異方性等を考慮することができる。
- ③ モデルの形状は一次元～三次元、又は連続体についても取り扱うことができる。
- ④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
- ⑤ 荷重条件として集中荷重、分布荷重、モーメント、加速度力 (慣性力)、圧力、遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また、これらの条件の時間依存、線形変化に対しても対応可能である。

(3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-4 に示す。

(4) 使用実績

ABAQUS コードは、これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

(5) 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

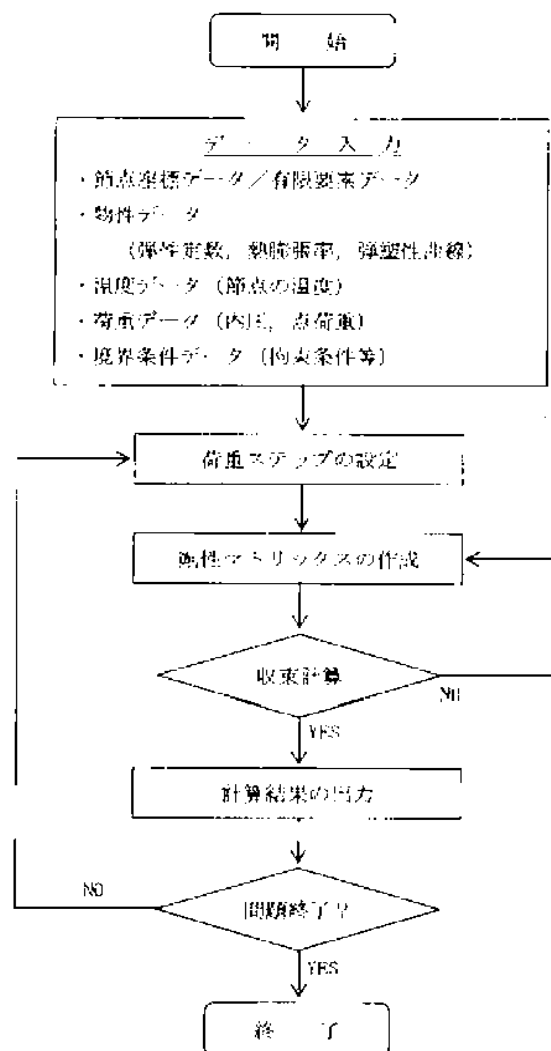


図 1-4 ABAQUS コードの応力解析フロー図

2. 一次蓋ずれを原因とした金属ガスケットからの瞬時漏えい率上昇の影響評価

2.1. 1m 落下試験

(1) 試験の概要

電力中央研究所において、実物大金属キャスク落下試験（69 体の BWR 燃料集合体を収納する乾式キャスクを模擬した試験体を用いた落下試験）が行われている^{※2}。その中で緩衝体を装着しない状態で 1m 高さから水平落下させた試験があり、一次蓋の変位及び瞬時漏えい率が測定されている。

※2：電力中央研究所報告「金属キャスク落下時瞬時漏えい評価－実物大金属キャスク落下試験－」田8.12

(2) 試験結果からの類推

落下時の一次蓋の最大横ずれ量は約 0.4mm であり、一次蓋の口開きは認められていない。一次蓋金属ガスケットからのヘリウム漏えい率は、落下直後にバックグランドより一桁上昇し、10 分程度でバックグランドレベルまで復元、落下から 25 分程度経過してから再び一桁上昇し、更に 10 分程度でバックグランドレベルまで復元する現象が見られたが、この後 6 時間の計測中はバックグランドレベルのままであったことが確認されている。最終的に復元する原因については、金属ガスケット表面とキャスク本体のフランジ面とのなじみにより、金属ガスケット表面にできた隙間が解消されたものと考えられている。また、試験終了後、試験体を落下試験場から離れた工場に持ち込み、二回の密封検査を実施した結果、密封性が健全であることが確認されている。

乾式貯蔵キャスクの支持架台付き 1m 落下と電力中央研究所が行った 1m 水平落下試験を比較すると、金属ガスケットの熱劣化の有無と支持架台の有無の違いはあるが、概ねキャスク設計と落下条件は類似している。そのため、乾式貯蔵キャスクが支持架台付きで 1m 水平落下した場合、一次蓋の横ずれにより瞬時的に漏えい率が上昇する可能性はあるが、比較的短時間に復元するものと類推する。

一次蓋の横ずれにより瞬時的に漏えい率が上昇したとしても、乾式貯蔵キャスクの蓋間圧力は正圧、乾式貯蔵キャスク内部は負圧であることを踏まえると、乾式貯蔵キャスクを支持架台付きで 1m 落下した場合において、外部への核分裂生成物の漏えいはほとんどないと思われる。

2.2. 敷地境界線量の評価

ここでは、極めて保守的な例として、大型の乾式貯蔵キャスクの落下により、全ての貯蔵燃料の被覆管が損傷し、ガス状核分裂生成物がキャスク保管建屋前において短時間（1 時間）で全て放出されたとして敷地境界線量の評価を行った。

評価条件を表 2-1 に示す。敷地境界線量は、よう素の内部被ばく及び希ガスの γ 線

外部被ばくの和として計算した。結果は、

約 $2.5 \times 10^{-3} \text{mSv}$

となり、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日 原子力安全委員会決定 一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会）において、事故時における周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない判断基準である発生事故当たりの実効線量 5mSv に対して十分小さい結果となっている。更に、設計基準事象である「燃料集合体の落下」の設置許可申請書（6 号機）で評価された敷地境界線量である約 $4.3 \times 10^{-3} \text{mSv}$ よりも小さい値である。

以上より、極めて保守的な条件で敷地境界線量を評価した結果においても、周辺公衆に与える放射線被ばく上の影響は十分に小さい。

2.3. まとめ

大型の乾式貯蔵キャスクが水平架台付きで 1m 落下した場合でも、一次蓋密封部の胴フランジ及び一次蓋ボルトの発生応力はいずれも基準値を十分満足することを確認した。

また、類似の落下試験から、一次蓋の横ずれにより瞬時的に漏えい率が上昇する可能性はあるが、比較的短時間に復元するものと類推した。

なお、極めて保守的な条件で敷地境界線量を評価した場合においても、周辺公衆に与える放射線被ばく上の影響は十分に小さいことを確認した。実際には、乾式貯蔵キャスクの落下による貯蔵燃料の破損は仮定より少ないと思われること及び一次蓋の横ずれにより瞬時的に漏えい率が上昇したとしても、乾式貯蔵キャスクの蓋間圧力は正圧である一方、乾式貯蔵キャスク内部は負圧であることから、周辺公衆及び放射線業務従事者に与える放射線被ばく上の影響は十分軽微であると考ええる。

表 2-1 敷地境界線量の評価条件

評価手法	ORIGEN2（インベントリ）、気象指針 ^{※1} （大気拡散）、 線量目標値に対する評価指針 ^{※2} （放射線被ばく）
燃焼度	33GWd/t （保守的に、実際の最大燃焼度を超えた燃焼度を設定）
冷却期間	8000 日 （保守的に、実際の最小冷却期間より少ない期間を設定）
ペレットから被覆管ギャップへ 核分裂生成物が放出する割合	30% ^{※3}
実効放出継続時間	1 時間

※1：発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日「原子力安全委員会決定」一部改訂「平成 13 年 3 月 29 日「原子力安全委員会」）

※2：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日「原子力委員会決定」一部改訂「平成 13 年 3 月 29 日「原子力安全委員会」）

※3：H. Bayashi, M. Kitamura, T. Nomata, T. Kozu, K. Ito, T. Kubo, Y. Wakashima, B. Sukarni, "Irradiation Characteristics of BWR Step II Load-use Assemblies", ANS International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, Portland, Oregon, U.S.A., March 6, (1997)

インベントリ計算に用いるコード (ORIGEN2) について

(1) 概要

ORIGEN2 コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発された炉内中性子束の 1 点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり、輸送キャスクの崩壊熱計算等に広く利用されている。

(2) 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射能量等が求められる。
- ② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し、中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており、任意に選択できる。
- ③ 計算結果は、放射化生成物、アクチニド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ (崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と (α , n) 反応により発生する中性子源強度等) に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

(3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図2-1 に示す。

(4) 使用実績

ORIGEN2 コードは、輸送キャスク、核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている※1。

(5) 検証方法

汎用コードの導入評価※1が実施されていることが確認されている。
大型実験/ベンチマーク試験による検証※2が実施されていることが確認されている。

※1: A. G. Croff, “ ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”, CCC-371 (1987)

※2: (社)日本原子力学会 “原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

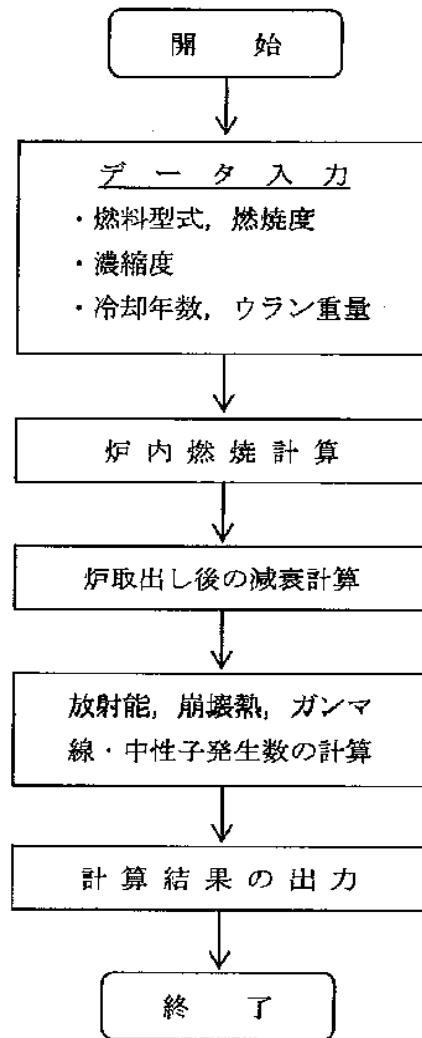


図 2-1 ORIGEN2 コードの計算フロー図