

福島第一原子力発電所第1～4号機に対する  
「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に  
係る報告書（その1）

平成23年10月

東京電力株式会社

福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく  
施設運営計画に係る報告書（その1）

目次

1. 原子炉圧力容器・格納容器注水設備	1-1
1.1. 概要	1-1
1.2. 設計方針	1-2
1.3. 主要設備	1-3
1.4. 主要仕様	1-12
1.5. 要求事項に対する代替措置	1-12
1.6. 異常時に関する説明書	1-16
1.7. 添付資料	1-25
添付資料－1 原子炉注水系設備の構造強度および耐震性に係る説明書	1-47
添付資料－2 炉注入する処理水の塩化物イオン濃度の目標値について	1-56
添付資料－3 滞留水漏えい時の作業環境評価	1-57
2. 原子炉格納容器窒素封入設備	2-1
2.1. 概要	2-1
2.2. 設計方針	2-2
2.3. 主要設備	2-3
2.4. 設備の構造強度	2-6
2.5. 耐震性	2-6
2.6. 主要仕様	2-6
2.7. 運用	2-6
2.8. 添付資料	2-9
添付資料－1 水素発生量の評価結果について	2-17
添付資料－2 窒素封入停止時の時間余裕について	2-22
添付資料－3 原子炉格納容器窒素封入設備 設計・施工に伴う重要度分類の考え方について	2-25
添付資料－4 原子炉格納容器窒素封入設備の構造強度および耐震性について	2-27
3. 使用済燃料プール等	3-1
3.1. 使用済燃料プール	3-1
3.1.1. 概要	3-1

3.1.2.	確認方針	3-2
3.1.3.	主要設備	3-3
3.1.4.	設備の構造強度及び耐震性	3-3
3.1.5.	保守管理	3-5
3.2.	使用済燃料プール冷却系	3-6
3.2.1.	概要	3-6
3.2.2.	設計方針	3-7
3.2.3.	主要設備	3-8
3.2.4.	設備の構造強度	3-12
3.2.5.	耐震性	3-13
3.2.6.	主要仕様	3-15
3.2.7.	要求事項に対する代替措置	3-15
3.2.8.	異常時に関する説明書	3-21
3.2.9.	添付資料	3-23
添付資料-1	セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験	3-48
添付資料-2	使用済燃料プール循環冷却系の仮設設備の構造強度および耐震性に係る説明書	3-50
4.	原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備	4-1
4.1.	概要	4-1
4.2.	設計方針	4-2
4.3.	主要設備	4-3
4.4.	主要仕様	4-6
4.5.	再臨界監視	4-6
4.6.	要求事項に対する代替措置	4-8
4.7.	異常時に関する説明書	4-10
4.8.	添付資料	4-13
添付資料-1	原子炉圧力容器・原子炉格納容器内における再臨界の検討	4-17
添付資料-2	五ホウ酸ナトリウムの必要量	4-25
添付資料-3	ホウ酸水注入系設備の構造強度および耐震性に係る説明書	4-28
添付資料-4	圧力・温度監視基準の考え方および計算方法	4-31
5.	高レベル放射性汚染水処理設備，貯留設備（タンク等），廃スラッジ貯蔵施設，使用済セシウム吸着塔保管施設及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）	5-1
5.1.	概要	5-1
5.2.	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）	

. . . . .	5-4
5.2.1 設備の設計方針 . . . . .	5-4
5.2.2 主要設備 . . . . .	5-6
5.2.3 設備の構造強度等 . . . . .	5-18
5.2.4 耐震性 . . . . .	5-21
5.2.5 主要仕様 . . . . .	5-23
5.2.6 要求事項に対する代替措置 . . . . .	5-23
5.3. 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 . . . . .	5-27
5.3.1 設備の設計方針 . . . . .	5-27
5.3.2 主要設備 . . . . .	5-28
5.3.3 設備の構造強度等 . . . . .	5-35
5.3.4 耐震性 . . . . .	5-37
5.3.5 主要仕様 . . . . .	5-38
5.3.6 要求事項に対する代替措置 . . . . .	5-38
5.4. 今後の計画 . . . . .	5-41
5.5. 添付資料 . . . . .	5-41
添付資料-1 高濃度滞留水受タンク設置部の難透水性地盤の評価 . . . . .	5-69
6. 高レベル放射性汚染水を貯留している（滞留している場合も含む）建屋等 . . . . .	6-1
6.1 概要 . . . . .	6-1
6.2 安全確保の基本方針 . . . . .	6-2
6.3 主要設備等 . . . . .	6-2
6.4 設備の構造強度・耐震設計 . . . . .	6-10
6.5 今後の計画 . . . . .	6-11
6.6 添付資料 . . . . .	6-12
添付資料-1 プロセス主建屋の貫通部の止水措置 . . . . .	6-22
添付資料-2 プロセス主建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策 . . . . .	6-25
添付資料-3 プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価 . . . . .	6-33
添付資料-4 高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置 . . . . .	6-37
添付資料-5 高温焼却炉建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策 . . . . .	6-40
添付資料-6 高温焼却炉建屋の屋外への放射性物質移行量の評価 . . . . .	6-47
7. 電気系統 . . . . .	7-1
7.1. 概要 . . . . .	7-1
7.2. 設計方針 . . . . .	7-1
7.3. 主要設備 . . . . .	7-2

7.4.	主要仕様	7-7
7.5.	運用	7-8
8.	原子炉注水系に関する確率論的安全評価	8-1
8.1.	概要	8-1
8.2.	評価条件	8-1
8.3.	評価結果	8-5
8.4.	添付資料	8-7
添付資料-1	確率論的安全評価手法	8-8
添付資料-2	事故シーケンスの定量評価	8-14
添付資料-3	原子炉注水停止時の燃料温度 1,200℃への上昇時間	8-23

## 1. 原子炉圧力容器・格納容器注水設備

### 1.1. 概要

#### 1.1.1. 現状および中期的見通し

原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下、原子炉注水系）の系統構成は、図 1-1～3 に示すように、注水ポンプ、注水ライン、タンクからなる。原子炉注水系は、水源を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）およびろ過水とし、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、2, 3号機は消火系および給水系並びに炉心スプレイ系）を介して原子炉への注水を行い燃料の崩壊熱を除去している。

現状、水源にろ過水タンク、処理水バッファタンク、純水タンクを備え、ポンプは高台炉注水ポンプ、非常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプおよび非常時のバックアップ用の消防車により構成されている。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、純水タンクから純水タンク脇炉注水ポンプを介する注水ラインで構成され、それぞれ独立した系統構成としており、既に十分な多重化および多様化が図られた設備構成であるが、今後さらに安全性を高めることを計画している。

平成 23 年 10 月 17 日時点での注水流量は、1号機が給水系約 4 m<sup>3</sup>/h、2号機が給水系約 4 m<sup>3</sup>/h および炉心スプレイ系約 7 m<sup>3</sup>/h、3号機が給水系約 2 m<sup>3</sup>/h および炉心スプレイ系約 8 m<sup>3</sup>/h である。いずれの号機についても原子炉圧力容器底部の温度は安定して推移しており、概ね 100℃以下に維持されている。また、原子炉圧力容器底部以外の温度についても概ね 100℃以下に維持されており、現在の注水量で十分冷却できている。

時間の経過に伴って、燃料の崩壊熱は減衰し、必要注水量は減少していく方向であるため、今後 3 年間にわたり原子炉注水系により冷却を行うことが可能である。

#### 1.1.2. 基本的対応方針および中期的計画

原子炉注水系は、以下を基本的対応方針とする。

- a. 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。
- b. 原子炉圧力容器・格納容器内の冷却状態を適切に監視できる機能を有すること。
- c. 原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃以下に維持できる機能を有すること。
- d. 注水設備は多重性または多様性および独立性をそなえること。
- e. 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。
- f. 常設の注水設備が冷却機能を喪失した際は代替冷却機能を有すること。

原子炉注水系は、概ね基本対応方針を満足するが、今後、図 1-5～7 に示すように、3号機復水貯蔵タンク（以下、CST タンク）から CST 炉注水ポンプを介する注水ライン、タービン建屋炉注水ポンプを介する注水ラインおよび処理水バッファタンクからター

ビン建屋内炉注水ポンプを介する注水ラインを追加することで、水源、ポンプおよび注水ラインのさらなる多様化を図ることを計画している。また、1号機については炉心スプレイ系の既設配管を利用した注水ラインの追加を計画している。さらに、原子炉注水ラインの凍結防止対策および現状配管類に主として使用している耐圧ホースから信頼性の高いポリエチレン配管への変更についても実施を計画している。

### 1.1.3. 異常時の評価

異常時の評価については、過渡相当事象における敷地境界での実効線量は十分小さく、有意な放射性物質の追加放出はない。事故相当事象における敷地境界での実効線量は約  $1.1 \times 10^{-3} \text{mSv}$  であり、安全評価審査指針の「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり  $5 \text{mSv}$ 」に比べて小さく、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。また、シビアアクシデント相当事象における敷地境界での実効線量は約  $3.5 \text{mSv}$  であり、緊急時被ばく状況における放射線防護の基準値下限である  $20 \text{mSv}$  に比べて小さい。

## 1.2. 設計方針

### 1.2.1. 仮設設備の設計方針

#### (1) 構造強度および機能の維持

- 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  $100^\circ\text{C}$  以下に維持できる設計とする。
- b. 原子炉注水系は、系統の多重性およ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、製作および検査について、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) 冷却状態の監視

- a. 冷却状態並びに注水流量、圧力および温度は、常時監視できる設計とする。
- b. 冷却状態に異常が生じた場合に検出できるようにする。
- c. 監視室は冷却状態および注水状態の監視に必要な主要パラメータが監視できるとともに、安全性を確保するために必要な措置が実施できるようにする。

(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注水冷却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。

1.2.2. 既設設備の確認方針

(1) 耐震性

- a. 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

- a. 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。

1.3. 主要設備

1.3.1. 系統構成

原子炉注水系の系統概略図を図 1-1~3 に、主要設備の設備配置図を図 1-4 に示す。主要設備構成を以下に記載する。

(1) 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高台炉注水ポンプ 3 台 (1~3 号共用) で構成している。

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る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および専用の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。

それぞれのポンプの送水能力は、高台炉注水ポンプおよび非常用高台炉注水ポンプで20 m<sup>3</sup>/h/台、純水タンク脇炉注水ポンプで37 m<sup>3</sup>/h/台である。

また、各ポンプの操作盤は各ポンプの近傍に設置されており、手動で起動・停止を行っている。

今後、図1-5～7に示すように、タービン建屋内にタービン建屋内炉注水ポンプ6台（各プラント2台、10 m<sup>3</sup>/h/台）および3号機のCSTタンク脇にCST炉注水ポンプ4台（1、2号共用で2台、3号用で2台、20 m<sup>3</sup>/h/台）の吸込みラインを追加し、11月下旬頃に常用系ポンプとして運用を開始することを計画している。工程については表1-1に示す。

## (2) タンク

原子炉注水系の水源は、独立した供給源として建屋に滞留した汚染水を水処理した処理水とダムを供給源とするろ過水の2種類がある。

原子炉注水系のタンクは、処理水バッファタンク、ろ過水タンク、純水タンクおよび今後運用を予定している3号機CSTタンクがあり、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、3号機CSTタンク、一方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、処理水、ろ過水のそれぞれの水源に対し多様性を持っている。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となっている。

これらタンクは1～3号機共用として運用しているが、独立した2種類の水源に対しそれぞれ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、十分な多様性および独立性を有していると考えている。

なお、適切な量の水源が確保されていることを確認するため、タンクの水位を定期的に確認している。

## (3) 原子炉注水ライン

原子炉注水系は、常用高台炉注水ポンプまたは非常用高台炉注水ポンプからの注水ライン、純水タンク脇炉注水ポンプからの注水ラインで構成され、それぞれを独立した系統構成としている。

高台炉注水ポンプおよび純水タンク脇炉注水ポンプは、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、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単独系統での機能確認等を実施出来るようにしている。

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、有意な圧力損失および流体振動等が発生しないよう考慮している。また、耐圧ホースおよ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、可能な限りアスファルトを避けて敷設している。

なお、今後、図 1-5~7 に示すように、3 号機 CST タンクから CST 炉注水ポンプを介する注水ライン、タービン建屋内炉注水ポンプを介する注水ラインおよび処理水バッファタンクからタービン建屋内炉注水ポンプを介する注水ラインを追加することを計画しており、さらなる多様化が図られる。また、1 号機については炉心スプレイ系の既設配管を利用した注水ラインの追加を計画している。

その他、原子炉注水ラインの凍結防止対策（温度上昇防止対策含む）および現状配管類に主として使用している耐圧ホースから信頼性の高いポリエチレン配管への変更についても実施を計画している。それぞれの計画についての工程を表 1-1 に示す。

#### (4) 電源

原子炉注水系の電源構成図を図 1-8 に示す。常用高台炉注水ポンプおよび純水タンク脇炉注水ポンプは、仮設 1/2 号 M/C(B)からそれぞれ独立したラインで受電しており、仮設 1/2 号 M/C(B)は大熊線 2 号線から受電している。仮設 1/2 号 M/C(B)は大熊線 2 号線が停電した場合、手動による受電切替により、東北電力東電原子力線、夜ノ森 1・2 号線、電源車、5 号機および 6 号機非常用 D/G（5 号機 2 基、6 号機 2 基の計 4 基）からの受電が可能となっている。

また、非常用高台炉注水ポンプおよび純水タンク脇炉注水ポンプはそれぞれ単独の D/G を有しており、外部電源の供給の有無に関わらず運転が可能となっている。

常用高台原子炉注水系ポンプの圧力および注水流量の監視に用いている監視カメラ（事務本館海側駐車場）ならびに注水流量の監視に用いている計装用計器はポンプと同様に仮設 1/2 号 M/C(B)から受電している。タービン建屋前に設置した原子炉注水流量の監視カメラは仮設 1/2 号 M/C(B)から受電している。

なお、今後運用が開始される 1, 2 号タービン建屋内炉注水ポンプは、仮設 1/2 号 M/C(B)から、3 号機タービン建屋内炉注水ポンプおよび CST 炉注水ポンプは、仮設 3/4 号 M/C(A)から受電している。仮設 3/4 号 M/C(A)は、大熊 3 号線が停電した場合、手動による受電切替により、東北電力東電原子力線および電源車からの受電切替が可能となっている。

また、電源設備の変更に伴い、原子炉注水系の電源構成は変更が予定されている。10 月下旬以降の原子炉注水系の電源構成図を図 1-9 に示す。10 月下旬以降は、常用高台炉注水ポンプ、事務本館海側駐車場に設置された監視カメラ、計装用計器の電源、2 号

機タービン建屋内炉注水ポンプおよび 1～3 号機監視カメラ（タービン建屋前）は所内共通 M/C(1A)から受電し、所内共通 M/C(1A)は夜ノ森 1 号線から受電する。所内共通 M/C(1A)は、夜ノ森 1 号線が停電した場合、手動による受電切替により、夜ノ森 2 号線、大熊 2 号線、電源車、5 号機および 6 号機非常用 D/G からの受電が可能となる。

#### (5) その他

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、非常時の対応に必要となる原子炉注水専用の消防車を 6 台配備している。また、水源については、上記のタンクの他、原水地下タンクを利用できる。

なお、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も可能である。

火災防護については、原子炉注水系の非常用高台炉注水ポンプおよび純水タンク脇炉注水ポンプの 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している。

また、原子炉の腐食防止対策として注水する処理水の水質確認を行い、必要に応じ脱酸素等対策を行う。

#### 1.3.2. 冷却能力

現在の原子炉冷却系による原子炉压力容器底部温度の推移は図 1-10 のとおりであり、原子炉压力容器底部の温度は安定して推移しており、概ね 100℃以下に維持されていることが分かる。

平成 23 年 10 月 17 日時点での各号機の実績注水量は以下のとおりである。

- 1 号機 : 給水系約 4 m<sup>3</sup>/h
- 2 号機 : 給水系約 4 m<sup>3</sup>/h, 炉心スプレイ系約 7 m<sup>3</sup>/h
- 3 号機 : 給水系約 2 m<sup>3</sup>/h, 炉心スプレイ系約 8 m<sup>3</sup>/h

高台炉注水ポンプおよび非常用高台注水ポンプのそれぞれの送水能力は 20 m<sup>3</sup>/h/台、純水タンク脇注水ポンプは 37 m<sup>3</sup>/h/台であり、ポンプの台数を考慮すると冷却に必要な注水流量を十分供給可能である。

平成 23 年 10 月 17 日時点での各号機の崩壊熱と崩壊熱相当の注水量は以下のとおりである。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。また、崩壊熱相当の注水量とは下式で計算されるものであり、原子炉を冷却するための最低限必要な水の流量とみなすことができる。

$$W_1 = Q \times \rho \times 1,000 \times 3,600 / (h_{v100} - h_{w20})$$

Q : 崩壊熱

$h_{v100}$  : 蒸気 (100°C) のエンタルピー

$h_{w20}$  : 水 (20°C) のエンタルピー

$\rho$  : 水の比容積

$$W_2 = Q \times \rho \times 1,000 \times 3,600 / (h_{w100} - h_{w20})$$

$h_{w100}$  : 水 (100°C) のエンタルピー

号機	崩壊熱	20°C(水)→100°C(蒸気)として冷却する場合に必要な崩壊熱相当注水量* $W_1$	20°C(水)→100°C(水)として冷却する場合に必要な崩壊熱相当注水量* $W_2$
1号機	0.61 MW	0.8 m <sup>3</sup> /h	6.5 m <sup>3</sup> /h
2号機	0.86 MW	1.2 m <sup>3</sup> /h	9.2 m <sup>3</sup> /h
3号機	0.88 MW	1.2 m <sup>3</sup> /h	9.4 m <sup>3</sup> /h

実績注水量と崩壊熱相当の注水量 ( $W_2$ ) の関係は、2, 3号機では実績注水量が上回っているのに対し、1号機では実績注水量の方が下回っている。この違いは、注水配管や弁等からの漏えいの具合や燃料の冷却状態等が影響しているものと考えられるが、図1-11~13に示すように、いずれについても温度は概ね100°C以下に維持されており、十分冷却されていることが分かる。

注水量を決定する際には崩壊熱相当の注水量はめやすとしては用いるものの、原子炉圧力容器や原子炉格納容器の各部位の温度推移や崩壊熱の減衰等を考慮して総合的に注水量を決定することとしている。今後については、当面、原子炉圧力容器底部温度を約90°C以下で維持するように注水量を管理していく。

時間の経過に伴って、燃料の崩壊熱は減衰し、必要注水量は減少していく方向であるため、今後3年間にわたり原子炉注水系により冷却を行うことが可能である。

号機	平成23年 10月17日	平成24年 10月17日	平成25年 10月17日	平成26年 10月17日
1号機	0.61 MW	0.27 MW	0.17 MW	0.12 MW
2号機	0.86 MW	0.37 MW	0.22 MW	0.15 MW
3号機	0.88 MW	0.36 MW	0.21 MW	0.15 MW

### 1.3.3. 設備の構造強度

#### (1) 基本方針

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設定したものであり、耐圧ホース等の非金属材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の結果などを活用し、評価を行う。

また、構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から、原子力発電所での使用実績がない材料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) 主要設備の構造強度

原子炉注水系の主要設備の構造強度に係る説明書を添付資料-1 に示す。

### a. 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および CST 炉注水ポンプ

高台炉注水ポンプ、非常用高台炉注水ポンプおよび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および CST 炉注水ポンプは、材料証明がない等、設計・建設規格におけるクラス2機器の要求を満足するものではないが、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、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、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評価している。

### b. 配管類（鋼管、フレキシブルチューブ、ポリエチレン配管、耐圧ホースおよび消防用ホース）

鋼管およびフレキシブルチューブは、材料証明がない等、設計・建設規格におけるクラス2機器の要求を満足するものではないが、常用高台炉注水ポンプをはじめとする各炉注水ポンプの通常運転圧力に十分耐えうるものを採用している。また、耐圧試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認しており、必要な構造強度を有するものと評価している。

ポリエチレン配管は設計・建設規格に記載がない材料であるが、水道規格において要求されている構造強度を満足している。また、耐圧性能が最も厳しくなる 50°C 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。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おり、必要な構造強度を有しているものと評価している。

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おり、必要な構造強度を有しているものと評価している。

消防用ホースは、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を満足している。

#### c. 処理水バッファタンク

バッファタンクは、材料証明がない等、設計・建設規格におけるクラス2機器の要求を満足するものではないが、タンクの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していることから、使用にあたって十分耐えうる構造強度を有していると評価している。

### 1.3.4. 耐震性

#### (1) 基本方針

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、仮設設備については、短期間での設計、調達および設置を行う必要があったことから、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Ss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、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開できるよう配慮する。

また、既設設備については、基準地震動Ss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、フレキシビリテ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) 仮設設備の耐震性

原子炉注水系の仮設設備の耐震性に係る説明書を添付資料-1に示す。

##### a. 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およびCST炉注水ポンプ

常用高台炉注水ポンプ、非常用高台炉注水ポンプおよび純水タンク脇炉注水ポンプについては、ポンプユニット（注水ポンプ、電源、主要配管（鋼管およびフレキシブルチューブ））を、ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで、転倒防止策を講じている。タービン建

屋内炉注水ポンプについては、ボルトによりタービン建屋床面に固定している。CST 炉注水ポンプについては、屋外に設置しており、ボルトによる地面への固定等はない。

これらのポンプについて、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対して、構造健全性および機能が確保されることを確認した。なお、純粋タンク脇炉注水ポンプ以外の各ポンプについては、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、構造健全性および機能が確保されることを確認した。

b. 配管類（鋼管、フレキシブルチューブ、ポリエチレン配管、耐圧ホースおよび消防用ホース）

鋼管は分岐ヘッダ等の距離の短い部分に使用しているが、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ている。

ポリエチレン配管等については、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。また、ポリエチレン配管および耐圧ホースについては、それぞれ融着、加締めにより接続しており、いずれも、ホース仕様に適合することが試験等により確認された方法である。

c. バッファタンク

バッファタンクについては、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対して転倒しないことを確認した。

(3) 既設設備の耐震性

a. 配管

既設配管については、下表に示す既設配管を現在、原子炉注水系のラインとして利用している。これら既設配管のうち、一部の設備については、耐震 B クラスとして設計されている等の理由から、基準地震動  $S_s$  における耐震評価においては基準値を満足しないと考えられるものの、東北地方太平洋沖地震（以下、本震）の観測記録によって基準地震動  $S_s$  相当の地震力が加わったにも関わらず、現状の注水において、冷却効果が確認されていること、およびこれまで実施してきた可能な範囲の点検において、機能を阻害するような損傷は確認されていないことから、現時点においてバウンダリは確保されていると評価している。

今後、詳細な解析を行うことにより、耐震性を確認するが、評価結果が基準値を満足しない場合においては、耐震補強工事が困難となる場合も想定されることから、本震が  $S_s$  相当の地震力であったことに鑑み、本震による設備への影響評価および既往の研究成果等も活用し、より現実的な評価によって、耐震性を確認する。

号機	原子炉注水配管
1号機	給水系 (A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)

b. ろ過水タンク、純水タンクおよび3号機CSTタンク

ろ過水タンク、純水タンクおよび3号機CSTタンクは、本震で基準地震動 Ss 相当の地震力が加わったにも関わらず、現状において機能は維持されている。基準地震動 Ss に対しては、解析上は耐震性を満足しないものの、現状を踏まえると、必ずしも全てのタンクが機能を喪失するものではないと考えるが、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。

(4) 地震時の注水確保

基準地震動 Ss に対して原子炉注水系の仮設備は機能維持できない可能性があるが、これらが同時に損傷した場合についても、海水を水源とした消防車による注水が可能となるよう、消防車および消防用ホース等を配備する。

なお、地震による設備の損傷は、震度 5 弱以上の地震発生後に行う巡視点検により把握する。

1.3.5. 原子炉注水系の監視

(1) 冷却状態の監視

原子炉注水系は注水状態を監視するため注水流量および圧力の監視系を事務本館海側駐車場およびタービン建屋大物搬入口前付近に設置している。また冷却状態については原子炉圧力容器周辺および原子炉格納容器内の温度計により監視している。これらパラメータは、免震重要棟内の監視室のモニターで常時監視可能である。監視室で監視が出来ない場合は、中央操作室等現場の計器からも直接監視可能である。

なお、注水温度については水源が気温とほぼ同等であることから 20℃として必要冷却水量を算出することとし、監視の対象としない。

(2) 漏えい監視

漏えい検知に関しては、原子炉等の冷却の観点では冷却状態および注水状態の変動を監視することで原子炉等の冷却に影響するような有意な漏えいの検出が可能と考えて



いる。また、配管等からの微小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、漏えいリスクが高い継ぎ手部を袋で養生し、かつその袋に高分子吸収材を入れることにより系外漏えいを防止するとともに、巡視点検を行うことにより監視している。

### (3) 監視室

原子炉注水系の注水状態を監視する注水流量、注水圧力および冷却状態を監視する原子炉圧力容器周辺の温度については免震重要棟内のモニタで常時監視可能となっている。また、注水流量の低下または注水ポンプの電源喪失を検知した際は、免震重要棟内に警報を発報し、異常時の対応を促す仕組みとなっている。

## 1.4. 主要仕様

原子炉注水系の主要仕様を表 1-2 に、配管仕様を表 1-3 に示す。

## 1.5. 要求事項に対する代替措置

### 1.5.1. 運用での対応

原子炉注水系は設備の多重化および多様化が図られており、概ね設計方針を満足するものであるが、「構造強度」および「耐震性」については、本来の原子力設備に求められる設計・建設規格で規定した材料を使用することや基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難な状況にあり、満足できていない。

このため、原子炉注水系の運用にあたっては、本来の原子力設備に対して構造強度・耐震性が劣るものと想定し、必要な対応を定めておくこととする。

### 1.5.2. 運転管理

#### (1) 定期的な巡視点検および地震後の巡視点検

原子炉注水設備については定期的に巡視点検を行い、設備の異常の有無を確認する。

また、震度 5 弱以上の地震が発生した場合は、巡視点検により設備の異常の有無を確認する。

#### (2) 設備の運転状態、原子炉の冷却状態の監視

監視室に設置したモニタでポンプの運転パラメータ、原子炉の冷却状態を監視することにより設備の運転状態に問題がなく、安定した原子炉の冷却ができていることを確認する。

#### (3) タンクの水位監視

適切な量の水源が確保されていることを確認するため、タンクの水位を定期的に確認

する。

(4) 定例試験

原子炉注水系のポンプは定期的な運転試験によりその健全性を確認する。

(5) 異常発生を想定した訓練

原子炉注水系の故障および地震による損傷を想定した訓練を実施し、原子炉の冷却状態を維持できる体制を確保する。

(6) 消防車・消防ホースの配備

原子炉注水系は動的機器、外部電源、注入ラインの多重化を実施しているため、それらが同時に機能喪失する可能性は低い。万が一に備え消防車および消防ホースの配備をしておくこととする。

(7) 火災防護

原子炉注水系は、非常用高台炉注水ポンプおよび純水タンク脇炉注水ポンプの 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こととする。また、巡視等をおこなうことで早期検知に努める。

(8) 注水の水質確認

原子炉の腐食防止対策として注水する処理水の水質確認を行い、必要に応じ脱酸素等の対策を行う。注水する処理水の塩化物イオン濃度の目標値については添付資料-2 に示す。

### 1.5.3. 保守管理

原子炉注水系は動的機器、外部電源、注入ラインの多重化を実施しているため、これらの機器の単一故障により機能が喪失した場合でも、切替作業により注水の再開が可能であることから、保守管理については、作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、巡視点検や定例試験等の運転管理を行う中で機器の状態を監視し、異常の兆候が確認された場合に対応を行うこととする。

### 1.5.4. 異常時の措置

(1) 機器の単一故障

原子炉注水系の機能が喪失した場合を想定し、電源、水源、原子炉注水ラインの多重化を実施しており、機能喪失後 1 時間程度で注水再開が可能である。具体的には、以下に示す異常状況を想定している。それでもなお注水が再開できない場合に備え、消防車

の配備等の対策を実施している。また、想定時間内に注水再開ができるよう定例試験等を実施する。

a. ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は、所員が速やかに事務本館海側駐車場に移動し、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い、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常用系ポンプの電源が喪失した場合は、電源切替には数時間要することから、所員が事務本館海側駐車場へ速やかに移動し、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成および非常用高台炉注水ポンプの起動）および予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成および消防車の起動）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、所員が事務本館海側駐車場へ速やかに移動し、ろ過水供給元弁を開とし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、万が一バッファタンクに加え、ろ過水タンクの機能も喪失した場合は、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。具体的には、所員がろ過水タンク脇および事務本館海側駐車場へ移動し、原水地下タンクを水源とした消防車による原子炉注水（系統構成およびろ過水タンク脇および事務本館海側駐車場に設置した消防車2台の起動）を行う（注水再開の所要時間：60分程度）。

d. 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、所員が速やかに純水タンク脇へ移動し、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成およ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) 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。

仮に数時間程度の原子炉への注水停止を想定すると、燃料温度が上昇するため、注水量を増加させる必要があるが、これに対しては、消防車を2台直列に接続し、注水ラインを2ラインとして注水することを可能としている。現行の崩壊熱においては、仮に注水停止が長時間にわたる場合を想定しても、20m<sup>3</sup>/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。

## 1.6. 異常時に関する説明書

### (1) 原因

原子炉注水中に、何らかの原因により原子炉注水系が機能喪失し、原子炉注水が停止する。原子炉内の燃料温度が上昇し、核分裂生成物が環境に再放出される可能性がある。

### (2) 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号機のうち崩壊熱が最大である3号機を代表として対象とする。

#### a. 燃料温度評価

- (a) 炉心燃料からの崩壊熱による発熱と、炉心燃料から原子炉压力容器胴部と上部構造材への輻射熱伝達による放熱を考慮する。
- (b) 各部の温度は一点近似とする。
- (c) 原子炉注水停止時の原子炉压力容器内の保有水量は保守的に  $0\text{m}^3$  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。
- (d) 評価に用いる式を以下に示す。

全体のエネルギーバランスの式

$$M_{core} C_{p_{core}} \frac{dT_{core}}{dt} = Q_{decay} - (Q_{rad_{us}} + Q_{rad_{ss}})$$

$M_{core}$  : 炉心燃料重量 (164,000 kg)

$C_{p_{core}}$  : 炉心燃料比熱 (0.4 kJ/(kg-K))

$T_{core}$  : 炉心燃料温度

$Q_{decay}$  : 炉心燃料崩壊熱

$Q_{rad_{us}}$  : 上部構造材への輻射伝熱量

$Q_{rad_{ss}}$  : 原子炉压力容器胴部への輻射伝熱量

上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_{us} C_{p_{us}} \frac{dT_{us}}{dt} = Q_{rad_{us}}$$

$M_{us}$  : 上部構造材重量 (35,400 kg)

$C_{p_{us}}$  : 上部構造材比熱 (0.511 kJ/(kg-K))

$T_{us}$  : 上部構造材温度

圧力容器胴部のエネルギーバランスの式

$$M_{ss} C_{p_{ss}} \frac{dT_{ss}}{dt} = Q_{rad_{ss}}$$

$M_{ss}$  : 原子炉圧力容器胴部重量 (85,060 kg)

$C_{p_{ss}}$  : 原子炉圧力容器胴部比熱 (0.511 kJ/(kg-K))

$T_{ss}$  : 原子炉圧力容器胴部温度

輻射熱伝達の式

$$Q_{rad_{us}} = S_{us} \sigma / 1000 \cdot (T_{core}^4 - T_{us}^4) / (1/\epsilon_{core} + 1/\epsilon_{us} - 1)$$

$$Q_{rad_{ss}} = S_{ss} \sigma / 1000 \cdot (T_{core}^4 - T_{ss}^4) / (1/\epsilon_{core} + 1/\epsilon_{ss} - 1)$$

$S_{us}$  : 上部構造材と燃料との伝熱面積 (15.43 m<sup>2</sup>)

$S_{ss}$  : 原子炉圧力容器胴部と燃料との伝熱面積 (77.05 m<sup>2</sup>)

$\epsilon_{core}$  : 炉心輻射率 (0.85)

$\epsilon_{us}$  : 上部構造材輻射率 (0.85)

$\epsilon_{ss}$  : 原子炉圧力容器胴部輻射率 (0.85)

$\sigma$  : ステファンボルツマン定数 (5.67 × 10<sup>-8</sup> W/(m<sup>2</sup>-K<sup>4</sup>))

(e) 注水再開後には注水による燃料冷却を考慮する。

(f) 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。

(g) 評価に用いる式を以下に示す。

全体のエネルギーバランスの式 (注水再開以降)

$$M_{core} C_{p_{core}} \frac{dT_{core}}{dt} = Q_{decay} - (Q_{rad_{us}} + Q_{rad_{ss}}) - W \cdot Hf_g$$

$W$  : 注水流量

$Hf_g$  : 水の蒸発潜熱 (2,256 kJ/kg)

上部構造材のエネルギーバランスの式 (注水再開以降)

$$M_{us} C_{p_{us}} \frac{dT_{us}}{dt} = Q_{rad_{us}} - W \cdot C_{p_{stm}} (T_{us} - T_{stm})$$

$C_{p_{stm}}$  : 発生蒸気の比熱 (2.1 kJ/(kg-K))

$T_{stm}$  : 発生蒸気の温度 (100°C)

b. 核分裂生成物の放出量評価

(a) 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。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、燃料に近い位置に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。

- (b) 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 1-14)。
- (c) CsOH のキャリアガスは、注水流量相当の蒸気量とする。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。
- (d) 評価に用いる式を以下に示す。

$$M_{CsOH} = P_{CsOH} V_g / (RT)$$

$$C_{CsOH} = M_{CsOH} / (V_g + v_{grav} A_{grav} + v_{dif} A_{dif})$$

$$M_{leak} = C_{CsOH} V_g$$

$M_{CsOH}$  : CsOH 発生量  
 $P_{CsOH}$  : CsOH 飽和蒸気圧  
 $V_g$  : 注水流量相当の蒸気流量  
 $R$  : 気体定数 (8.3 J/(mol-K))  
 $T$  : 上部構造材温度  
 $C_{CsOH}$  : CsOH 平衡濃度  
 $v_{grav}$  : 重力沈降速度 ( $1.65 \times 10^{-5}$  m/s)  
 $A_{grav}$  : 重力沈降面積 (314 m<sup>2</sup>)  
 $v_{dif}$  : ブラウン拡散沈着速度 ( $1.3 \times 10^{-5}$  m/s)  
 $A_{dif}$  : ブラウン拡散沈着面積 (14,500 m<sup>2</sup>)  
 $M_{leak}$  : CsOH 放出量

- (e) 保守的に格納容器や原子炉建屋の除染係数を考慮せず、再蒸発したセシウムは、全量が原子炉建屋外に放出されるとして評価する。
- (f) 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。
- (g) 燃料残存の核分裂生成物 (FP) については、揮発性の高いものは既に放出されていること、また、今回の評価結果の範囲である 500°C 程度の燃料温度では有意な FP 再放出がないと考えられることから、本評価では考慮しないこととする。

### c. 線量影響評価

- (a) 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、敷地境界での実効線量を評価する。
- (b) 評価対象核種はセシウム 134 とセシウム 137 とする。
- (c) 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。

(d) 放射性雲のセシウムからの $\gamma$ 線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$$

$H_{\gamma}$  : 放射性雲のセシウムからの $\gamma$ 線の外部被ばくによる実効線量

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線の実効エネルギー

(Cs-134 : 1.58 MeV, Cs-137 : 0.56 MeV)

$D/Q$  : 相対線量 ( $3.0 \times 10^{-19}$  Gy/Bq)

$Q_{Cs}$  : 事故期間中のセシウムの大気放出量

(e) 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。

$$H_{Cs} = K_{in} \cdot R \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$$

$H_{Cs}$  : 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量

$K_{in}$  : 内部被ばく線量換算係数

(Cs-134 :  $2.0 \times 10^{-5}$  mSv/Bq, Cs-137 :  $3.9 \times 10^{-5}$  mSv/Bq)

$R$  : 呼吸率 ( $2.6 \times 10^{-4}$  m<sup>3</sup>/s ( $2.22 \times 10^7$  cm<sup>3</sup>/day))

$\chi/Q$  : 相対濃度 ( $2.6 \times 10^{-5}$  s/m<sup>3</sup>)

(f) 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

$K_{ex}$  : 外部被ばく線量換算係数

(Cs-134 :  $1.5 \times 10^{-15}$  (Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>), Cs-137 :  $5.8 \times 10^{-16}$  (Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>))

$V$  : 沈降速度 (0.01 m/s)

$f$  : 残存割合 (0.5)

$T$  : 被ばく時間 (1年間)

(g) 地表沈着したセシウムから再浮游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。

$$G_{in} = R \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$$

$G_{in}$  : 地表沈着したセシウムから再浮游したセシウムの吸入摂取による内部被



ばくの実効線量

$F$  : 再浮遊率 ( $1.0 \times 10^{-5}$ )

(h) 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、設置許可申請書記載で地上放散を想定している主蒸気管破断における値を用いる。

### (3) 評価条件

#### a. 燃料位置

1～3号機についての燃料の位置については、本評価では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。

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ているため、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している。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。

#### b. 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、燃料は概ね冠水しており、また、非冠水部についてもかけ流し冷却が行われており、露出した過熱部分が存在している状況ではないと推定される。ここで評価する燃料温度は輻射熱伝達を与える燃料表面温度であるので、全量冠水しているとし燃料温度を $100^{\circ}\text{C}$ と設定することが妥当であると考えられるが、燃料位置等の不確かさを考慮して、保守的に初期燃料温度は $150^{\circ}\text{C}$ と設定する。

原子炉圧力容器胴部と上部構造材の温度については、注水停止時には冷温停止状態を維持しているものとして $100^{\circ}\text{C}$ とする。

#### c. 燃料の崩壊熱

燃料の崩壊熱については、平成23年10月17日時点のORIGEN評価値(0.88MW)を用いる。

#### d. 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。

##### (a) 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、給水ライン損傷)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。

- (i) ポンプ故障：常用系ポンプが故障した場合は、所員が速やかに事務本館海側駐車場に移動し、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い、原子炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30 分程度）。
- (ii) 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常用系ポンプの電源が喪失した場合は、電源切替には数時間要することから、所員が事務本館海側駐車場へ速やかに移動し、非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水および予め待機している消防車による原子炉注水を並行して実施する（注水再開の所要時間：30 分程度）。
- (iii) 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、所員が事務本館海側駐車場へ速やかに移動し、ろ過水供給元弁を開とし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）。
- (iv) 給水ライン損傷：常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は、所員が速やかに純水タンク脇へ移動し、純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水を行う（注水再開の所要時間：30 分程度）。

#### (b) 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生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、原子炉压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数十℃程度で異常検知は十分可能であると考え、本評価では保守的に 100℃と設定する。また、対象とする温度は、上述の評価方法によって求めた原子炉压力容器胴部の温度とする。原子炉压力容器胴部の温度変化を図 1-15 に示すが、原子炉压力容器胴部の温度上昇幅が 100℃に到達するのは注水停止からの経過時間が 6 時間の時点である。これに注水ラインの切替に要する時間（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こととしている。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。

(c) シビアアクシデント相当

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つのめやすとして考えられる。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入開始までの約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入開始。

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。

また、シビアアクシデント相当事象時には、各建屋に滞留している高レベル放射性汚染水が漏えいし、作業環境が悪化することが懸念されるが、これについては約 10mSv/h と評価されている（添付資料-3）。

e. 注水再開時の注水流量

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 20 m<sup>3</sup>/h と設定する。これは、平成 23 年 10 月 17 日時点の崩壊熱相当注水量（約 9 m<sup>3</sup>/h、100℃の水に冷却に必要な量）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 10 m<sup>3</sup>/h を注水再開時の注水流量として設定する。

(4) 評価結果

a. 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 1-16 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 200℃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 1.5×10 <sup>5</sup>
セシウム 137 放出量	約 1.3×10 <sup>5</sup>
実効線量	～10 <sup>-6</sup> mSv

b. 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 1-17 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 380℃、上部構造材温度は約 170℃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 1.2×10 <sup>8</sup>
セシウム 137 放出量	約 1.1×10 <sup>8</sup>
実効線量	約 1.1×10 <sup>-3</sup> mSv

c. 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 1-18 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 500℃、上部構造材温度は約 300℃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 $3.9 \times 10^{11}$
セシウム 137 放出量	約 $3.4 \times 10^{11}$
実効線量	約 3.5mSv

(5) 評価結果の検討

過渡相当事象における敷地境界での実効線量は十分小さく、有意な放射性物質の追加放出はない。

事故相当事象における敷地境界での実効線量は約  $1.1 \times 10^{-3}$  mSv であり、安全評価審査指針の「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv」に比べて小さく、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。

また、シビアアクシデント相当事象における敷地境界での実効線量は約 3.5mSv であり、緊急時被ばく状況における放射線防護の基準値下限である 20mSv に比べて小さい。本評価は 1 プラントについての評価であるが、仮に 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、敷地境界での実効線量は約 10.5mSv であり、20mSv に比べて小さい。

## 1.7. 添付資料

添付資料-1 原子炉注水系設備の構造強度および耐震性に係る説明書

添付資料-2 炉注入する処理水の塩化物イオン濃度の目標値について

添付資料-3 滞留水漏えい時の作業環境評価

表 1-1 原子炉注水系工事工程表

設備	平成 23 年			平成 24 年
	10 月	11 月	12 月	1 月
1～3 号機 CST 炉注水ポンプ			運用開始 ←	→
1～3 号機タービン建屋内 炉注水ポンプ			運用開始 ←	→
3 号機 CST タンク水抜き およびライン敷設	[ ]			
処理水バッファタンク～ 1～3 号機タービン建屋内 炉注水ポンプライン敷設	[ ]			
1 号機炉心スプレイ系からの 注水ライン敷設	[ ]			
ポリエチレン管敷設 (耐圧ホース取替え) 工事	[ ]			
凍結防止※ (温度上昇防止対策含む)			[ ]	

※ 凍結しやすい箇所を優先して実施

表 1-2 原子炉注水設備主要仕様

(1) 常用高台炉注水ポンプ (外部電源)		
台 数		3
型 式		多段渦巻ポンプ
容 量		20m <sup>3</sup> /h (1 台あたり)
揚 程		113m
(2) 非常用高台炉注水ポンプ (D/G 電源)		
台 数		3
型 式		多段渦巻ポンプ
容 量		20m <sup>3</sup> /h (1 台あたり)
揚 程		113m
(3) 純水タンク脇炉注水ポンプ (外部電源および D/G 電源)		
台 数		3
型 式		多段渦巻ポンプ
容 量		37 m <sup>3</sup> /h (1 台あたり)
揚 程		93m
(4) タービン建屋内炉注水ポンプ		
1 号機用		
台 数		2
型 式		多段渦巻ポンプ
容 量		12 m <sup>3</sup> /h (1 台あたり)
揚 程		70m
2、3 号機用		
台 数		2 号機用 2 台、3 号機用 2 台
型 式		多段渦巻ポンプ
容 量		10m <sup>3</sup> /h (1 台あたり)
揚 程		70m



(5) CST 炉注水ポンプ

1、2号機用

台数	2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	85m

3号機用

台数	2
型式	多段渦巻ポンプ
容量	20m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	85m

(6) 非常用高台炉注水ポンプ用 D/G

台数	1
容量	125kVA
力率	約 0.8 (遅れ)
電圧	約 200kV
周波数	50Hz

(7) 純水タンク脇炉注水ポンプ用 D/G

台数	1
容量	125kVA
力率	約 0.8 (遅れ)
電圧	約 200kV
周波数	50Hz

(8) 処理水バッファタンク

基数	1基
容量	1000m <sup>2</sup>

(9) ろ過水タンク

基数	2基
容量	8000 m <sup>3</sup> (1基あたり)

(10) 純水タンク

基 数	2 基
容 量	2000 m <sup>3</sup> (1 基あたり)

(11) 3号復水貯蔵タンク (CST)

基 数	1 基
容 量	2500 m <sup>3</sup>

(12) 消防車 (A-1 級)

台 数	1 台
規格放水圧力	0.85MPa
放水性能	168m <sup>3</sup> /h 以上
高圧放水圧力	1.4MPa
放水性能	120m <sup>3</sup> /h 以上

(13) 消防車 (A-2 級)

台 数	5 台
規格放水圧力	0.85MPa
放水性能	120m <sup>3</sup> /h 以上
高圧放水圧力	1.4MPa
放水性能	84m <sup>3</sup> /h 以上

(14) 電源車

台 数	1 台
容 量	750kVA

(15) 原水地下タンク

台 数	1 基
容 量	970m <sup>3</sup> (1 基あたり)

表 1-3 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)	外径／公称厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5mm／3.5mm (50A) 76.3mm／3.5mm (65A) 89.1mm／4.0mm (80A) SUS304TP 1.4MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	63.5mm 76.0mm SUS304 1.4MPa 50℃
【1～3号機高台炉注水ライン】 注水ライン (鋼管)	外径／公称厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	89.1mm／4.0mm (80A) SUS304TP 0.98MPa 50℃
(鋼管)	外径／公称厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	89.1mm／5.5mm (80A) 114.3mm／6.0mm (100A) STPT370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	外径／公称厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	89.1mm／5.5mm (80A) STPG370 0.98MPa 50℃
(鋼管)	外径／公称厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	318.5mm／10.3mm (300A) STPT410 0.98MPa 50℃
(鋼管)	外径／公称厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	89.1mm／7.6mm (80A) STPG370 0.98MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	51.5mm 64.5mm SUS316L 0.98MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	51.5mm 61.5mm SUS316L 0.98MPa 50℃
(フレキシブルチューブ)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	53.5mm 70.5mm SUS316L 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(ポリエチレン管)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	72.6mm 90mm ポリエチレン 1.0MPa 40℃
(耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	50.8mm 68.5mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 600mm
(耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	76.2mm 99.0mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 750mm
(消防ホース)	内径 材質 最高使用圧力	63.5～66.5mm ポリエステル 1.6MPa
【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）	外径／公称厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5mm／3.5mm（50A） 76.3mm／3.5mm（65A） 89.1mm／5.5mm（80A） 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）	外径／公称厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	165.2mm／5.0mm（150A） 216.3mm／5.8mm（200A） SGP 0.98MPa 50℃
(耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	76.2mm 99.0mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 750mm
(消防ホース)	内径 材質 最高使用圧力	63.5～66.5mm ポリエステル 1.6MPa
【1～3号機CST炉注水ライン】 ポンプユニット（鋼管）	外径／公称厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	76.3mm／5.2mm（65A） 60.5mm／5.5mm（50A） STPG370 1.4MPa 50℃
【1～3号機CST炉注水ライン】 注水ライン（鋼管）	外径／公称厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5mm／5.5mm（50A） STPG370 0.98MPa 50℃

名称	仕様	
(鋼管)	外径／公称厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	216.3mm／8.2mm (200A) STPT370 0.98MPa 50℃
(耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	50.8mm 68.5mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 600mm
(耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	76.2mm 99.0mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 750mm
(耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	101.6mm 128.0mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 1,250mm
(耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	203.0mm 246.5mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 2,250mm
【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)	外径／公称厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5mm／5.5mm (50A) 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)	外径／公称厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5mm／5.5mm (50A) STPG370 0.98MPa 50℃
(耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	50.8mm 68.5mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 600mm
(耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	76.2mm 99.0mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃ 750mm



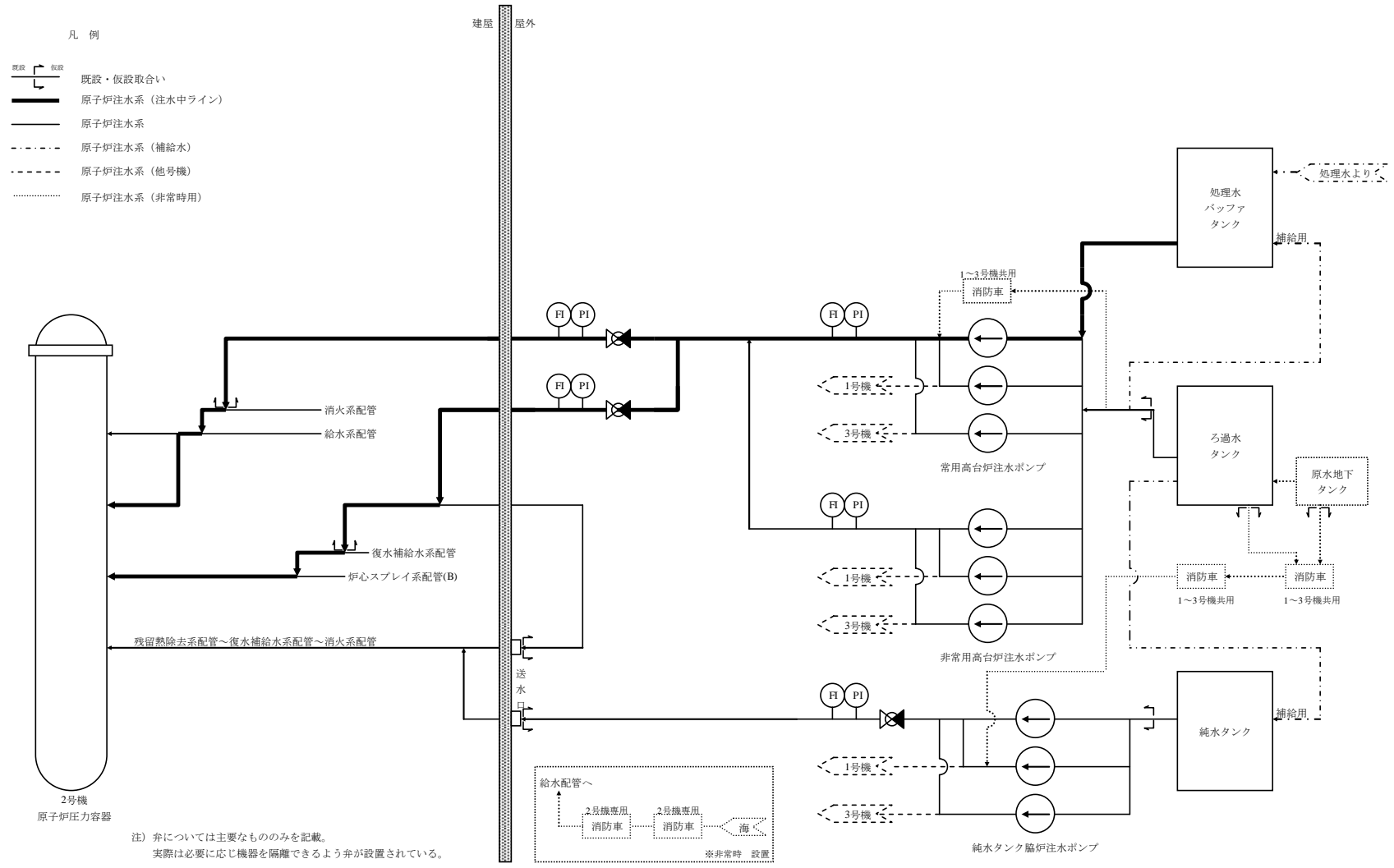


図 1-2 2号機原子炉注水系概略図

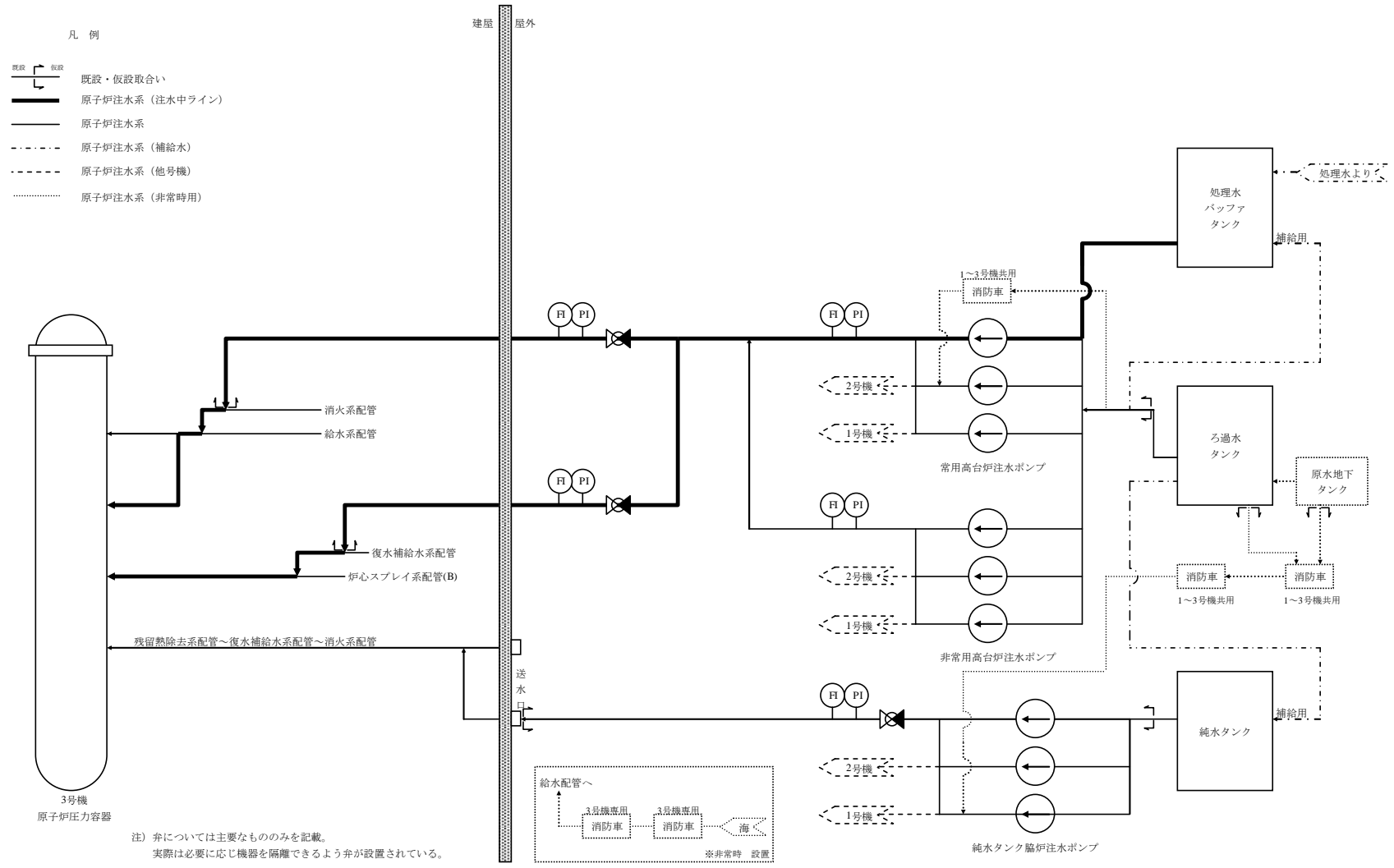


図 1-3 3号機原子炉注水系統概略図



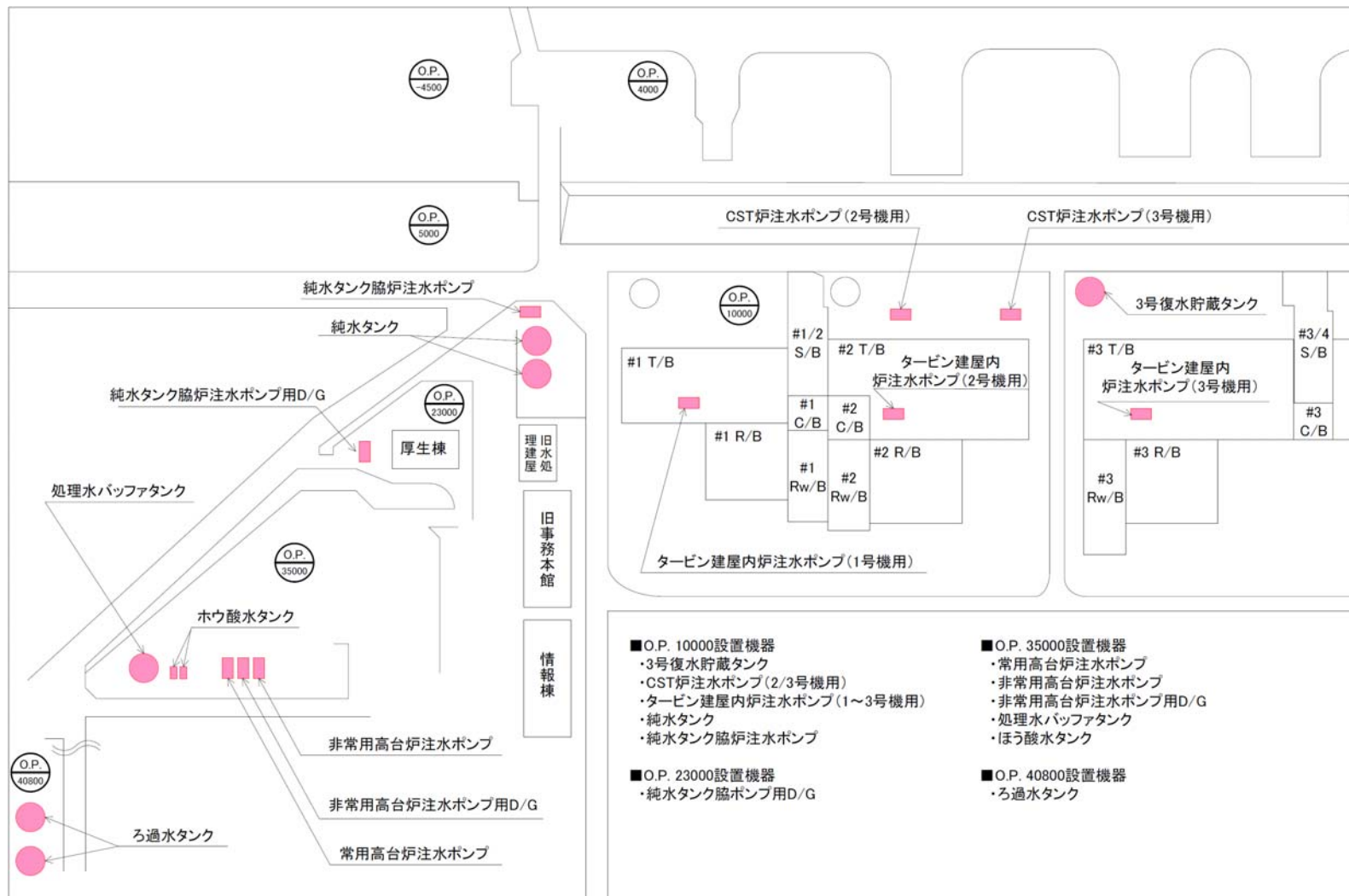


図 1-4 原子炉注水系の設備配置図



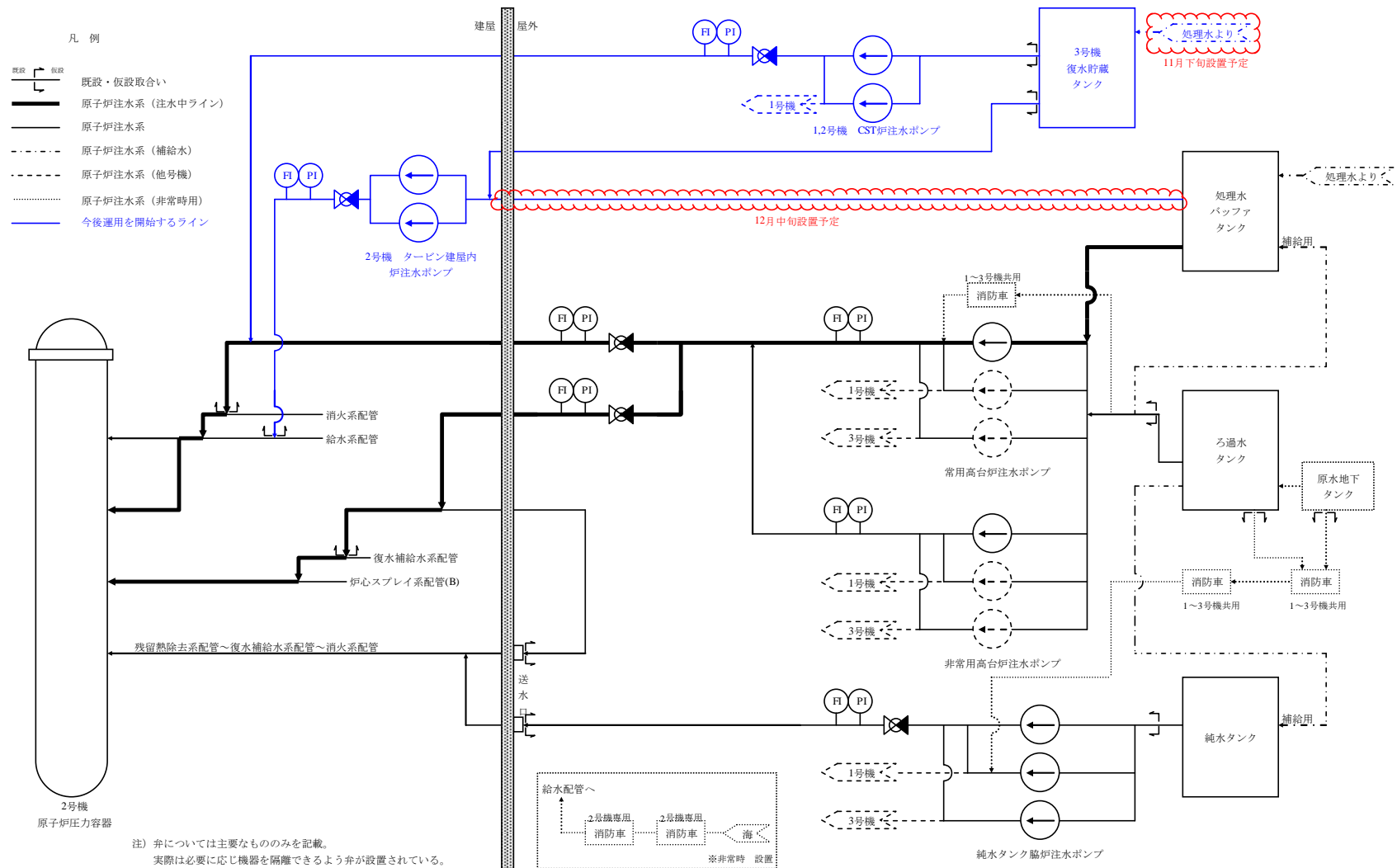


図 1-6 2号機原子炉注水系統概略図 (将来)

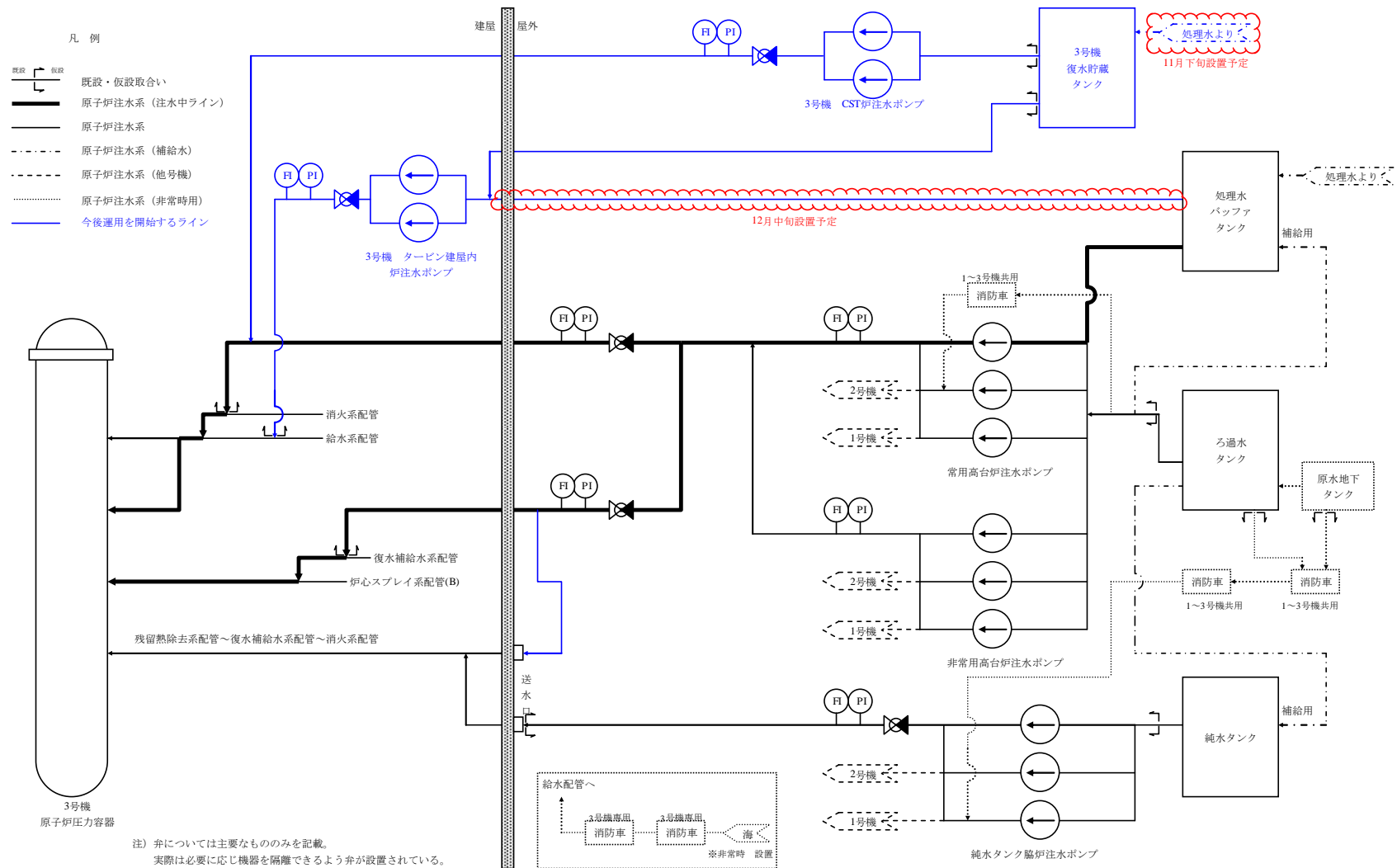


図 1-7 3号機原子炉注水系統概略図 (将来)

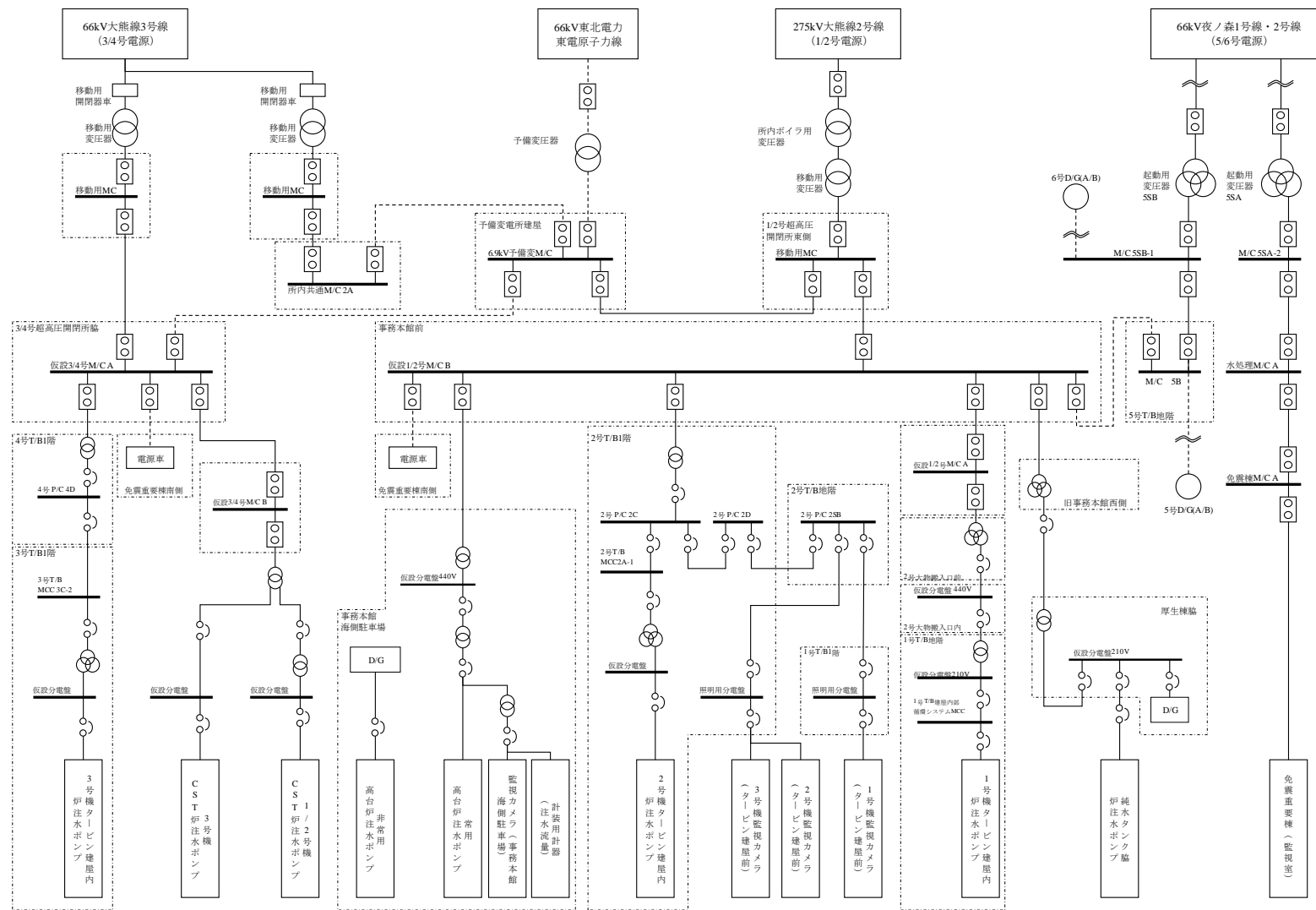


図 1-8 原子炉注水系 電源構成図 (現状)

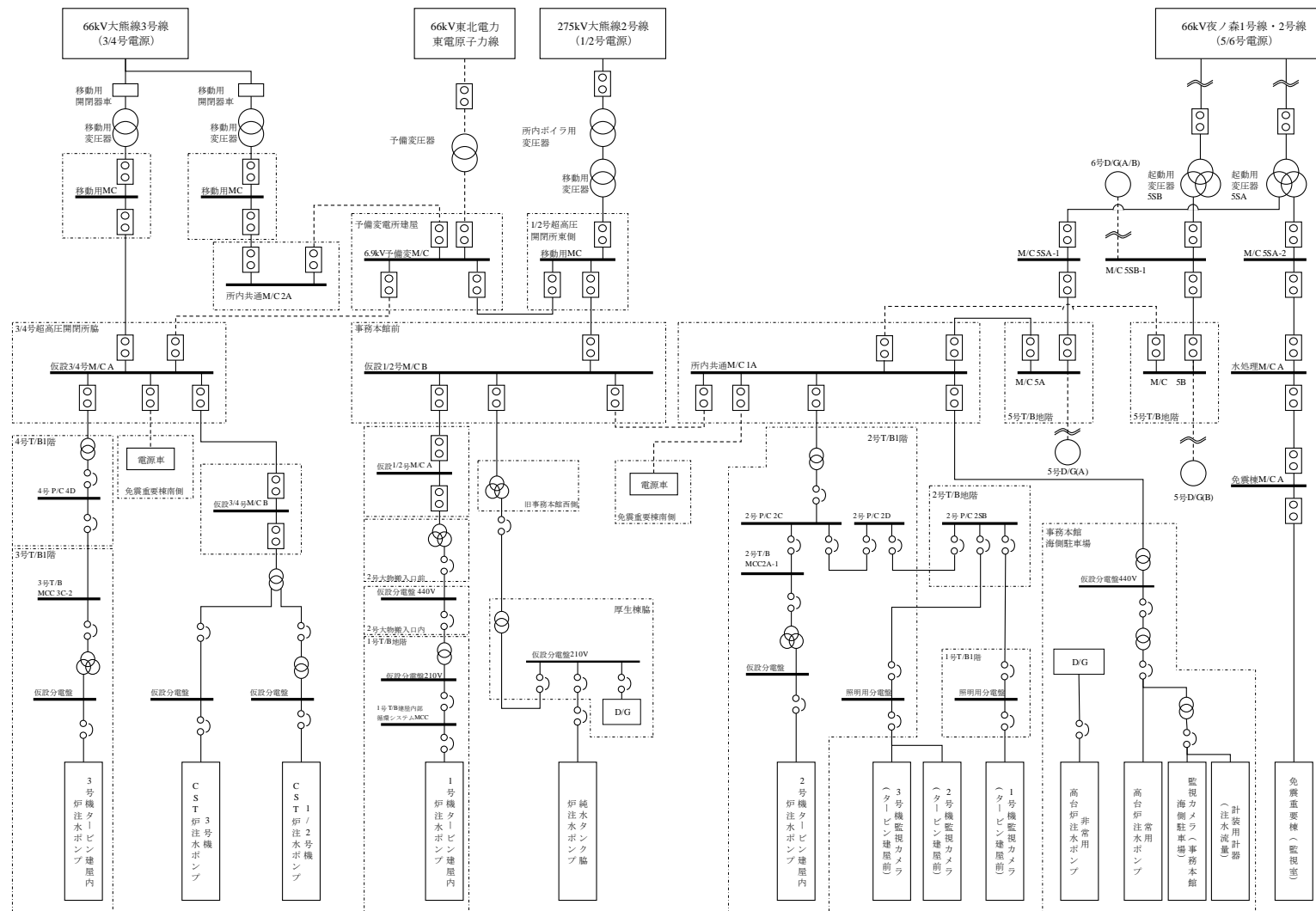


図 1-9 原子炉注水系 電源構成図 (10月下旬～)

図1-10 原子炉压力容器底部温度の推移(9/1~10/17)

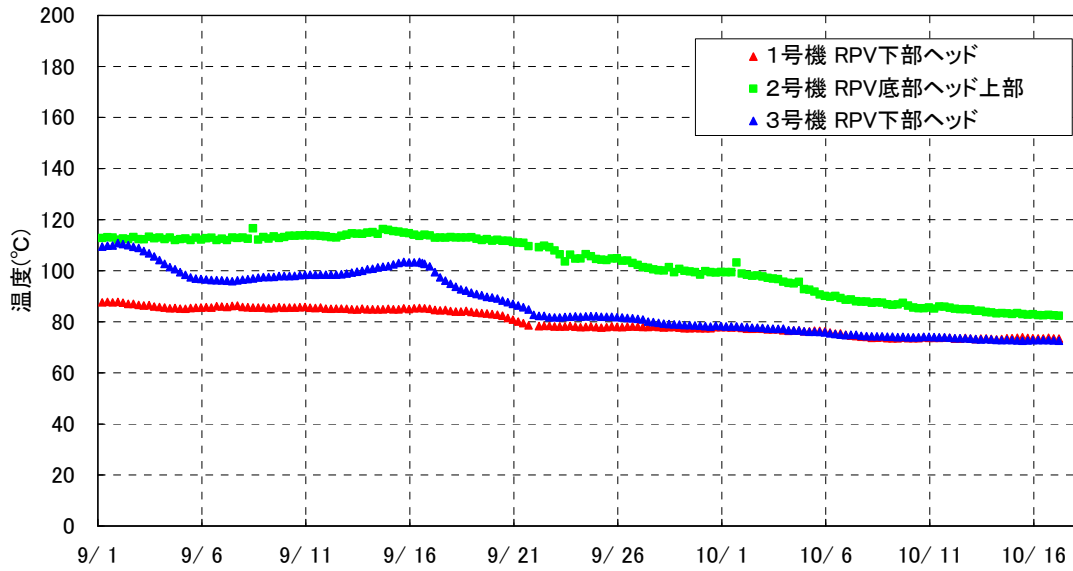


図1-11 1号機 代表点温度の推移(9/1~10/17)

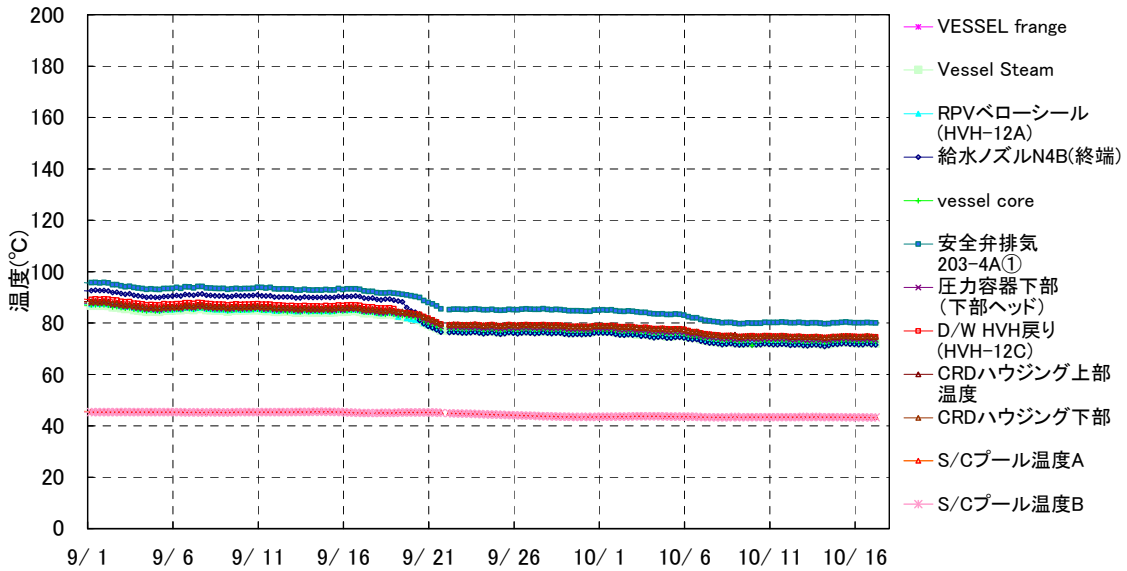


図1-12 2号機 代表点温度の推移(9/1~10/17)

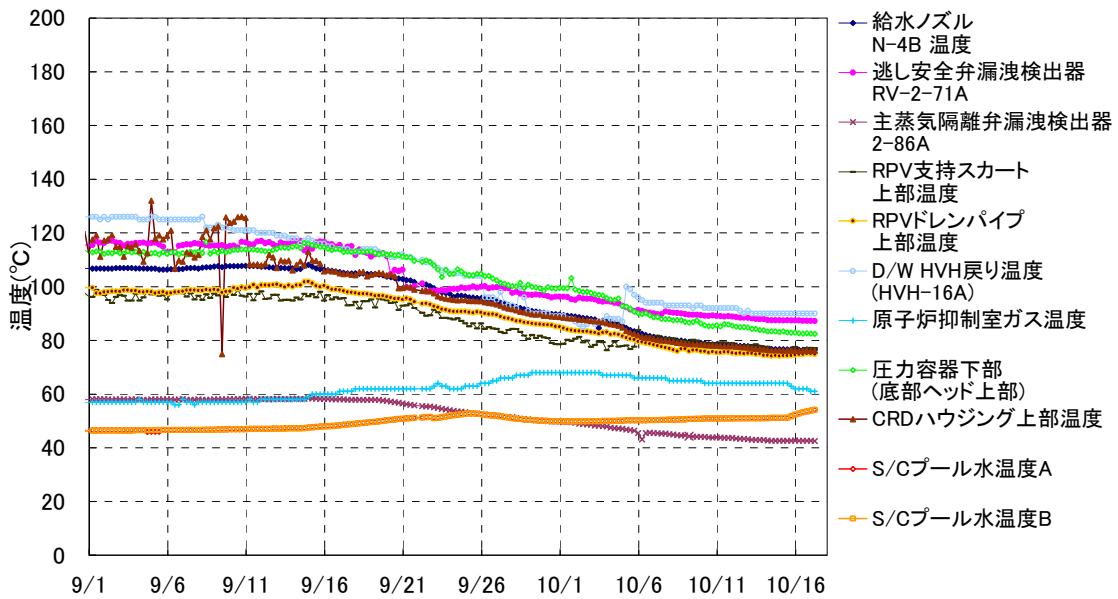


図1-13 3号機 代表点温度の推移(9/1~10/17)

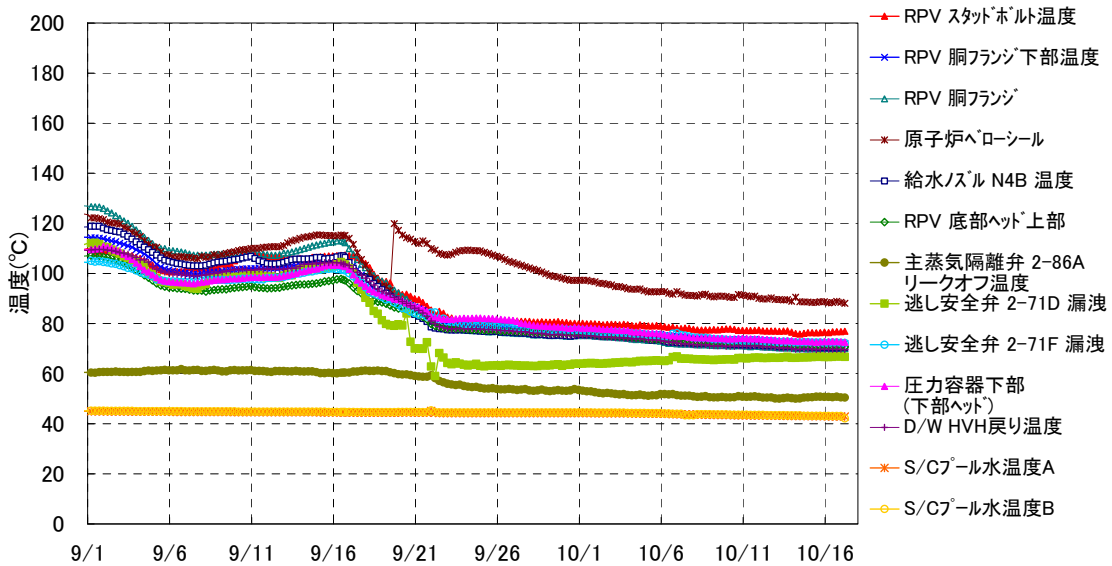




図1-12 CsOH蒸気圧の温度依存性

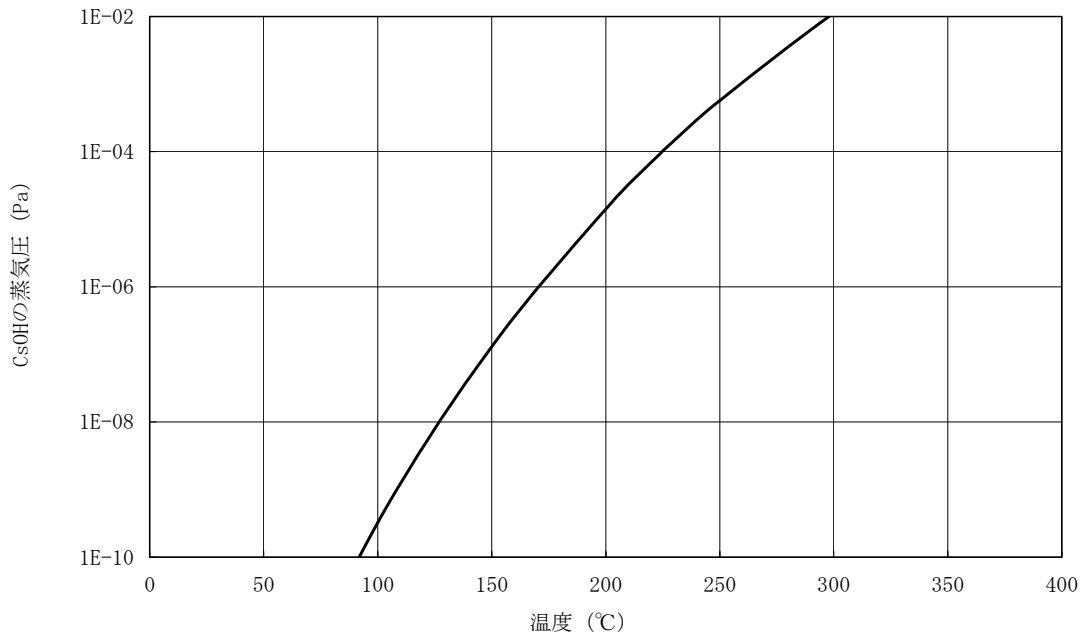


図1-15 圧力容器胴部の温度上昇の時間変化

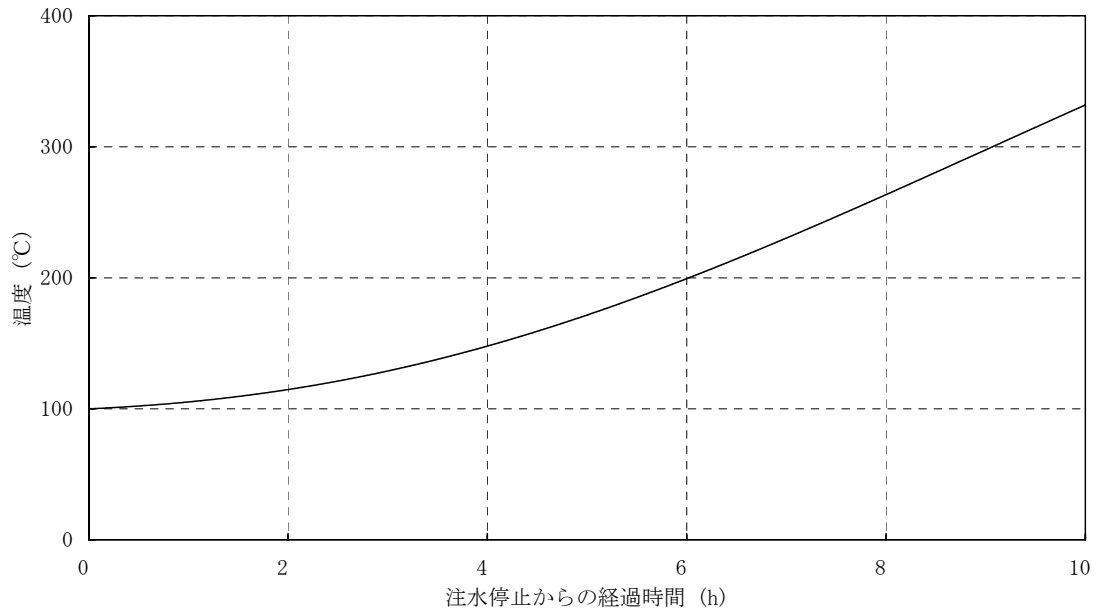


図1-16 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（過渡相当）

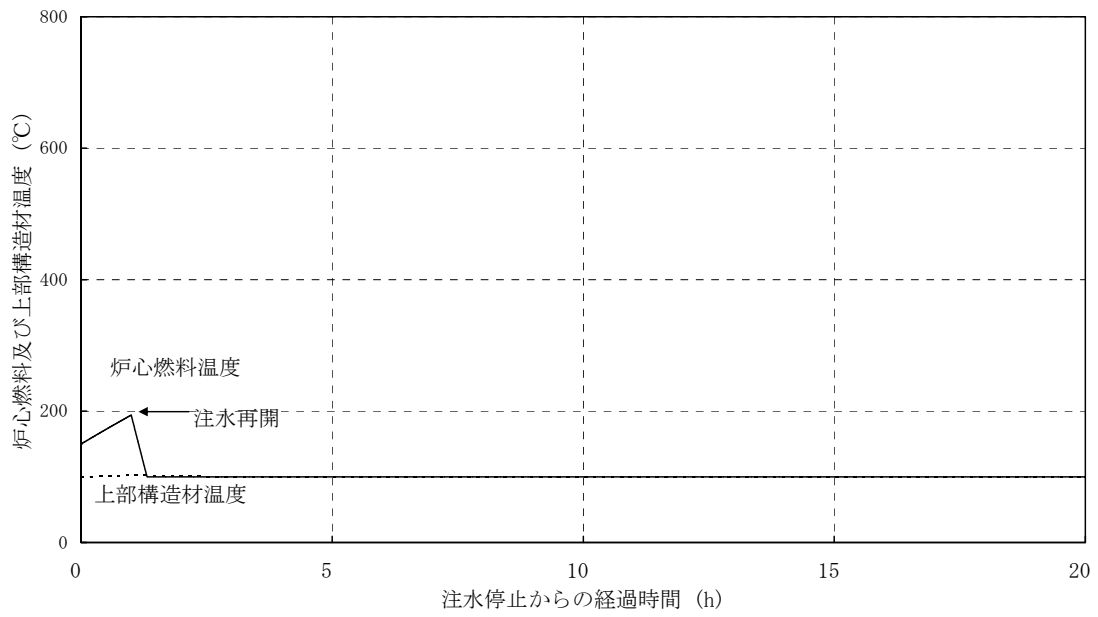


図1-17 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（事故相当）

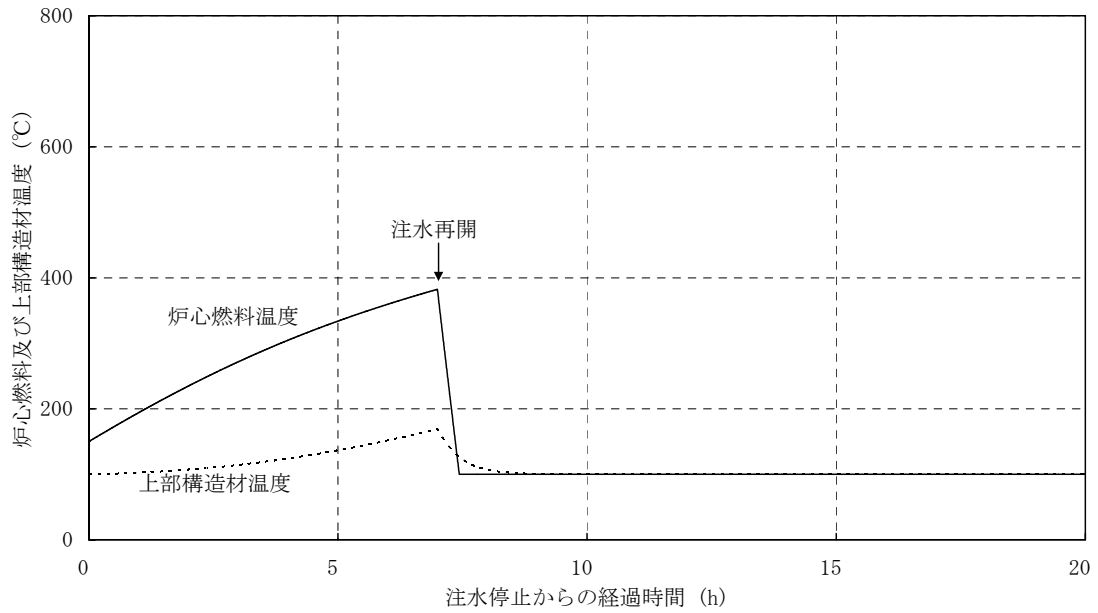
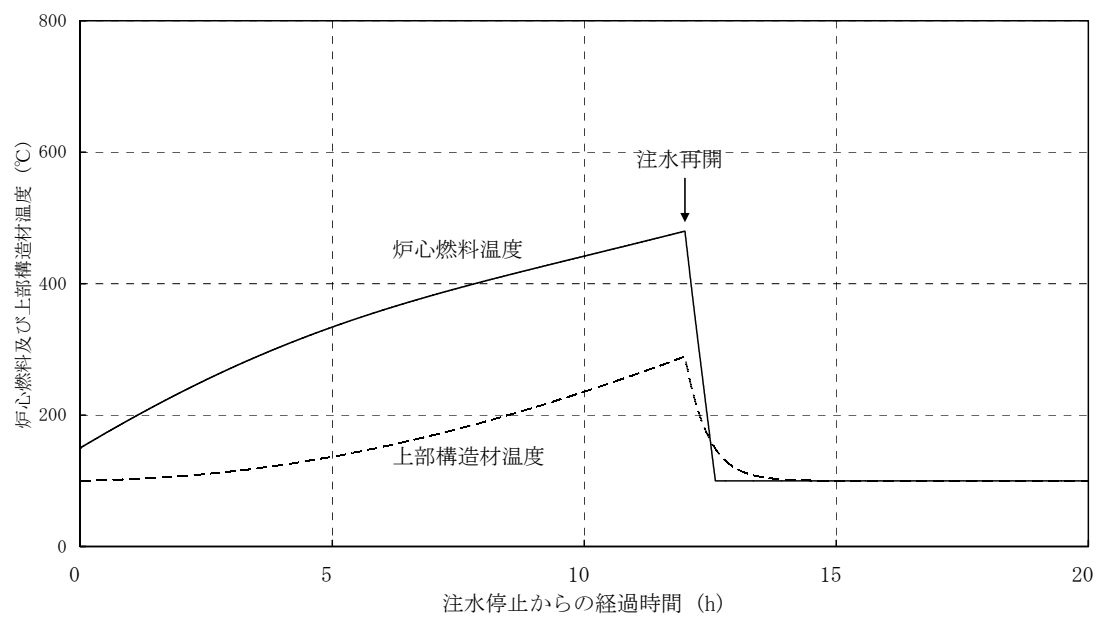


図1-18 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化 (シビアアクシデント相当)



## 原子炉注水系設備の構造強度および耐震性に係る説明書

## 1. 仮設設備の構造強度および耐震性

## 1.1 ポンプ

## 1.1.1 常用高台炉注水ポンプおよび非常用高台炉注水ポンプ

## (1) 構造強度

常用高台炉注水ポンプおよび非常用高台炉注水ポンプについては、ポンプ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していることから、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。

## (2) 耐震性

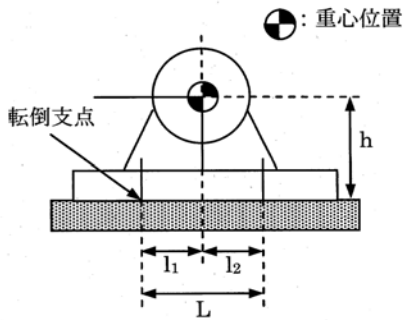
常用高台炉注水ポンプおよび非常用高台炉注水ポンプについては、ポンプユニットを、ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、およびトラックが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

## a. ボルトの強度評価

原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った結果、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した (表-1 参照)。

表-1 常用および非常用高台炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
引張応力	作用しない	190	5	190
せん断応力	3	146	5	146



- L 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離
- 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<sub>P</sub> ポンプ回転により働くモーメント  
※基礎ボルトに M<sub>P</sub> は作用しない
- l<sub>1</sub> 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n<sub>f</sub> 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n 基礎ボルトの本数
- A<sub>b</sub> 基礎ボルトの軸断面積
- C<sub>H</sub> 水平方向設計震度
- C<sub>V</sub> 鉛直方向設計震度
- C<sub>P</sub> ポンプ振動による震度

$$\text{ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} \{ mg(C_H + C_P)h + M_P - mg(1 - C_V - C_P)l_1 \}$$

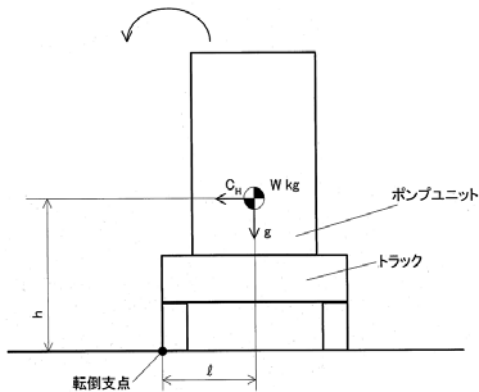
$$\text{ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力} : Q_b = mg(C_H + C_P)$$

$$\text{ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

#### b. トラックの転倒評価

ポンプユニット、およびそれを搭載しているトラックについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。ポンプユニットおよびトラックが転倒するのは、地震によるモーメント > 自重によるモーメントとなる場合であるが、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価の結果、地震によるモーメント < 自重によるモーメントとなることから、ポンプユニットおよびトラックが転倒しないことを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、トラックが転倒しないことを確認した。



- C<sub>H</sub> 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

$$\text{地震によるモーメント} : M_1 = W \times g \times C_H \times h$$

$$\text{自重によるモーメント} : M_2 = W \times g \times l$$

### 1.1.2 純水タンク脇炉注水ポンプ

#### (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していることから、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。

#### (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。

##### a. ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-2 参照）。

表-2 純水タンク脇炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
引張応力	作用しない	190	6	190
せん断応力	3	146	5	146

##### b. トラックの転倒評価

常用高台炉注水ポンプと同様に、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った結果、地震によるモーメント < 自重によるモーメントとなることから、純水タンク脇ポンプのポンプユニットおよびトラックが転倒しないことを確認した。

### 1.1.3 タービン建屋内炉注水ポンプ

#### (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していることから、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。

#### (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。

##### a. ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果、ボルトの強度が確保されることを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ボルトの強度が確保されることを確認した（表-3 参照）。

表-3 タービン建屋内炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

号機	応力分類	耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震 S クラス設備に適用される静的地震力による評価	
		算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
1F-1	引張応力	作用しない	190	2	190
	せん断応力	2	146	3	146
1F-2/3	引張応力	作用しない	120	3	207
	せん断応力	3	92	4	159

### 1.1.4 CST 炉注水ポンプ

#### (1) 構造強度

CST 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していることから、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。

#### (2) 耐震性

CST 炉注水ポンプは、1/2 号機用、3 号機用ともに、2 号機タービン建屋海側

の屋外に設置されており、ボルトによる屋外地面への固定はなされていないことを踏まえ、耐震性の評価として、ポンプが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

a. ポンプの転倒評価

ポンプについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。ポンプユニットが転倒するのは、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、評価の結果、地震によるモーメント  $<$  自重によるモーメントとなることから、ポンプユニットおよびトラックが転倒しないことを確認した。なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、トラックが転倒しないことを確認した。

## 1.2 タンクの構造強度および耐震性

### 1.2.1 処理水バッファタンク

(1) 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している。実際に運用にあたっては、7,000mm 以下で水位管理をしていることから、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ことと評価している。

(2) 耐震性

処理水バッファタンクは、事務本館脇海側駐車場に設置されており、ボルトによる固定はされていないことを踏まえ、耐震性の評価として、タンクが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. 処理水バッファタンクの転倒評価

タンクについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらを比較することで転倒評価を行った。タンクが転倒するのは、地震によるモーメント  $>$  自重によるモーメントの場合であるが、評価の結果、地震によるモーメント  $<$  自重によるモーメントであり、タンクが転倒しないこと



を確認した。

### 1.3 管の構造強度および耐震性

#### 1.3.1 鋼管

##### (1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、原子炉注水系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（表-4 参照）。

表-4 原子炉注水系における鋼管の構造強度評価結果

	公称肉厚 [mm]	必要最小厚さ [mm]
【1～3号機高台 炉注水ライン】  高台炉注水 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】	4.0	0.35
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	5.5	3.0
	10.3	3.8
	7.6	3.0
【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
	4.0	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CST炉注水ライン】 ポンプユニット	5.5	2.4
	5.2	2.7
【1～3号機CST炉注水ライン】	5.5	2.4
	8.2	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	5.5	0.33
【1～3号機タービン建屋内 炉注水ライン】	5.5	2.4

■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値および表-5 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t : 管の計算上必要な厚さ (mm)

P : 最高使用圧力 (MPa)

D<sub>0</sub> : 管の外径 (mm)

S : 最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

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

(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) 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。

### 1.3.3 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 および 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）およ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  $\sigma_{50}$  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、耐圧性能が最も厳しくなる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。

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。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

$\sigma_{50}$  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)

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

(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。

なお、兵庫県南部地震、新潟県中越地震および新潟県中越沖地震において、ポリエチレン管の被害は発生しなかったことが「新潟県中越沖地震における都市ガス事業・施設に関する検討会 報告書」等で報告されている。

1.3.4 耐圧ホースおよび消防用ホース

(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に対し、十分な構造強度を有していると判断する。

炉注入する処理水の塩化物イオン濃度の目標値について

1. 原子炉圧力容器 (RPV)、原子炉格納容器 (PCV) は炭素鋼、低合金鋼にて構成されており、塩化物イオン濃度の影響はあまり受けなため、濃度目標は不要。
2. しかし、貫通配管の一部に 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。
3. 塩化物イオン濃度は、処理水バッファタンクにおいて 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。
- バッファタンクの N2 バブリング或いは PCV 内の N2 パージにより、PCV 内は脱酸素していると推測。

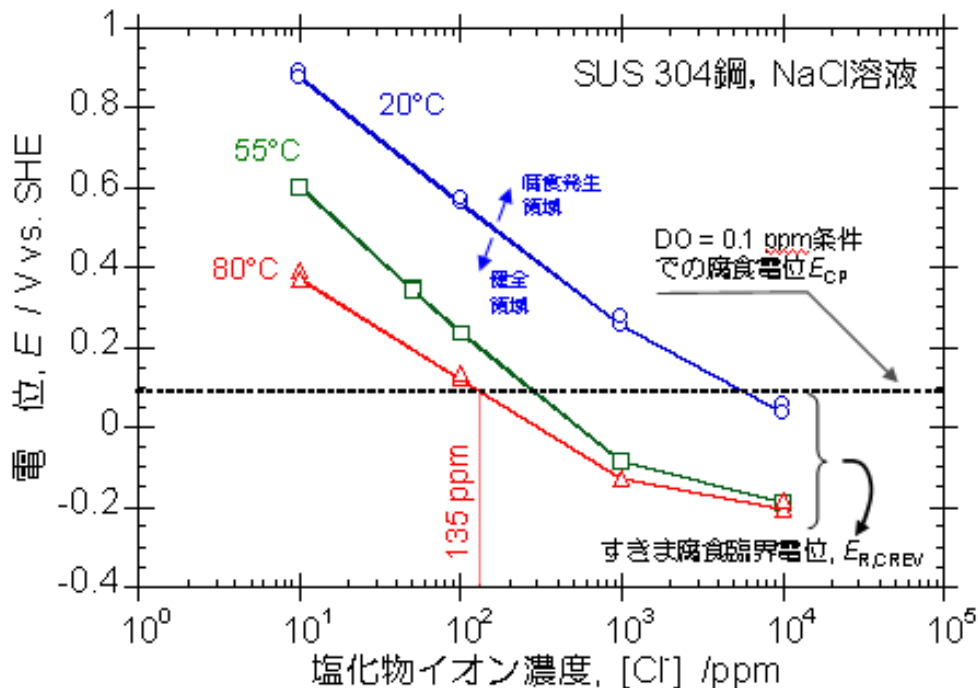


図 SUS 304 鋼のすきま腐食臨界電位  $E_{R,CREV}$  と定常腐食電位  $E_{SP}$  との比較による対すきま腐食可使用条件評価 1),2)

- 
- 1) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROEION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).
  - 2) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS'91, ANS, p. 201 (1991).

## 滞留水漏えい時の作業環境評価

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所は、予想される最大余震を想定して防潮堤を設置しているが、東北地方太平洋沖地震級の津波が再来し原子炉注水設備が損傷した場合は、ホースを再敷設することで一定時間以内に原子炉注水を再開できる見込みである。一方、津波によって各建屋の滞留水が漏えいした場合、その汚染によって建屋周辺が高線量となり作業環境が悪化することが懸念される。ここでは、1～4号機タービン建屋並びにプロセス主建屋、高温焼却炉建屋の各地下の滞留水が OP.10,000 のヤード全域に溢れることを仮定し、線量評価を行った。

## 2. 評価条件

(1) 各建屋の滞留水の貯蔵量は、管理目標の最大水位とする（下表）。

施設	貯蔵量概算 [m <sup>3</sup> ]	水位 [OP.]	施設	貯蔵量概算 [m <sup>3</sup> ]	水位 [OP.]
1号機タービン建屋	17,500	4,947	プロセス主建屋	20,000	5,600
2号機タービン建屋	28,100	4,000	高温焼却炉建屋	5,000	3,700
3号機タービン建屋	33,000	4,000	合計	25,000	
4号機タービン建屋	25,200	4,000			
合計	103,800				

(2) 滞留水の放射能濃度は以下のとおりとする。

	Cs-134	Cs-137
滞留水の放射能濃度[Bq/cc]	1×10 <sup>6</sup>	1×10 <sup>6</sup>

(3) 津波による滞留水の希釈を以下のとおり考慮する。

- ①各建屋の滞留水は、浸水によって地表面まで水位上昇するとし、それに相当する量の希釈を考慮する。
- ②OP.10,000 のヤードは約 4m まで水没する（東日本大震災の津波での実績）とし、それに相当する量の希釈を考慮する（OP.10,000 のヤード面積は約 12 万 m<sup>2</sup>）。

(4) 線源の大きさは、ヤード全域に深さ 1cm（×50m×50m）の汚染水の水溜まりとする。

## 4. 評価結果

上記条件による評価結果は約 10mSv/h である。

以上