

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）  
（改訂2）

平成23年12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）  
（改訂2）

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	1-13
1.5.	要求事項に対する代替措置	1-13
1.6.	異常時に関する説明書	1-17
1.7.	添付資料	1-27
	添付資料-1 原子炉の冷却状態を監視する温度計の信頼性について	1-48
	添付資料-2 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	1-86
	添付資料-3 炉注入する処理水の水質目標値について	1-100
	添付資料-4 異常時に関する説明書で用いる数値の設定根拠	1-102
	添付資料-5 注水再開後の注水温度の評価への影響	1-104
	添付資料-6 評価対象核種選定の考え方	1-105
	添付資料-7 原子炉圧力容器内温度評価モデルによる炉内燃料温度の推定	1-110
	添付資料-8 滞留水漏えい時の作業環境評価	1-124
2.	原子炉格納容器内窒素封入設備	2-1
2.1.	概要	2-1
2.2.	設計方針	2-2
2.3.	主要設備	2-4
2.4.	設備の構造強度	2-7
2.5.	耐震性	2-7
2.6.	主要仕様	2-7
2.7.	運用	2-8
2.8.	添付資料	2-13
	添付資料-1 水素発生量の評価結果について	2-21
	添付資料-2 窒素封入停止時の時間余裕について	2-26
	添付資料-3 水素濃度及び酸素濃度の確認頻度について	2-29

添付資料-4	原子炉格納容器内窒素封入設備 設計・施工に伴う重要度分類の考え方について	2-30
添付資料-5	原子炉格納容器内窒素封入設備の構造強度および耐震性について	2-32
添付資料-6	サプレッションチャンバ内の雰囲気の評価について	2-35
添付資料-7	原子炉格納容器から押し出される放射性物質による周辺環境への影響について	2-36
添付資料-8	原子炉圧力容器への窒素封入の必要性について	2-38
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	3-3
3.1.3.	主要設備	3-3
3.1.4.	設備の構造強度及び耐震性	3-4
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	3-14
3.2.6.	主要仕様	3-15
3.2.7.	要求事項に対する代替措置	3-16
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	3-49
添付資料-2	1～4号機 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	3-51
添付資料-3	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	3-53
添付資料-4	有効燃料頂部+2mにおける線量評価	3-54
添付資料-5	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	3-55
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	4-4
4.4.	主要仕様	4-7
4.5.	再臨界監視	4-7
4.6.	要求事項に対する代替措置	4-9
4.7.	異常時に関する説明書	4-11
4.8.	添付資料	4-16
	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	4-20
	添付資料-2 2号機 原子炉格納容器ガス管理設備の概要	4-31
	添付資料-3 五ホウ酸ナトリウムの必要量	4-32
	添付資料-4 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	4-35
	添付資料-5 温度監視基準の考え方	4-38
	添付資料-6 判定基準と再臨界出力との関係	4-42
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	5-21
5.2.4.	耐震性	5-23
5.2.5.	主要仕様	5-25
5.2.6.	要求事項に対する代替措置	5-25
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	5-29
5.3.1.	設備の設計方針	5-29
5.3.2.	主要設備	5-30
5.3.3.	設備の構造強度等	5-39
5.3.4.	耐震性	5-40
5.3.5.	主要仕様	5-42
5.3.6.	要求事項に対する代替措置	5-42
5.4.	今後の計画	5-44
5.5.	添付資料	5-44
	添付資料-1: セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔温度評価について	5-73
	添付資料-2: 高濃度滞留水受タンク設置部の難透水性地盤の評価	5-76

添付資料-3：高濃度滞留水受タンク地表面の線量評価	5-80
添付資料-4：高レベル放射性汚染水処理設備等に関する構造強度，耐震評価結果	5-82
添付資料-5：高濃度滞留水受タンクの耐震性評価	5-117
添付資料-6：使用済セシウム吸着塔仮保管施設からの放射線による制御室の線量評価	5-132
添付資料-7：使用済セシウム吸着塔一時保管施設からの放射線による制御室の線量評価	5-136
添付資料-8：廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価	5-140
添付資料-9：廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計	5-142
添付資料-10：高濃度スラッジ貯槽施設建屋の耐震性に関する検討結果（スラッジ棟建屋）	5-146
添付資料-11：高濃度スラッジ貯槽施設建屋の耐震性に関する検討結果（ユーティリティ建屋）	5-165
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	6-3
6.4. 設備の構造強度・耐震設計	6-15
6.5. 今後の計画	6-16
6.6. 添付資料	6-16
添付資料-1 プロセス主建屋の貫通部の止水措置	6-26
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	6-29
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	6-37
添付資料-4 高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置	6-41
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	6-44
添付資料-6 高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価	6-51
添付資料-7 1～4号炉の各建屋外への放射性物質移行量の評価	6-55
7. 電気系統	7-1
7.1. 概要	7-1
7.2. 設計方針	7-2
7.3. 主要設備	7-3
7.4. 主要仕様	7-9
7.5. 運用	7-9
7.6. 添付資料	7-10

添付資料-1 電気系統の電源容量に関する説明	7-25
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. 今後の計画	8-6
8.5. 添付資料	8-7
添付資料-1 確率論的安全評価手法	8-9
添付資料-2 事故シーケンスの定量評価	8-17
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	8-26

## 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号機は給水系、炉心スプレイ系および消火系）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 11 月 9 日時点での注水流量は、1号機が給水系約 8.0 m<sup>3</sup>/h、2号機が給水系約 3.0 m<sup>3</sup>/h および炉心スプレイ系約 7.5 m<sup>3</sup>/h、3号機が給水系約 3.0 m<sup>3</sup>/h および炉心スプレイ系約 8.0 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、基本的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、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。これらの信頼性向上以外についても継続的に検討を行い、今後も信頼性の向上を図っていく。

### 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  $3.7 \text{mSv}$  であり、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  $11.1 \text{mSv}$  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常用高台炉注水ポンプ 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、常用高台炉注水ポンプおよび非常用高台炉注水ポンプで  $20 \text{ m}^3/\text{h}/\text{台}$ 、純水タンク脇炉注水ポンプで  $37 \text{ m}^3/\text{h}/\text{台}$  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、 $10 \text{ m}^3/\text{h}/\text{台}$ ) 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、それぞれ  $20 \text{ m}^3/\text{h}/\text{台}$ ) の吸込みラインを追加し、11 月下旬を目途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たせている。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。なお、ろ過水タンクへのろ過水の供給量 ( $70 \text{ m}^3/\text{h} \times 2$  系統) は、崩壊熱相当注水量 (1.3.2 冷却能力参照) に対して十分な供給能力を有している。

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。

常用、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、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、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、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、原子炉注水ラインについては、凍結防止対策（温度上昇防止対策含む）およびポリエチレン管への変更を実施中である。凍結防止対策では、不燃素材の保温材の採用によって、防火対策を含めて信頼性を向上する。また、ポリエチレン管は、重機の乗り上げ等による外力に対しても強く、接続部も融着になるため、現状の耐圧ホースよりも、信頼性が向上するものと考えている。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、常用高台原子炉注水系ポンプの圧力ならびに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）、注水流量の監視に用いている計装用計器の電源およびタービン建屋前に設置した 1~3 号機原子炉注水流量監視カメラは所内共通 M/C(1A)から受電し、所内共通 M/C(1A)は夜ノ森 1 号線から受電している。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っている。

純水タンク脇炉注水ポンプは、仮設 1/2 号 M/C(B)から受電しており、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。

なお、今後運用が開始される 1 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、2 号機タービン建屋内炉注水ポンプは所内共通 M/C(1A)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。

#### (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。

原子炉注水系の腐食防止対策として注水する処理水の水質管理を行う。また、窒素バブリングによる脱酸素等を実施する。

#### 1.3.2. 冷却能力

現在の原子炉冷却系による原子炉圧力容器底部温度の推移は図 1-9 のとおりであり、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ことが分かる。

平成 23 年 11 月 9 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 8.0 m<sup>3</sup>/h
- 2 号機 : 給水系約 3.0 m<sup>3</sup>/h, 炉心スプレイ系約 7.5 m<sup>3</sup>/h
- 3 号機 : 給水系約 3.0 m<sup>3</sup>/h, 炉心スプレイ系約 8.0 m<sup>3</sup>/h

常用高台炉注水ポンプ (3 台) および非常用高台注水ポンプ (3 台) 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 (3 台) 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 11 月 9 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、崩壊熱相当の注水量  $W_1$  は、20℃から 100℃までの顕熱及び蒸発潜熱で崩壊熱を冷却可能な注水量であり、崩壊熱相当の注水量  $W_2$  は、20℃から 100℃までの顕熱で崩壊熱を冷却可能な注水量である。

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

$Q$  : 崩壊熱  
 $hw_{100}$  : 蒸気 (100°C) のエンタルピー  
 $hw_{20}$  : 水 (20°C) のエンタルピー  
 $\rho$  : 水の比容積

$$W_2 = Q \times \rho \times 1,000 \times 3,600 / (hw_{100} - hw_{20})$$

$hw_{100}$  : 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	0.56 MW	0.8 m <sup>3</sup> /h	6.1 m <sup>3</sup> /h
2号機	0.79 MW	1.1 m <sup>3</sup> /h	8.5 m <sup>3</sup> /h
3号機	0.81 MW	1.1 m <sup>3</sup> /h	8.7 m <sup>3</sup> /h

崩壊熱相当注水量は、崩壊熱と水のエンタルピーから評価しているもので、必要注水量の理論値である。注水配管や弁等からの漏えいの具合やかけ流し冷却によるムダ水、燃料の存在位置を含む燃料の冷却状態等が考慮されていないため、実際に必要な注水量とは異なるものと考えられる。よって、注水量を決定する際には、崩壊熱相当注水量  $W_2$  を目安としては用いつつ、原子炉压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。また、1～3号機の炉心状態については、不確かさはあるものの、原子炉压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、原子炉への注水によって燃料は効果的に冷却されている状態にあるものと考えられる。

平成23年11月9日時点での実績では、1～3号機について崩壊熱相当の注水量  $W_2$  を上回る注水量となっている。また、図1-10～12に示すように、原子炉压力容器や原子炉格納容器の各部位の温度は概ね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。

また、冷却状態を監視する温度計については、事故後の過酷条件下での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支障を及ぼす程度ではないことを確認している(添付資料-1)。

今後については、温度計の不確かさ(20°C以内)を踏まえても原子炉压力容器底部温度を概ね100°C以下に維持できるように、原子炉压力容器底部温度について約80°C以下に維持することを目標に注水量を管理していく。また、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て、原子炉格納容器内温度についても合わせて確認することとし、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注水量を管

理していく。

なお、平成 23 年 12 月 6 日時点においては、1 号機で約 4.5m<sup>3</sup>/h（給水系）、2 号機で約 7.5 m<sup>3</sup>/h（給水系約 3.0 m<sup>3</sup>/h、炉心スプレイ系約 4.5 m<sup>3</sup>/h）、3 号機で約 8.0 m<sup>3</sup>/h（給水系約 2.0 m<sup>3</sup>/h、炉心スプレイ系約 6.0 m<sup>3</sup>/h）に注水量を減少させている。これは、原子炉圧力容器への窒素封入が完了して安定した状態に至るまでの期間について、原子炉圧力容器内の水素濃度を低減することを目的に、一時的に注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の蒸気割合を増加させているものである。

下表及び図 1-13 に今後 3 年間の崩壊熱と崩壊熱相当注水量 W<sub>2</sub>を示すが、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。このため、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。

		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	崩壊熱	0.61 MW	0.27 MW	0.17 MW	0.12 MW
	崩壊熱相当注水量 W <sub>2</sub>	6.5 m <sup>3</sup> /h	2.9 m <sup>3</sup> /h	1.8 m <sup>3</sup> /h	1.3 m <sup>3</sup> /h
2 号機	崩壊熱	0.86 MW	0.37 MW	0.22 MW	0.15 MW
	崩壊熱相当注水量 W <sub>2</sub>	9.2 m <sup>3</sup> /h	3.9 m <sup>3</sup> /h	2.3 m <sup>3</sup> /h	1.7 m <sup>3</sup> /h
3 号機	崩壊熱	0.88 MW	0.36 MW	0.21 MW	0.15 MW
	崩壊熱相当注水量 W <sub>2</sub>	9.4 m <sup>3</sup> /h	3.9 m <sup>3</sup> /h	2.3 m <sup>3</sup> /h	1.6 m <sup>3</sup> /h

なお、夏場等に気温が上昇し注水温度が 20℃を超える場合には、崩壊熱相当注水量は上表の値に比べて増えることとなるが、30℃の注水温度を想定しても崩壊熱相当注水量は 1 割程度増加するだけであり、現行の注水設備で十分対応可能である。

### 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-2 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、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おり、通常運転状態における漏えい確認で、有意な変形や漏えいがないことから、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、温度上昇による強度への影響が懸念されるが 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。なお、屋外に敷設される部位については、夏場に高温となることが想定されるため、保温材等により、温度上昇を防止する。  
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いることから、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、通常運用水位以上の水位で漏えい確認を行い、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備が同時に機能喪失した場合においても、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にする。

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) 仮設備の耐震性

原子炉注水系の仮設備の耐震性に係る説明書を添付資料-2 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、純水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おり、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。これらの既設配管について、基準地震動  $S_s$  による地震力に対する耐震性を評価した。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  $IV_{AS}$  に対する許容値を評価基準値として用いた。その結果、2号機および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号機および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。

配管支持構造物については、配管本体の算出応力が評価基準値を満足する1~3号機の給水系配管支持構造物について評価を行った。給水系は、建設時に耐震 B クラスとして設計されている設備を含んでおり、基準地震動  $S_s$  に対して耐震性が確保されることを解析評価のみで示すことは困難である。そこで、原子炉建屋内に設置される配管支持構造物に比べ、タービン建屋内に設置される配管支持構造物の方が、算出応力が大きく、厳しい評価結果となることから、タービン建屋内に設置される給水系配管支持構造物のうち、解析評価のみで耐震性を示すことが困難な支持構造物を対象に点検を実施した。その結果、本震により基準地震動  $S_s$  相当の地震力が加わったにもかかわらず、点検において機能を阻害するような損傷は確認されないことから、基準地震動  $S_s$  に対しても、配管支持構造物の耐震性は確保されると評価している。なお、今回行った弾性解析による評価では、評価結果が実際よりも厳しく

なるよう配管系の減衰定数や評価基準値等を定めていること等が、解析で求めた算出値が評価基準値を超えても実際には損傷が確認されない要因として考えられる。

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)

基準地震動  $S_s$  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

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  $S_s$  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、3号機復水貯蔵タンク (CST) については、機能は維持されていた。これらのタンクは、基準地震動  $S_s$  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。

なお、漏えいが確認された純水タンク1基については、現在修理工事を行っている。修理工程については表1-1に示す。

(4) 地震時の注水確保

基準地震動  $S_s$  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。なお、訓練にあたっては、消防車が想定箇所におけない場合なども考慮して、配管の敷設方法等の異常時対応操作について検討し、手順書に反映していく。

### (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ですが、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) 注水の水質管理

原子炉注水系の腐食防止対策として注水する処理水の水質管理を行う。注水する処理水の水質目標値については添付資料-3 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（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。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、これについては、海水を水源として消防車を各号機に対し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、1プラント当たり $20\text{m}^3/\text{h}$ の注水流量で冷却可能であると評価されており（1.6 異常時に関する説明書で設定している事故相当事象とシビアアクシデント相当事象における注水再開時の注水流量）、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号機のうち崩壊熱の評価結果が最大である3号機を代表として対象とする（平成23年10月17日時点の崩壊熱：1号機0.61 MW、2号機0.86 MW、3号機0.88 MW）。

#### 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。（数値の設定根拠については添付資料-4 参照）  
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

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

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

$S_{us}$  : 上部構造材の燃料からの伝熱面積 (15.43 m<sup>2</sup>)

$S_{ss}$  : 原子炉圧力容器胴部の燃料からの伝熱面積 (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。なお、注水量の減少の効果は、燃料・上部構造材の冷却が遅れる効果（トータルのセシウム蒸発量が増える効果）と、発生蒸気（キャリアガス）が減る効果（環境への放出率が減少する効果）があり、相互の影響により総合的には感度は小さく、実効線量の評価結果に有意に影響を及ぼすものではない。
- (g) 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。この場合には、発生蒸気（キャリアガス）が減少し、環境への放出量評価が緩和されることとなるが、今回の評価では保守的にこれを考慮せず、注水温度は100℃とし、注水量に等しい量の蒸気発生があるものとする（添付資料-5）。
- (h) 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。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) 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。

(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、平成 23 年 3 月の事故時に燃料温度は約 3,000°C 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°C 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 (添付資料-6)。

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。

$$H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$$

$H_{Cs}$  : 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)

$R_1$  : 呼吸率 ( $3.3 \times 10^{-4}$  m<sup>3</sup>/s (1.2  $\times 10^6$  cm<sup>3</sup>/h))

$\chi / Q$  : 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

$R_2$  : 呼吸率 ( $2.6 \times 10^{-4}$  m<sup>3</sup>/s ( $2.22 \times 10^7$  cm<sup>3</sup>/day))

$F$  : 再浮遊率 ( $1.0 \times 10^{-5}$  m<sup>-1</sup>)

(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

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。

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 (図 1-9~12) 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、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。また、原子炉压力容器内をモデル化したヒートバランス評価において、原子炉压力容器内の燃料の非冠水部（露出炉心割合）は3%程度以下と少量であり、また、燃料表面温度と上部構造材・原子炉压力容器胴部の温度は100℃以下と評価している（添付資料-7）。

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。原子炉压力容器胴部と上部構造材については、初期温度を100℃と設定する。

#### 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3号機の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るが、本評価では保守的に100℃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压力容器胴部の温度を代表として検知対象とする。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

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（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としては、大津波事象が想定される。想定される最大余震を想定して防潮堤を設置しているが、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。これについて各建屋の滞留水が津波によって溢れることを仮定して線量評価を行った。評価結果は約 10mSv/h（添付資料-8）であり、適切な放射線防護を講じた上で作業可能な水準であると考えられる。

#### 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、20℃から 100℃までの顕熱で崩壊熱を冷却可能な注水量）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 190℃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 $1.6 \times 10^5$ Bq
セシウム 137 放出量	約 $1.4 \times 10^5$ Bq
実効線量	$\sim 10^{-6}$ 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 $1.3 \times 10^8$ Bq
セシウム 137 放出量	約 $1.1 \times 10^8$ Bq
実効線量	約 $1.2 \times 10^{-3}$ 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 480℃、上部構造材温度は約 290℃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 $4.0 \times 10^{11}$ Bq
セシウム 137 放出量	約 $3.5 \times 10^{11}$ Bq
実効線量	約 3.7 mSv

#### (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  $1.2 \times 10^{-3}$  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 3.7mSv 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 11.1mSv であり、20mSv に比べて小さい。



#### 添付資料

- 添付資料-1 原子炉の冷却状態を監視する温度計の信頼性について
- 添付資料-2 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-3 炉注入する処理水の水質目標値について
- 添付資料-4 異常時に関する説明書で用いる数値の設定根拠
- 添付資料-5 注水再開後の注水温度の評価への影響
- 添付資料-6 評価対象核種選定の考え方
- 添付資料-7 原子炉圧力容器内温度評価モデルによる炉内燃料温度の推定
- 添付資料-8 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)			————	
純水タンク修理工事		————		

※ 保温材敷設工事（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
燃料タンク容量	250 l

(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
燃料タンク容量	250 l

※ 発電機 100%負荷時における消費量 26.1 l/h (参考値)

(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)

※タンク 1 基について修理中

(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

仮設 1/2 号 M/C(B)側

台 数	1 台
容 量	750kVA

仮設 3/4 号 M/C(A)側

台 数	1 台
容 量	500kVA

(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



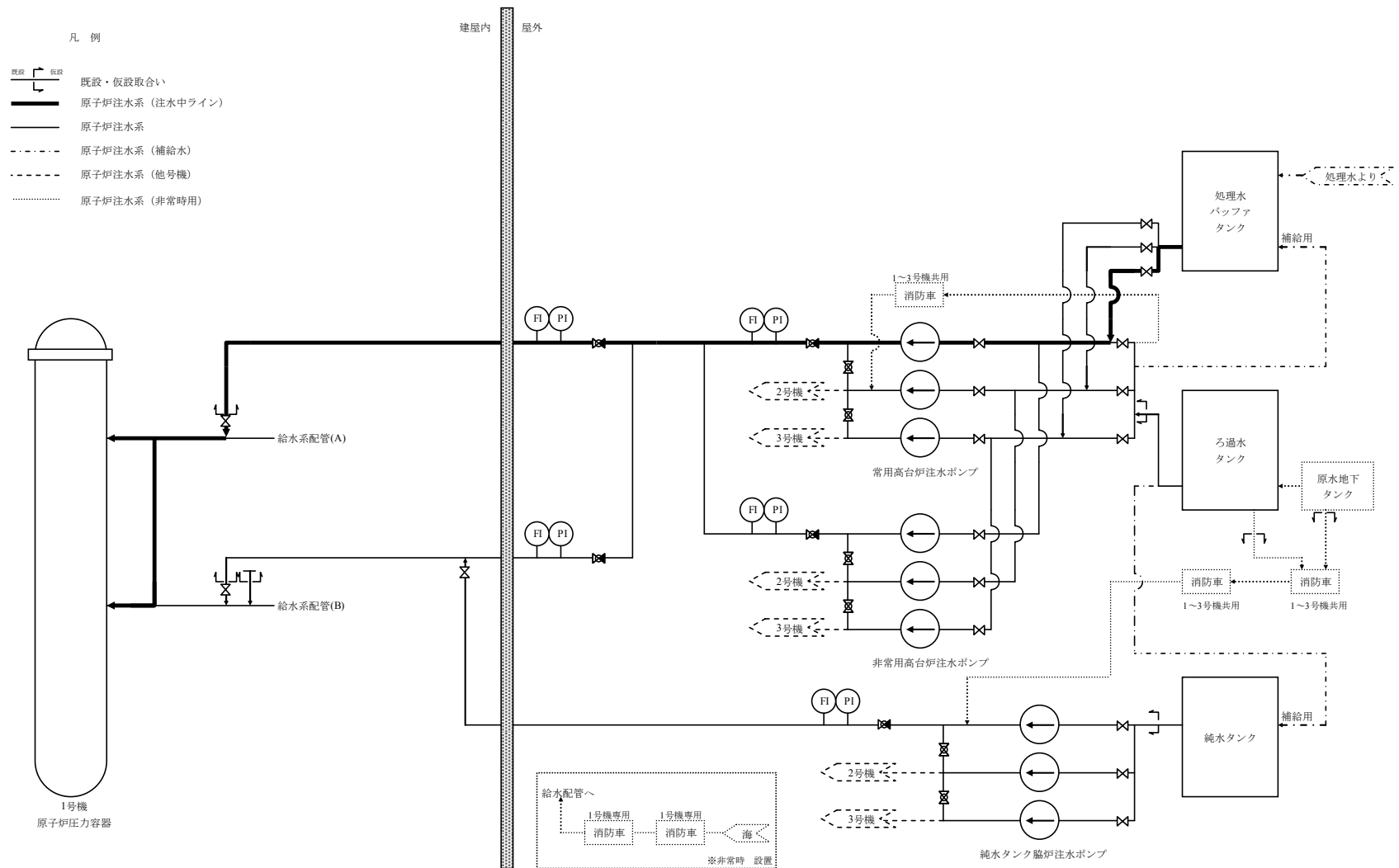


図 1-1 1号機原子炉注水系統概略図

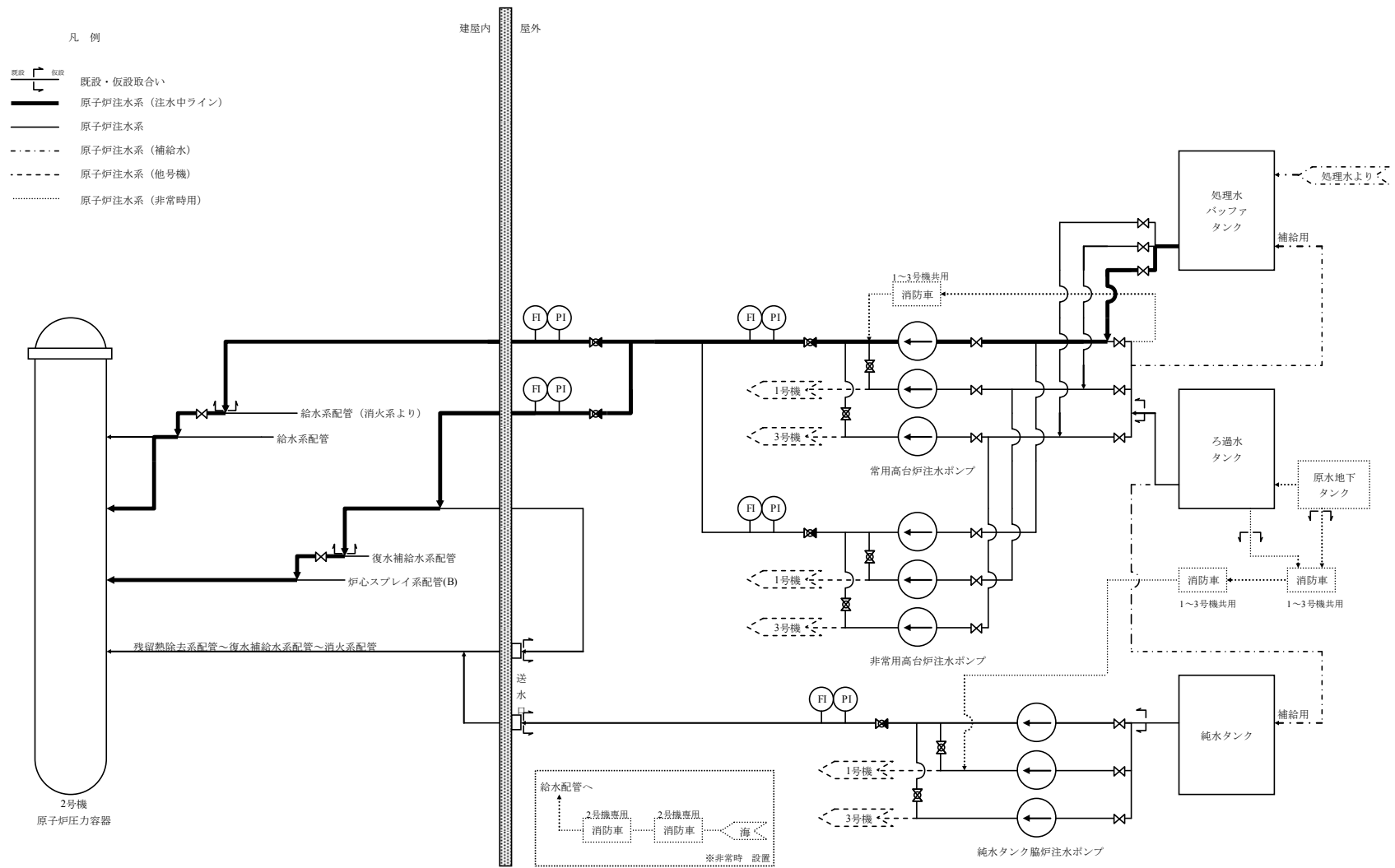


図 1-2 2号機原子炉注水系統概略図

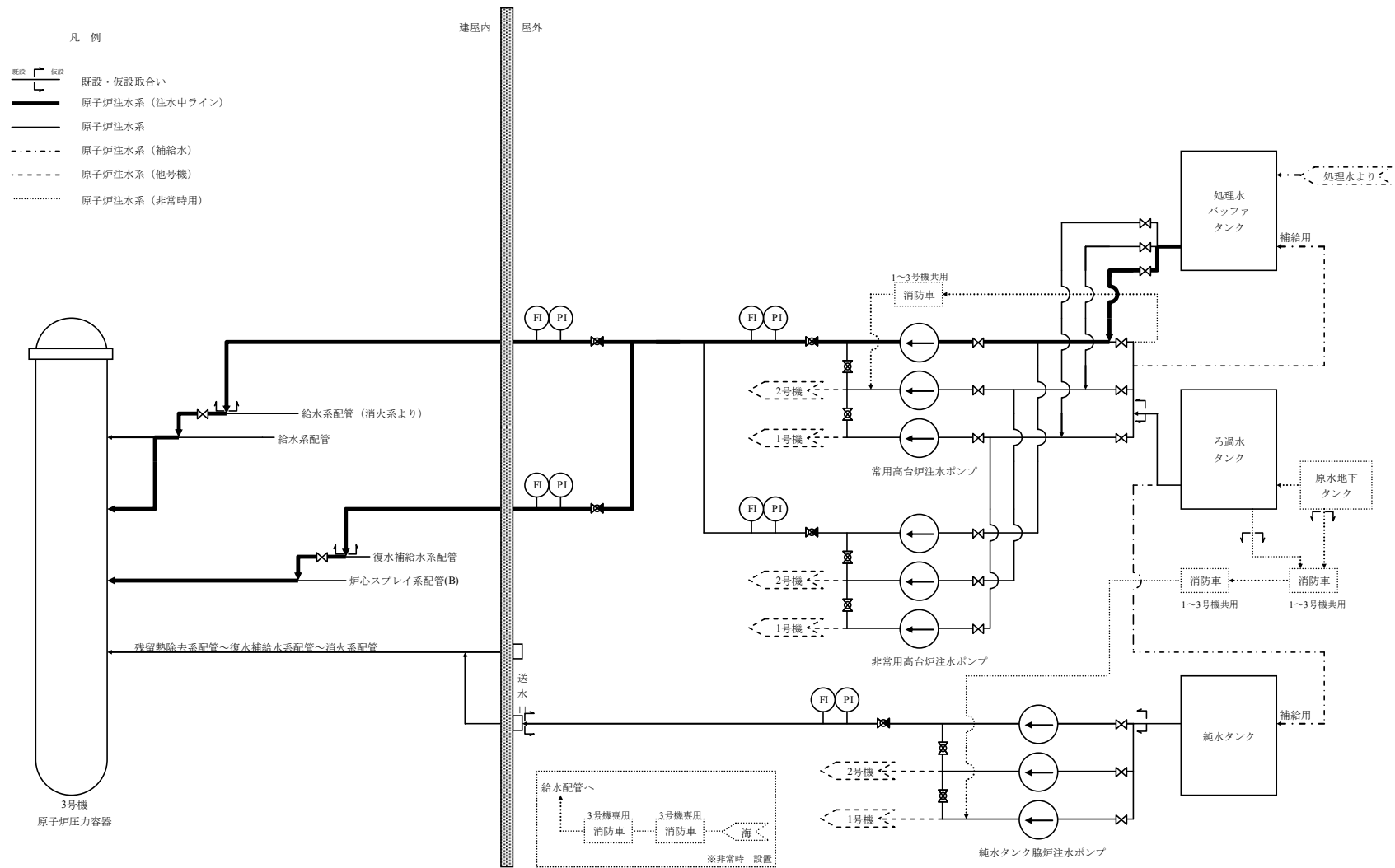


図 1-3 3号機原子炉注水系概略図

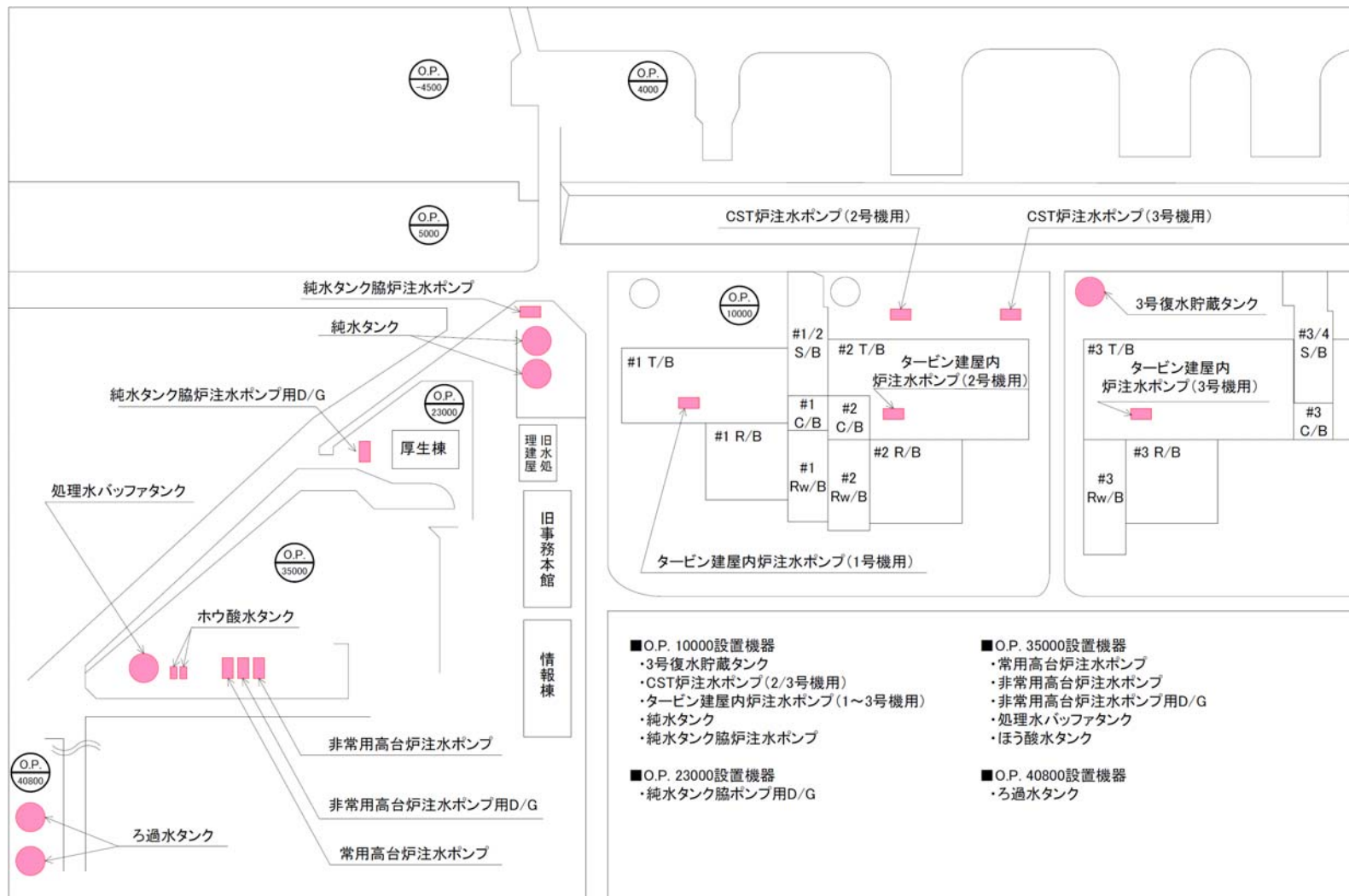


図 1-4 原子炉注水系の設備配置図

- |  |   |
|--|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>■ O.P. 10000 設置機器</li> <li>・3号復水貯蔵タンク</li> <li>・CST炉注水ポンプ(2/3号機用)</li> <li>・タービン建屋内炉注水ポンプ(1~3号機用)</li> <li>・純水タンク</li> <li>・純水タンク脇炉注水ポンプ</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>■ O.P. 35000 設置機器</li> <li>・常用高台炉注水ポンプ</li> <li>・非常用高台炉注水ポンプ</li> <li>・非常用高台炉注水ポンプ用D/G</li> <li>・処理水バッファタンク</li> <li>・ほう酸水タンク</li> </ul> |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>■ O.P. 23000 設置機器</li> <li>・純水タンク脇ポンプ用D/G</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>■ O.P. 40800 設置機器</li> <li>・ろ過水タンク</li> </ul>  |

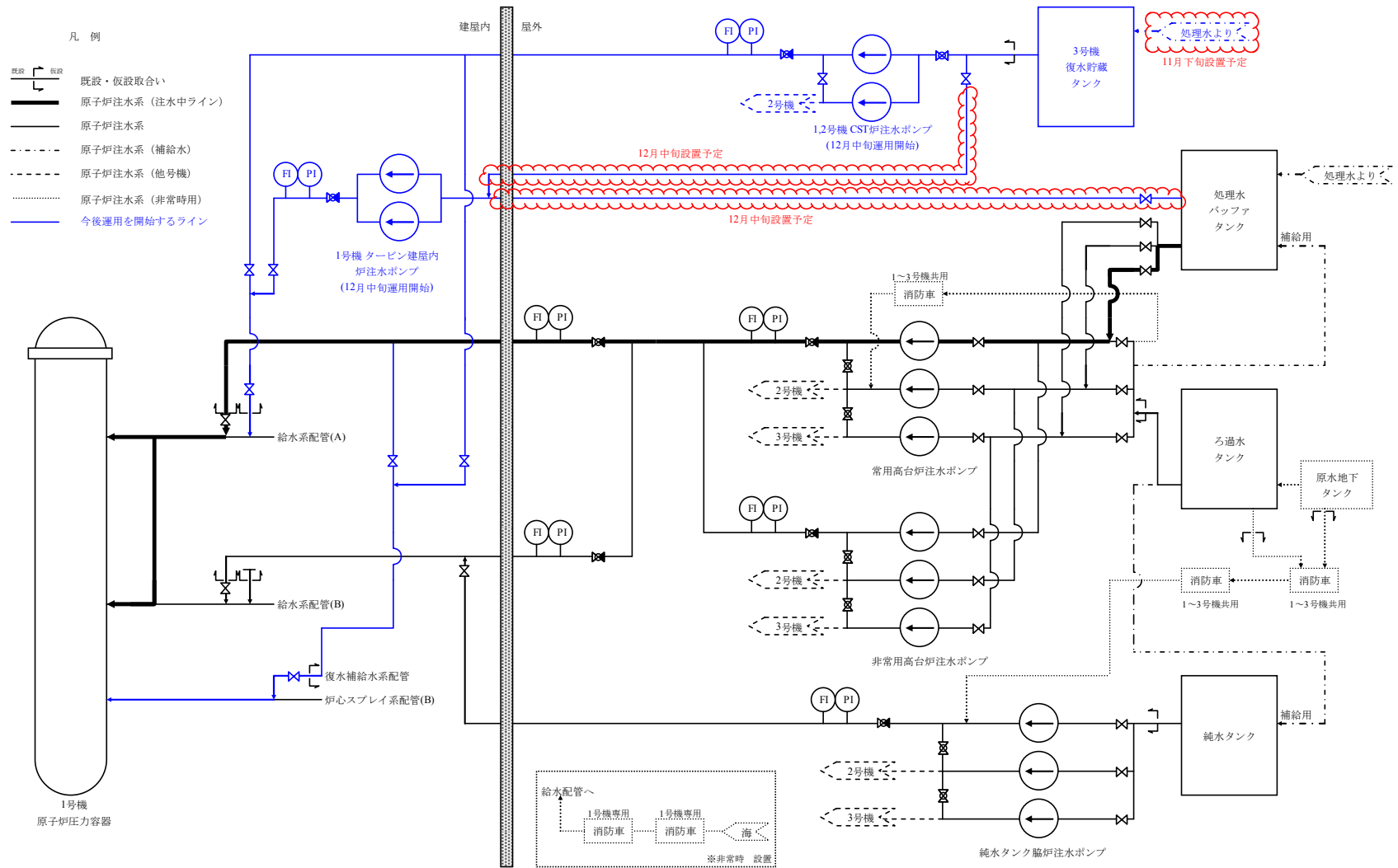


図 1-5 1号機原子炉注水系統概略図 (将来)

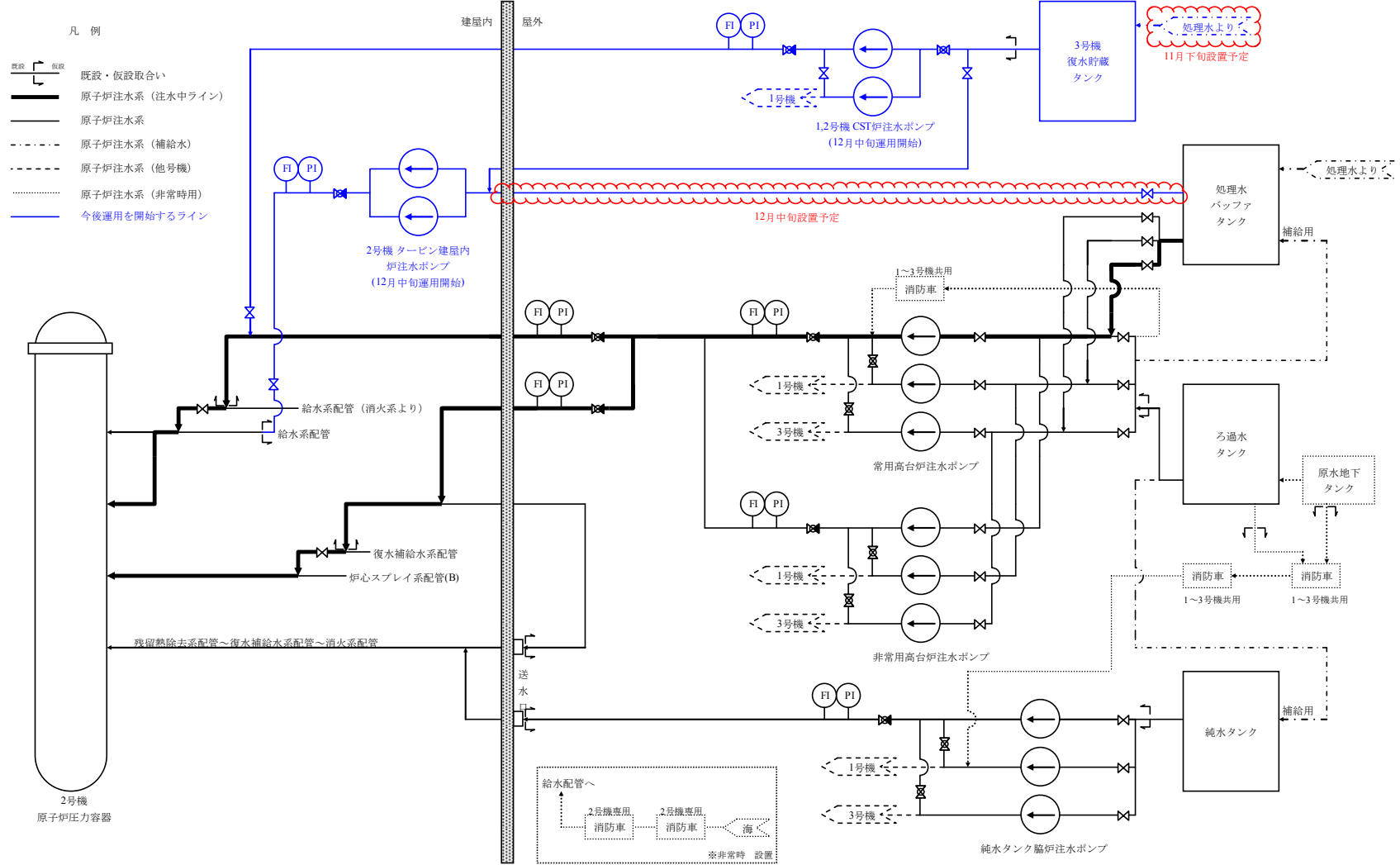


図1-6 2号機原子炉注水系統概略図 (将来)

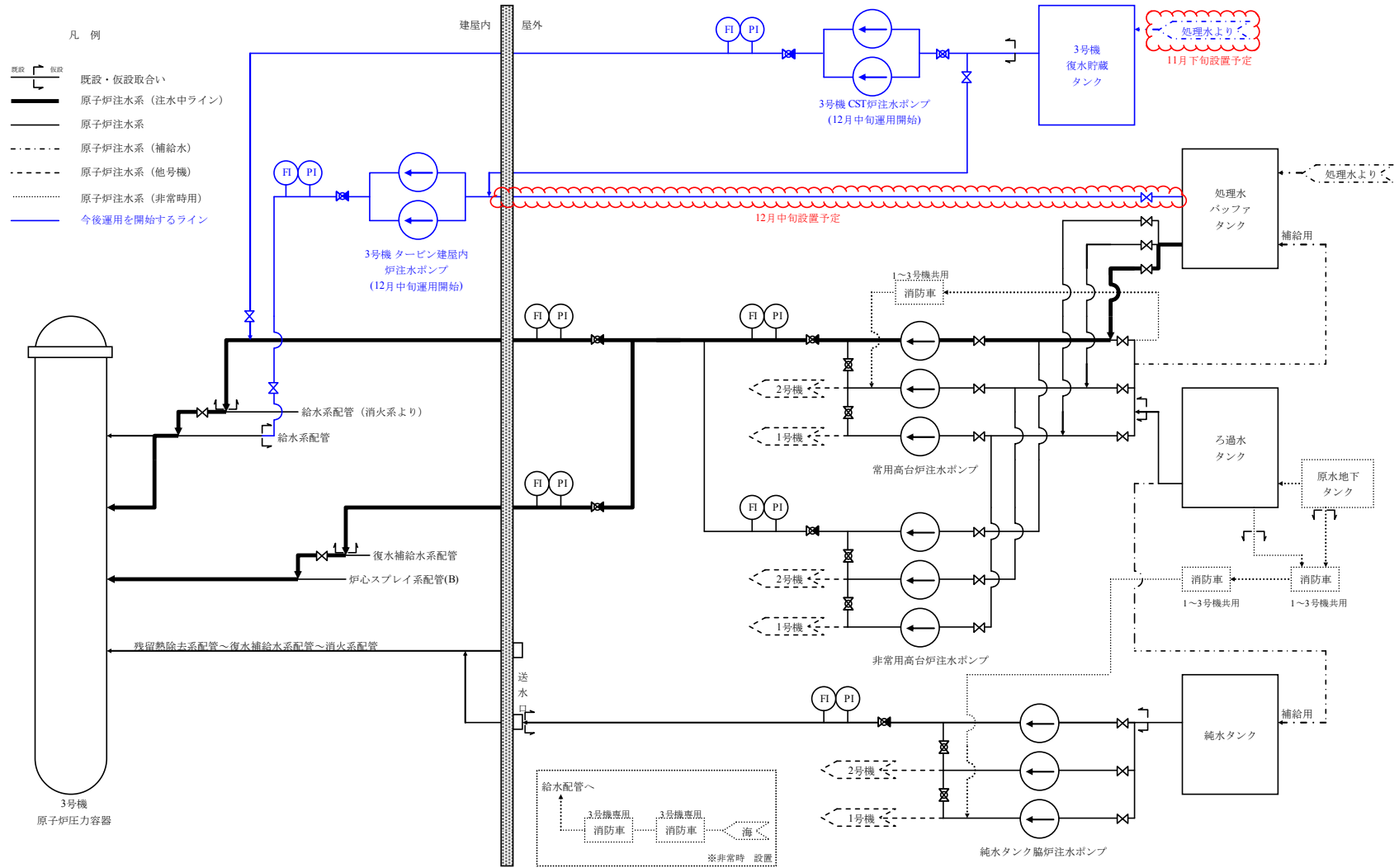


図 1-7 3号機原子炉注水系統概略図 (将来)

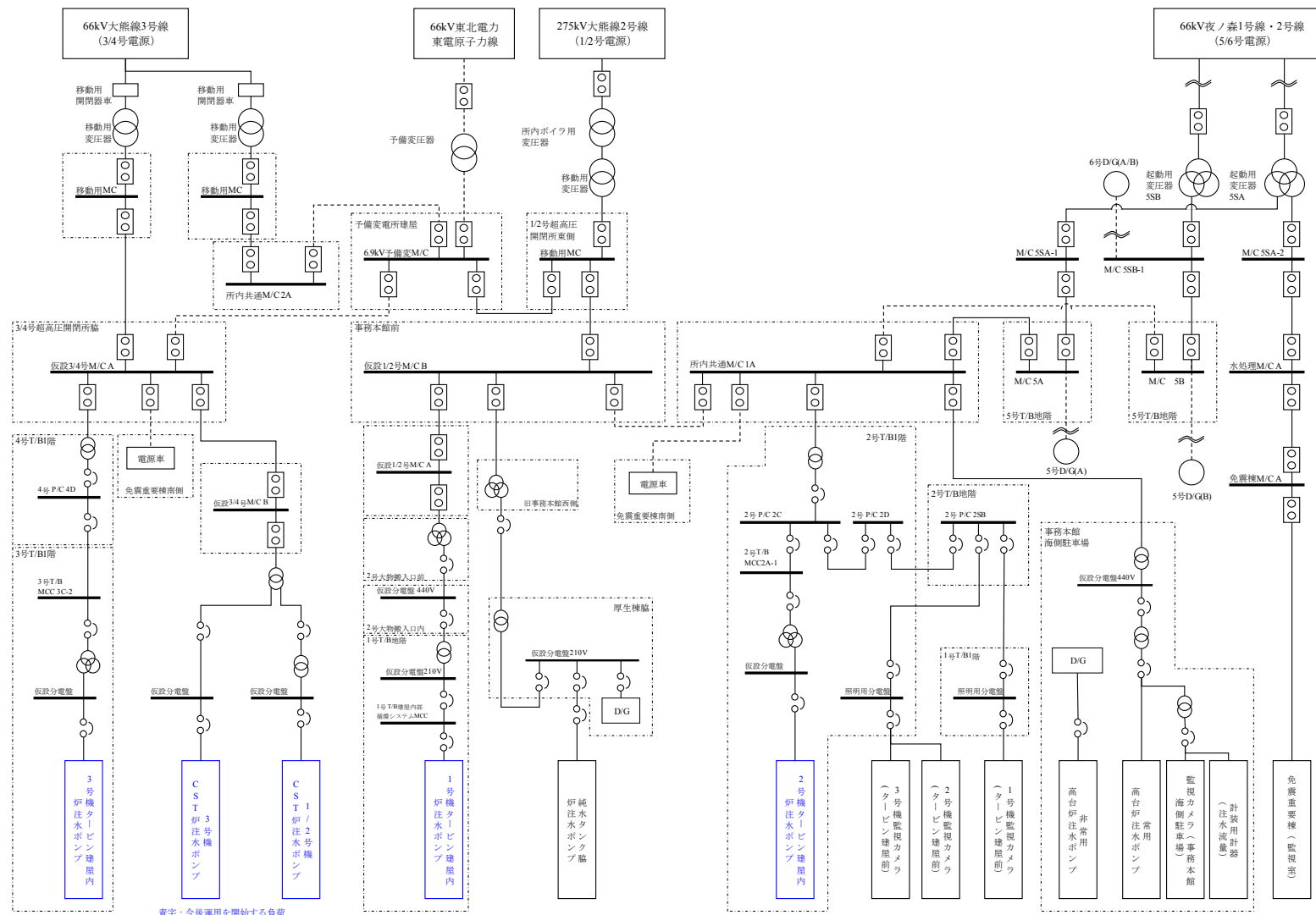


図 1-8 原子炉注水系 電源構成図



図1-9 原子炉压力容器底部温度の推移(9/1~11/9)

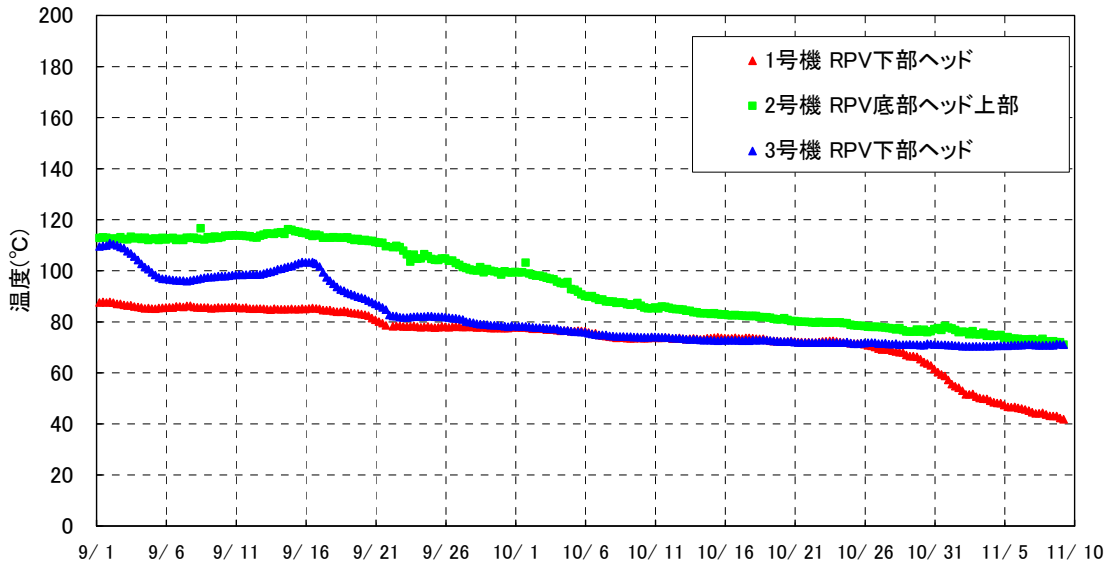


図1-10 1号機 代表点温度の推移(9/1~11/9)

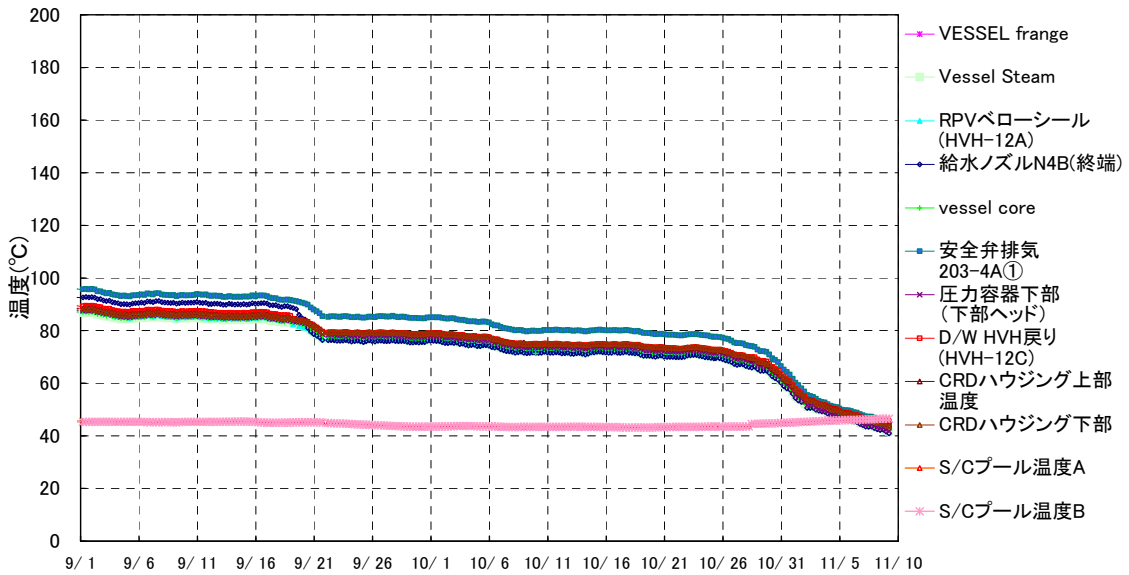


図1-11 2号機 代表点温度の推移(9/1~11/9)

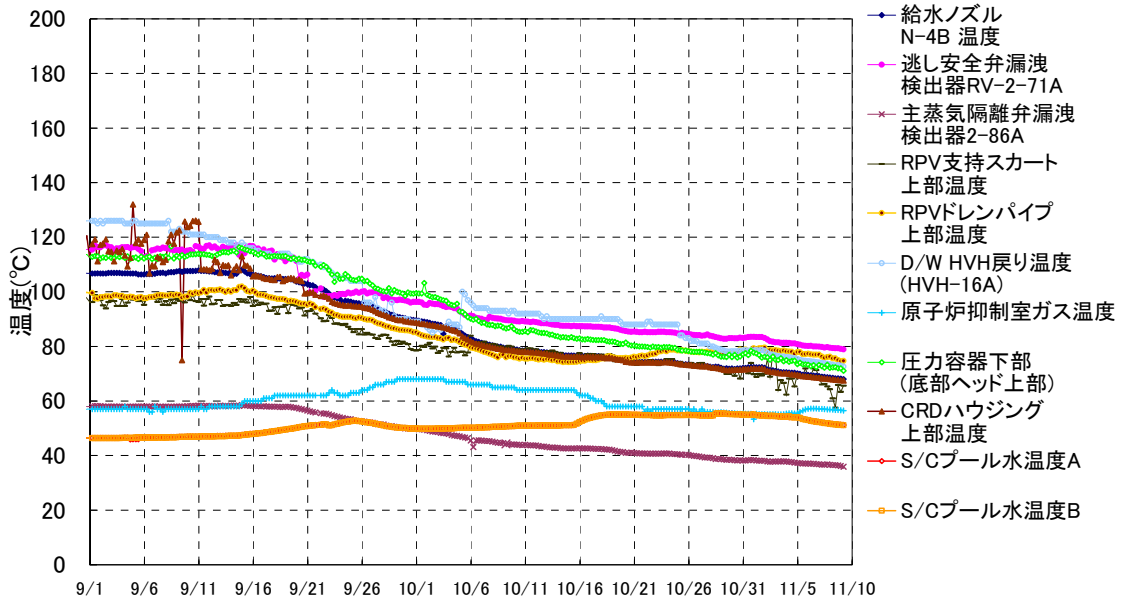


図1-12 3号機 代表点温度の推移(9/1~11/9)

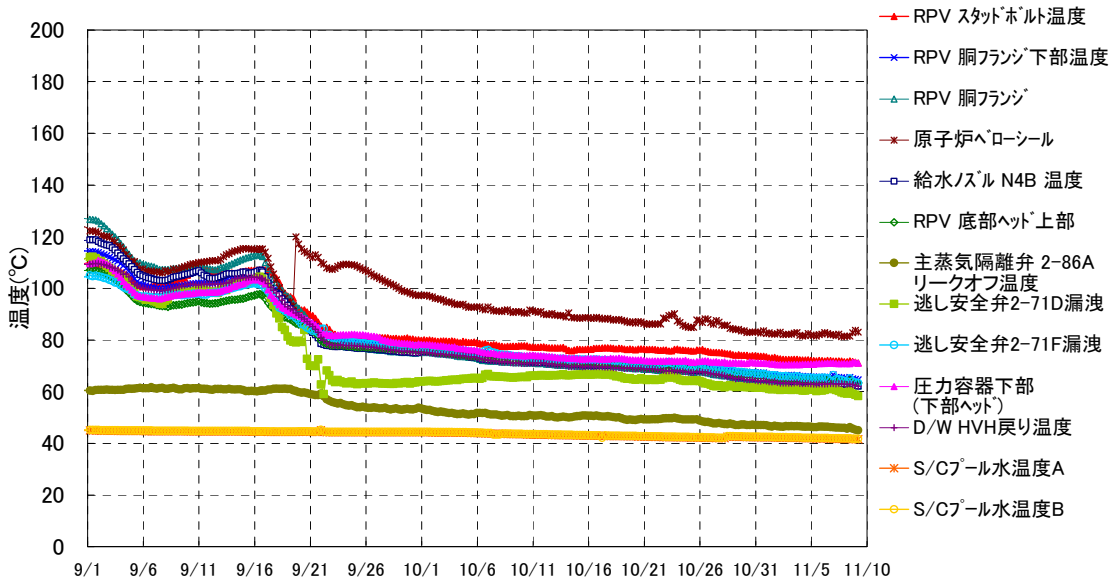


図 1-13 崩壊熱及び崩壊熱相当注水量(1~3号機)

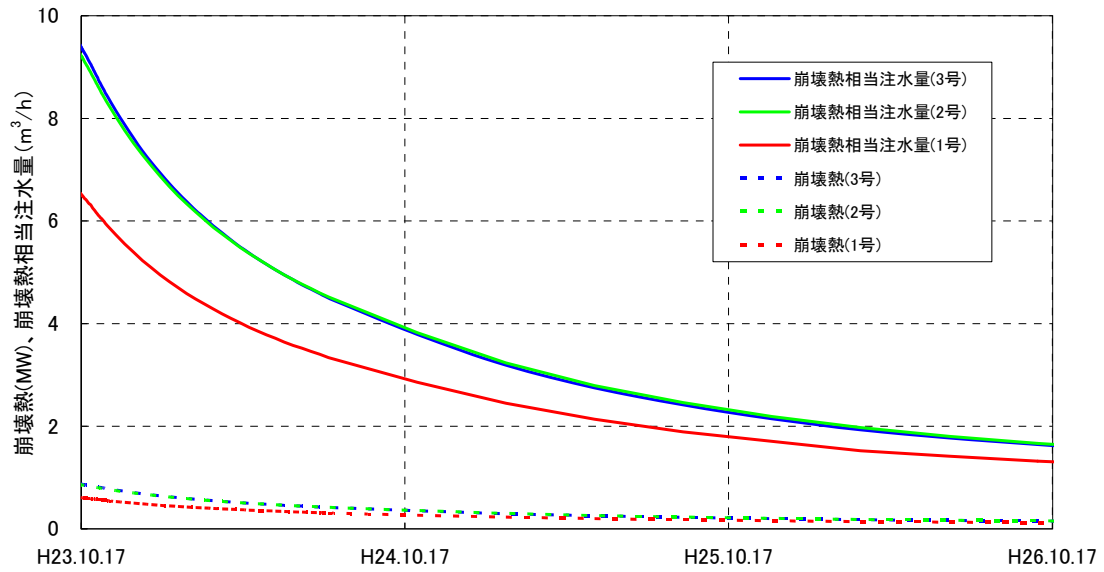


図1-14 CsOH蒸気圧の温度依存性

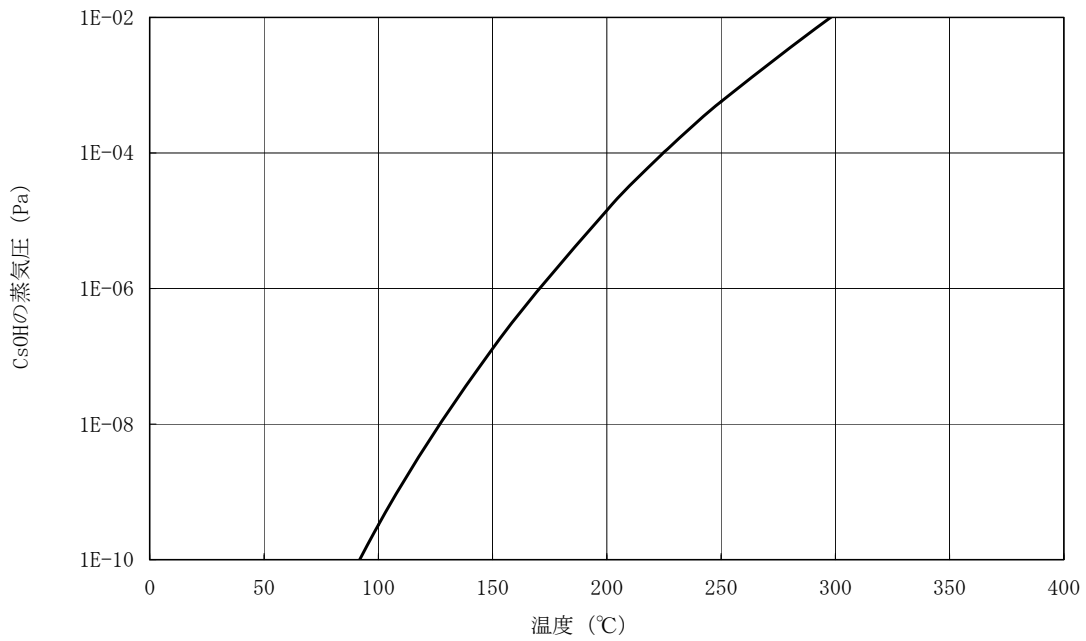


図1-15 压力容器胴部の温度上昇の時間変化

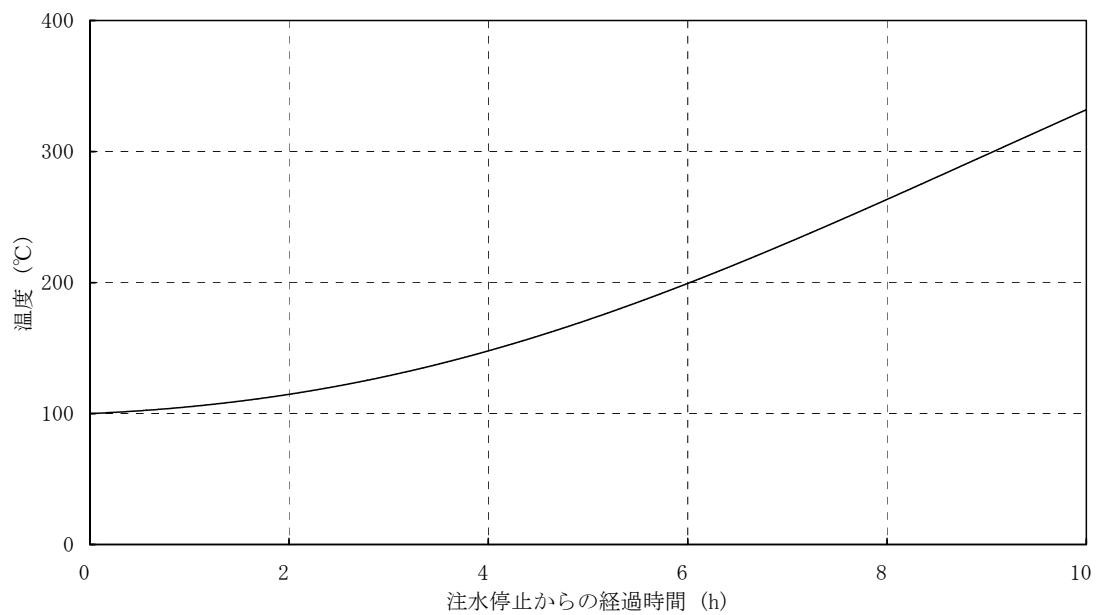


図1-16 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（過渡相当）

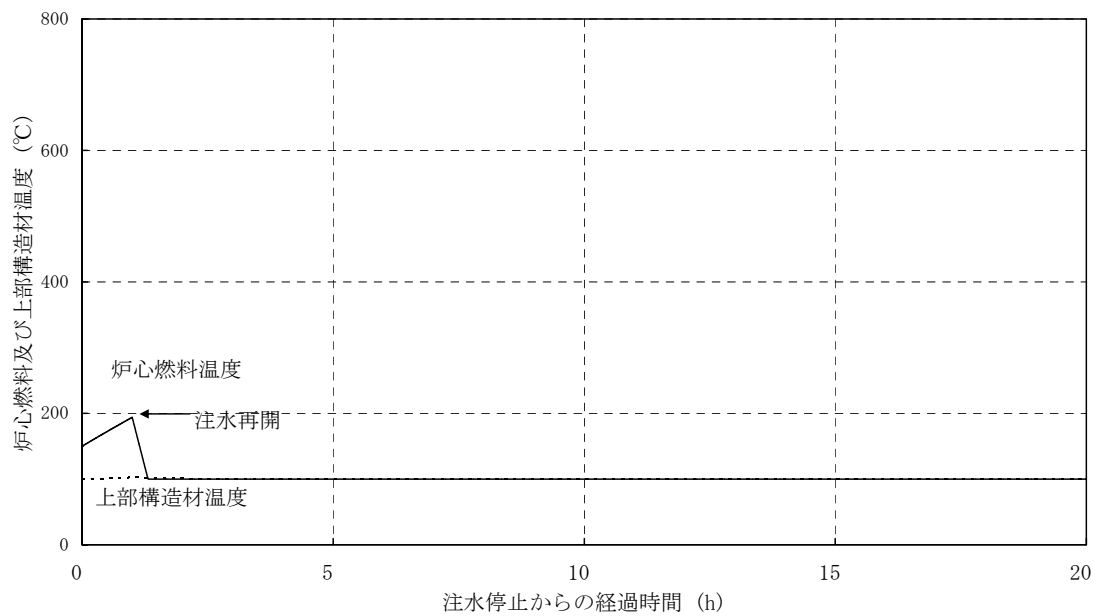


図1-17 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（事故相当）

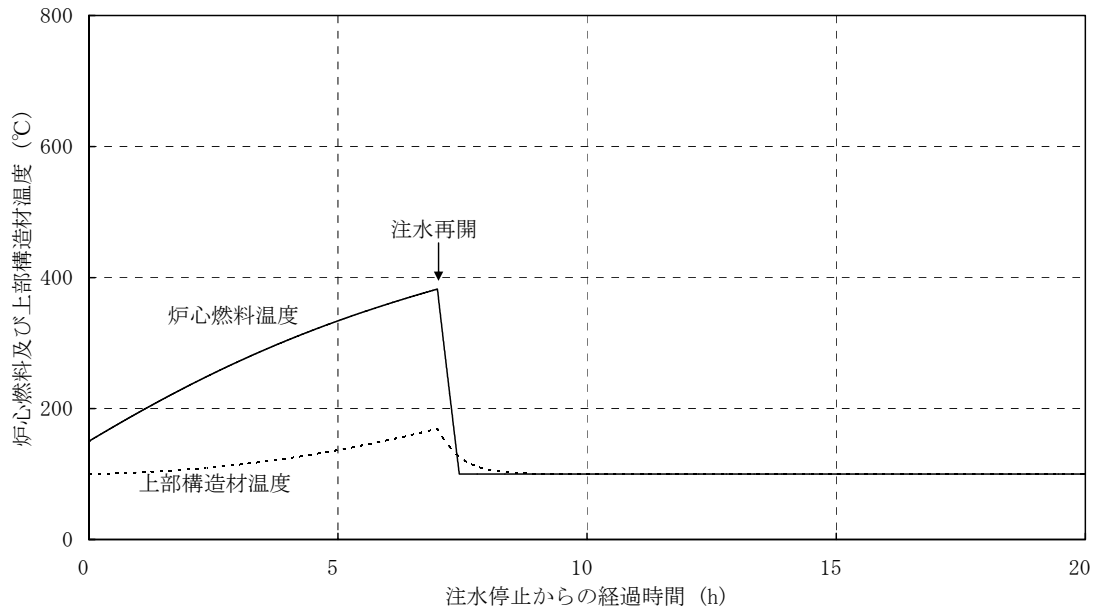
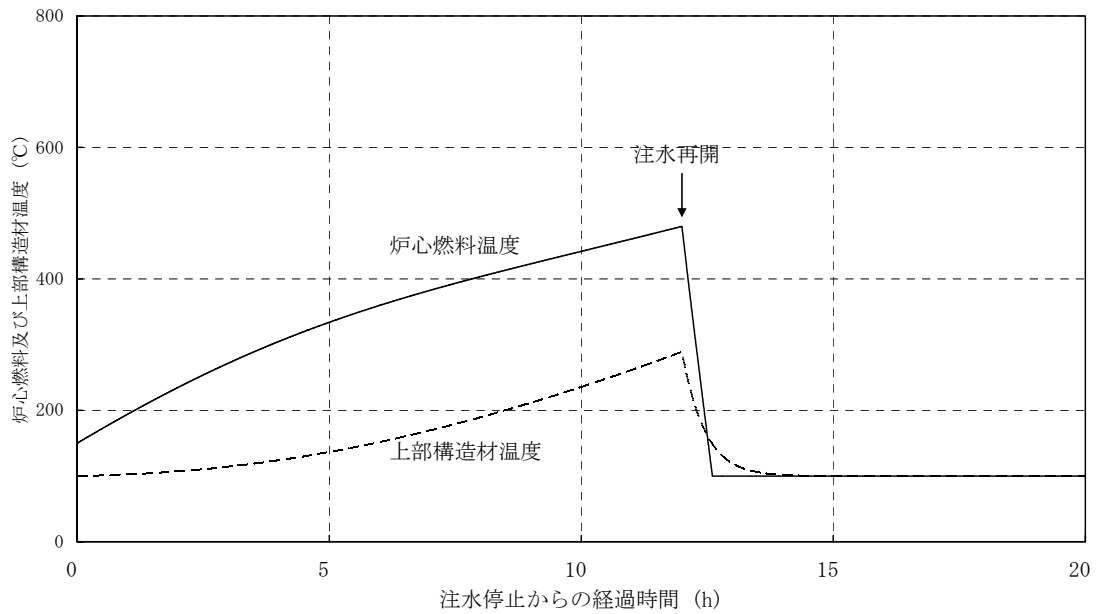


図1-18 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（シビアアクシデント相当）



## 原子炉の冷却状態を監視する温度計の信頼性について

## 1. はじめに

1号機、2号機、3号機の各原子炉注水系の運転にあたっては、原子炉の冷却状態を監視する指標として原子炉压力容器底部温度が概ね100℃以下であることを確認することとなっている。

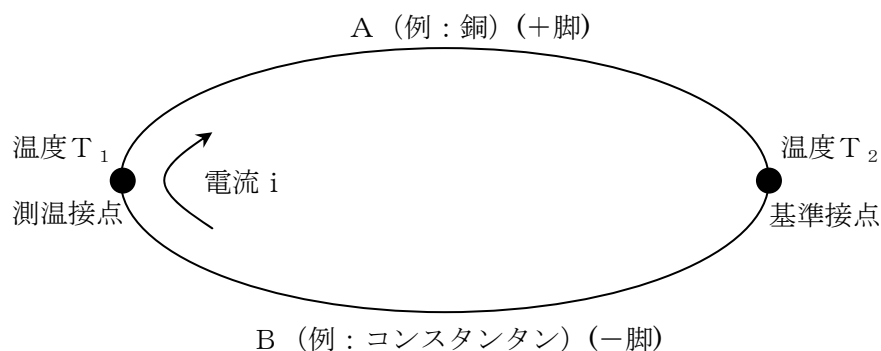
現在、監視している温度計は全体的に100℃を下回りつつあり、冷温停止状態に近づきつつあると言えるが、監視に使用している温度計は常用の温度計として設計・施工されているものであり、今回のような過酷な事故環境下での性能が保証されているものではないが、これまでの温度挙動（補足説明資料3-1、3-2）をみると、事故後の高温状態より崩壊熱の減少と継続的な注水により温度が低下してきており、格納容器内の状態を推定するための情報を継続的に提供してきていると考えられる。

原子炉压力容器内および格納容器内の冷却が促進されSTEP2の完了が視野に入りつつあることから、監視に使用している温度計についての信頼性評価を実施した。本資料では、温度計の信頼性評価及びそれを用いた今後の監視の考え方についてまとめた。

## 2. 評価対象とする温度計

## 2.1 熱電対型温度計の原理

熱電対型温度計は異種金属の2接点間の温度差によって、熱起電力が生じる現象（ゼーベック効果）を利用した温度計である。なお、1～3号機 原子炉压力容器周辺温度計及び格納容器雰囲気温度計は全てT型（銅－コンスタンタン）の熱電対を使用している。



## 【ゼーベック効果】

2種類の均質な金属導体A、Bで閉回路を作り、両接点の温度を $T_1$ と $T_2$ とするとき $T_1 > T_2$ なら回路に電流 $i$ が流れ、 $T_1 = T_2$ なら流れない。 $T_1 < T_2$ なら逆向きの電流 $i$ が流れる。電流が流れるということは、起電力が発生しており、この起電力を熱起電力という。熱起電力は、2種類の導体の材質（A、B）と接合点の温度（ $T_1$ 、 $T_2$ ）によって決まる。

図2-1. 熱電対型温度計の原理

## 2.2 温度検出系の構成（補足説明資料2-1）

温度測定箇所に温度検出器を設置し、検出器で発生する起電力を、MIケーブル、補償導線、格納容器内中継端子台、格納容器貫通部（電気ペネトレーション）、格納容器外中継端子台、補償導線を経由し、中央制御室に設置された温度記録計に伝送し、温度指示を記録する構成とな

っている。(図2-2)

なお、これらの温度計を構成する部品は、今回のような過酷な事故環境下での性能は保証されているものではない。

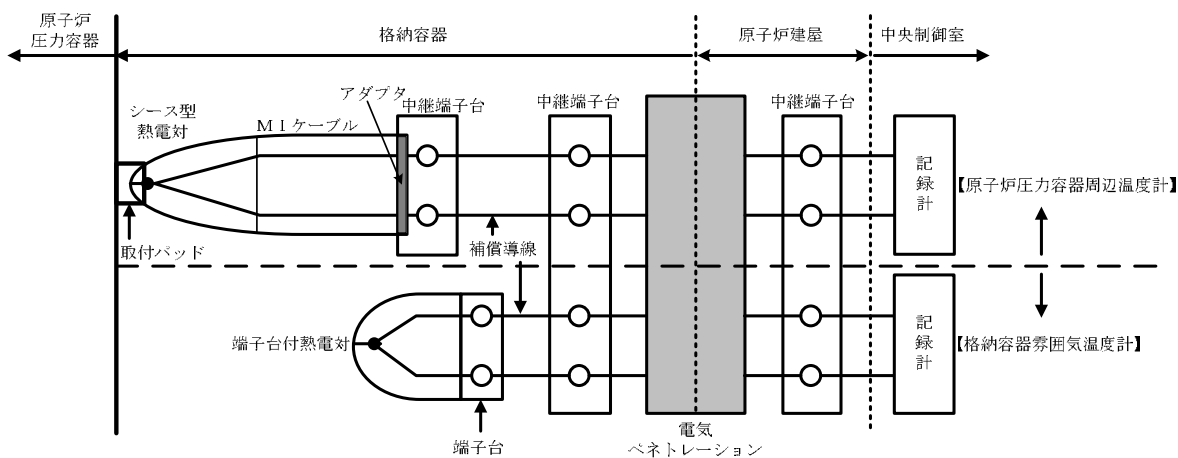
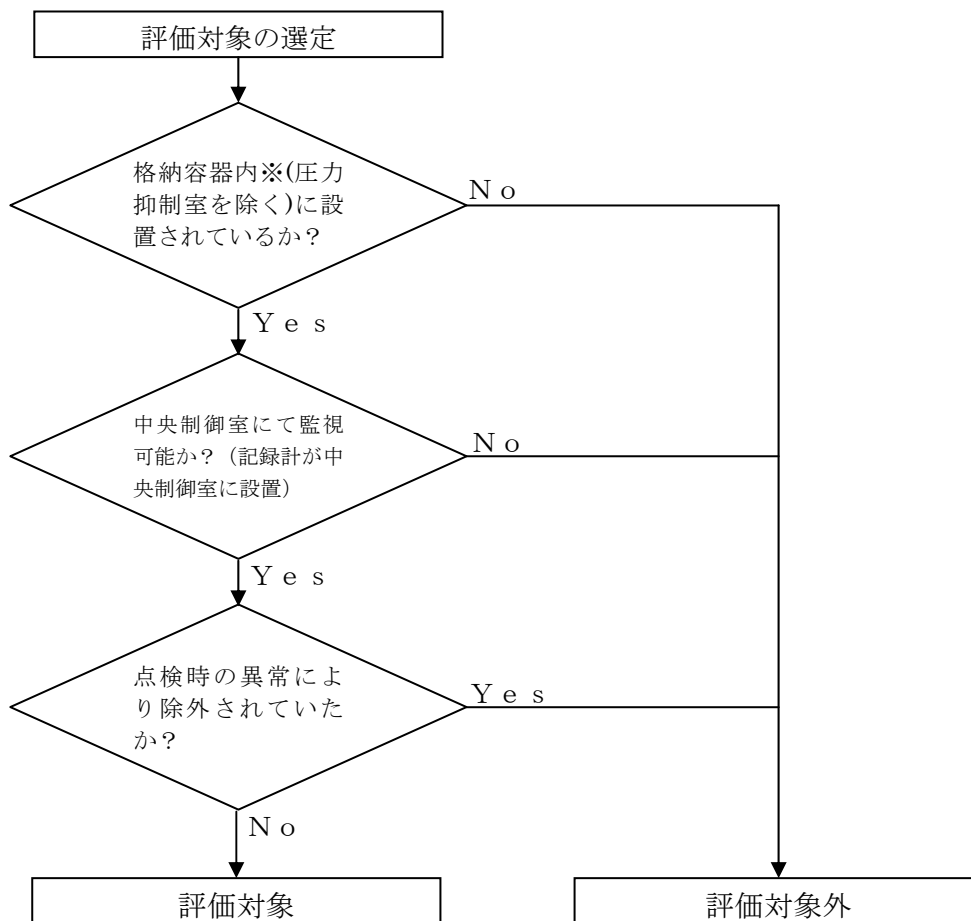


図2-2. 原子炉圧力容器周辺温度計／格納容器雰囲気温度計の構成

### 2.3 評価対象温度計

評価の対象とする温度計は、図2-3のフローに従い選定した。



※格納容器内に設置されているものの内、圧力容器内部の状況または格納容器の雰囲気把握できる可能性のあるものを選定

図2-3. 評価対象温度計の選定フロー

### 3. 温度計の示す温度挙動からの評価

1号機、2号機、3号機とも、「2. 評価対象とする温度計」について、3月後半より温度計の復旧を開始した。その後、現在に至るまで段階的に監視点数を追加してきている。これらの温度計の信頼性が維持されているならば、以下の考え方が成立すると考えられる。

原子炉周辺あるいは格納容器温度計は、同じエレベーションの異なる角度に複数の温度計が設置されている。これらは、特異的な状況（過熱蒸気の局所的な接触、熱源の角度方向の偏在）を除けば、同じエレベーションでは概ね一致した傾向を示すことになる。

また、事故直後は炉内に非常に大きな崩壊熱を有していたが、時間の経過とともに減衰してきている。さらに、原子炉注水システムを拡充させてきており、崩壊熱に対する注水量も増加させてきている。そのため、全体的な温度挙動として、右肩下がりの傾向を示すことになる。

事故後、原子炉注水システムにより冷却を継続してきているが、各号機とも注水量、注水点の変更を複数回実施してきている。そのたびに、プラントの冷却効果に変化が見られることから、温度計指示が正しければ、これらの変化に対する応答を示すことになる。

このような考え方に基づいて、以下の3つの視点からの分析を実施した。

分析①：同じ部位に位置する温度計間の指示値の整合性

分析②：計測時期と温度変化の整合性

分析③：状態変化に応じた温度計の応答の整合性

これらの評価結果について、次節にて記載する。

#### 3. 1 分析①：同じ部位に位置する温度計間の指示値の整合性

前節で示した考え方にに基づき、同じ部位に位置する温度計間の指示値についての相関関係を確認した。現在は、事故当初よりも崩壊熱が減衰しており、応答自体が小さくなっているため、有意な相関関係が見られない可能性もある。そのため、これらの分析は、現時点（10月上旬）に加え、事故から1ヶ月の時点（4月上旬）についても可能なものについて実施した。

##### 【1号機】

同じエレベーションの温度計群について相関を確認した結果、10月のデータ・4月のデータの双方においてある程度の相関があったことが確認された。特に、10月のデータにおいては、非常に強い相関が確認された。

RPVの構造材のうち、4月から同じエレベーションが複数点でデータ採取している温度計は少ないが、その中の代表的な例として、給水ノズルの評価結果を表3-1および表3-2に、関連するグラフを図3-1に示す。



表 3-1. 給水ノズル温度計指示値の相関関係 (10月)

	給水ノズル (69D1)	給水ノズル (69D2)	給水ノズル (69E1)	給水ノズル (69E2)
給水ノズル (69D1)	(1.000)	—	—	—
給水ノズル (69D2)	0.997	(1.000)	—	—
給水ノズル (69E1)	0.998	0.997	(1.000)	—
給水ノズル (69E2)	0.999	0.997	0.999	(1.000)

表 3-2. 給水ノズル温度計指示値の相関関係 (4月)

	給水ノズル (69D1)	給水ノズル (69D2)	給水ノズル (69E1)	給水ノズル (69E2)
給水ノズル (69D1)	(1.000)	—	—	—
給水ノズル (69D2)	0.180	(1.000)	—	—
給水ノズル (69E1)	0.203	0.997	(1.000)	—
給水ノズル (69E2)	0.344	0.941	0.936	(1.000)

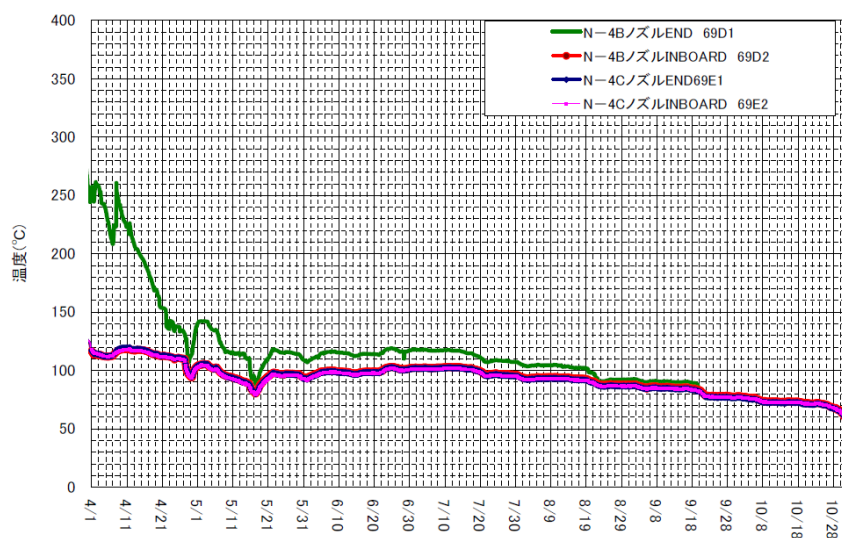


図 3-1. 給水ノズル温度計指示値推移

【2号機】

同じエレベーションの温度計群について相関を確認した結果、10月のデータ・4月のデータの双方においてある程度の相関があったことが確認された。特に、10月のデータにおいては、非常に強い相関が確認された。

R P Vの構造材のうち、4月から同じエレベーションが複数点でデータ採取している温度計は少ないが、その中の代表的な例として、給水ノズルの評価結果を表3-3および表3-4に、

関連するグラフを図3-2に示す。

なお、2号機の温度計には、指示値が一部不安定なものがあり、それらについては何らかの不具合が発生している可能性があると考えられ、場合によっては、今後の監視にあたって除外することについても検討が必要である。

表3-3. 給水ノズル温度計指示値の相関関係 (10月)

	給水ノズル (69D1)	給水ノズル (69D2)	給水ノズル (69E1)	給水ノズル (69E2)
給水ノズル (69D1)	(※参考扱い)	—	—	—
給水ノズル (69D2)	NA	(1.000)	—	—
給水ノズル (69E1)	NA	0.998	(1.000)	—
給水ノズル (69E2)	NA	0.827	0.803	(1.000)

(※指示値のふらつき等により、69D1は監視上参考扱いとしている)

表3-4. 給水ノズル温度計指示値の相関関係 (4月)

	給水ノズル (69D1)	給水ノズル (69D2)	給水ノズル (69E1)	給水ノズル (69E2)
給水ノズル (69D1)	(1.000)	—	—	—
給水ノズル (69D2)	0.430	(1.000)	—	—
給水ノズル (69E1)	0.304	0.867	(1.000)	—
給水ノズル (69E2)	-0.035	0.072	0.218	(1.000)

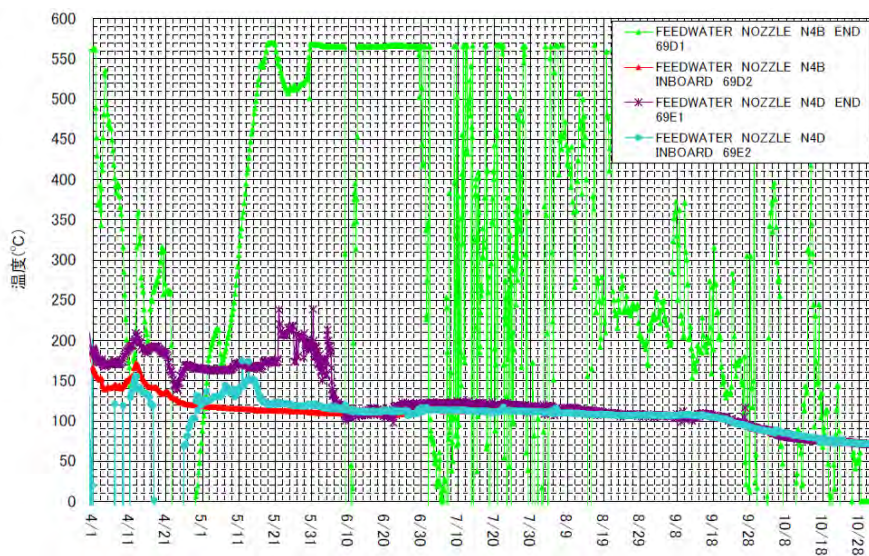


図3-2. 給水ノズル温度計指示値推移

【3号機】

同じエレベーションの温度計群について相関を確認した結果、10月のデータ・4月のデータの双方においてある程度の相関があったことが確認された。特に、10月のデータにおいては、非常に強い相関が確認された。

RPVの構造材のうち、4月から同じエレベーションが複数点でデータ採取している温度計は少ないが、その中の代表的な例として、給水ノズルの評価結果を表3-5および表3-6に、関連するグラフを図3-3に示す。

表3-5. 給水ノズル温度計指示値の相関関係 (10月)

	給水ノズル (69D1)	給水ノズル (69D2)	給水ノズル (69E1)	給水ノズル (69E2)
給水ノズル (69D1)	(1.000)	—	—	—
給水ノズル (69D2)	0.997	(1.000)	—	—
給水ノズル (69E1)	0.992	0.995	(1.000)	—
給水ノズル (69E2)	0.991	0.996	0.998	(1.000)

表3-6. 給水ノズル温度計指示値の相関関係 (4月)

	給水ノズル (69D1)	給水ノズル (69D2)	給水ノズル (69E1)	給水ノズル (69E2)
給水ノズル (69D1)	(1.000)	—	—	—
給水ノズル (69D2)	-0.012	(1.000)	—	—
給水ノズル (69E1)	0.115	0.324	(1.000)	—
給水ノズル (69E2)	0.199	0.787	0.209	(1.000)

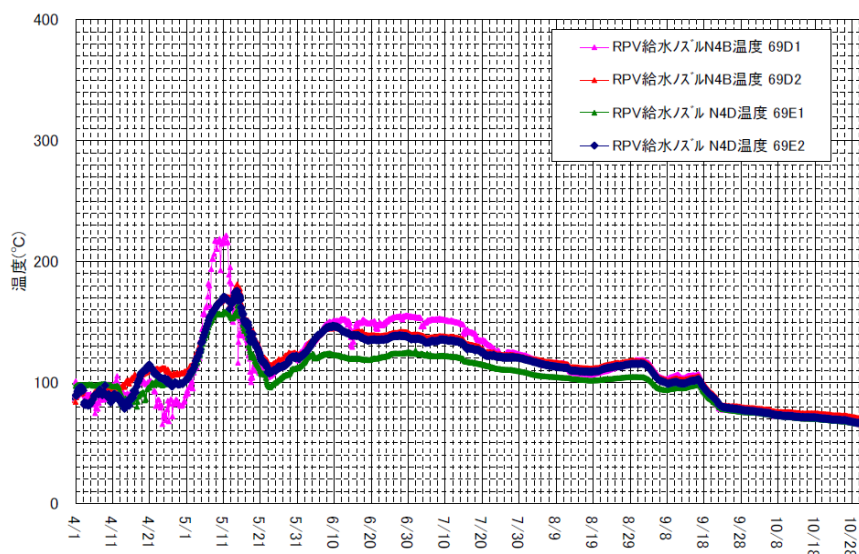


図3-3. 給水ノズル温度計指示値推移

1、2、3号機の検討の結果から、どの号機も一部の異常計器や局所温度を計測している温度計を除き、同じ部位に設置された温度計同士は10月時点では、一定の高い相関を示していることが確認された。

### 3. 2 分析②：計測時期と温度変化の整合性

#### 【1号機】

事故直後からの温度変化を図3-4に示す。

事故発生10日目の3月20日に温度計をインサービスしたが、初期においては、ほぼ全ての温度計が約400℃（温度計指示の上限値）を示していた。その後、給水系からの原子炉注水を開始することにより、温度は全体的に低下することが確認できた。さらに、注水の増加／減少の操作を行ったが、その都度、温度の低下／上昇が確認されつつ、現在は100℃以下の温度で推移している。

また、冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の差分と Vessel bottom head 温度との関係を図3-5に示す。これを見ると、冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の差分が小さくなるほど、温度が低下していく傾向が見られる。

これらのことから、1号機の温度計は、全体的な温度挙動として、崩壊熱の減衰・注水の効果を表していると言することができる。

（各号機の事故後の温度挙動を補足説明資料3-1に示すとともに、各号機の冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の差分と RPV 代表温度との関係を補足説明資料3-2に示す。）

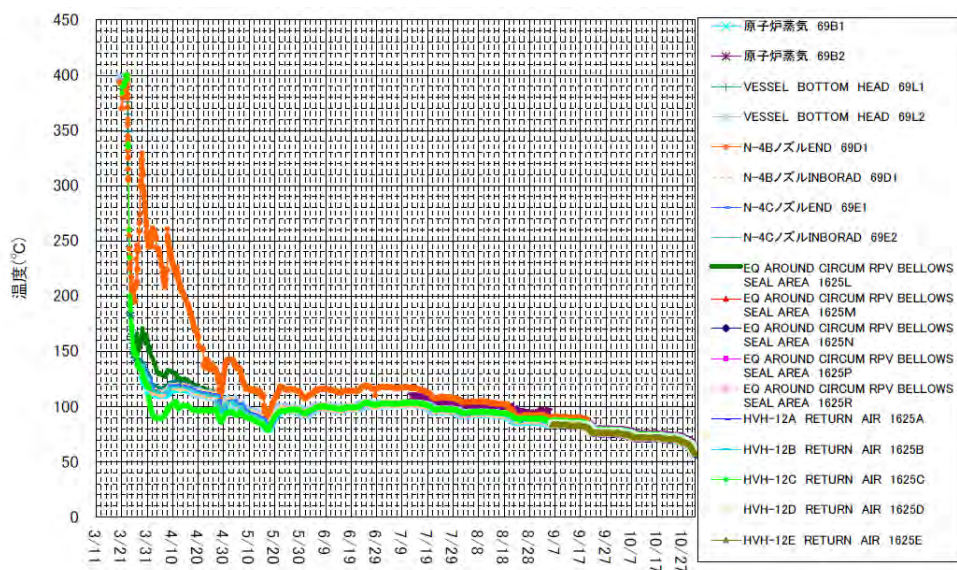


図3-4. 事故直後からの温度推移

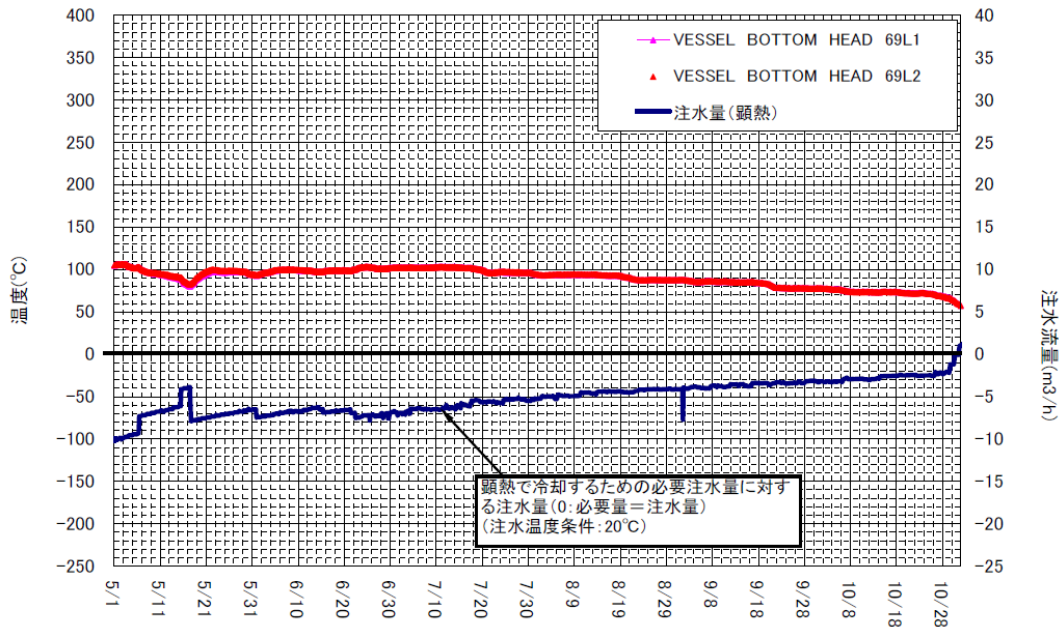


図3-5. 冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の差分と Vessel bottom head 温度との関係

【2号機】

事故直後からの温度変化を図3-6に示す。

事故発生10日目の3月20日に温度計をインサービスしたが、全体的に乱高下を繰り返すものがあることから、実現象を特に正しく表示していないものも含まれると考えられるが、RPV温度計(Vessel Above Bottom Head 69H1等)で100°C~200°C、SRV温度計(Blowdown Valves D等)で200~300°C(補足説明資料3-1 図2-3参照)、PCV温度計(Return Air Drywell Cooler 114E等)で100~200°C付近の温度を示していた。

事故当初は消火系から原子炉注水を行い、5月末に給水系からの注水に切り替えた。その切り替えの時点において、いくつかの温度計にて変曲点を確認できる。さらに、9月には炉心スプレイ系から原子炉への追加注水を開始した時点において、変曲点を確認することができる。

現在も、一部挙動が安定しない温度計が散見されるものの、RPV温度計は概ね100°C未満、PCV温度計も概ね100°C近辺の温度で推移している。(補足説明資料3-1)

また、冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の差分と Vessel Above Bottom Head 温度との関係を図3-7に示す。これを見ると、冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の差分が小さくなるまではほぼ一定の温度で推移し、温度が低下していく傾向が見られる。

これらのことから、2号機の温度計は、全体的な温度挙動として、崩壊熱の減衰・注水の効果を表していると言することができる。

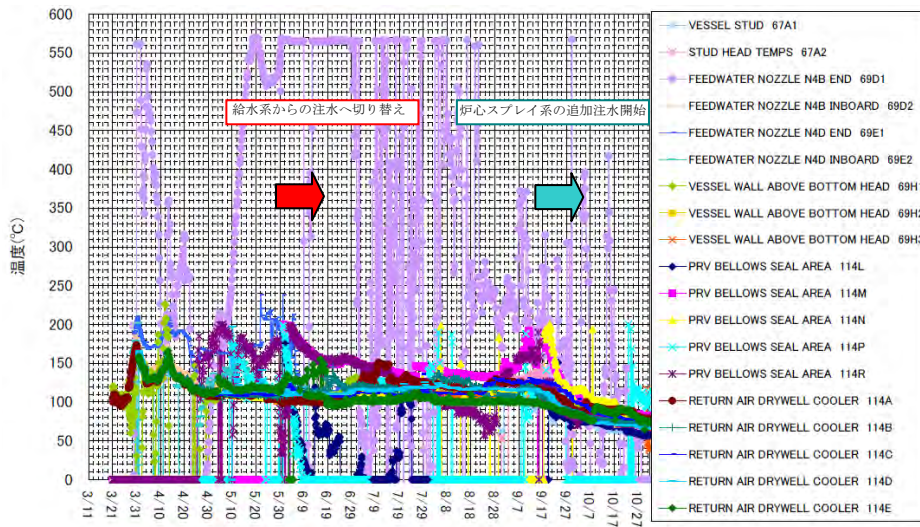


図3-6. 事故直後からの温度推移

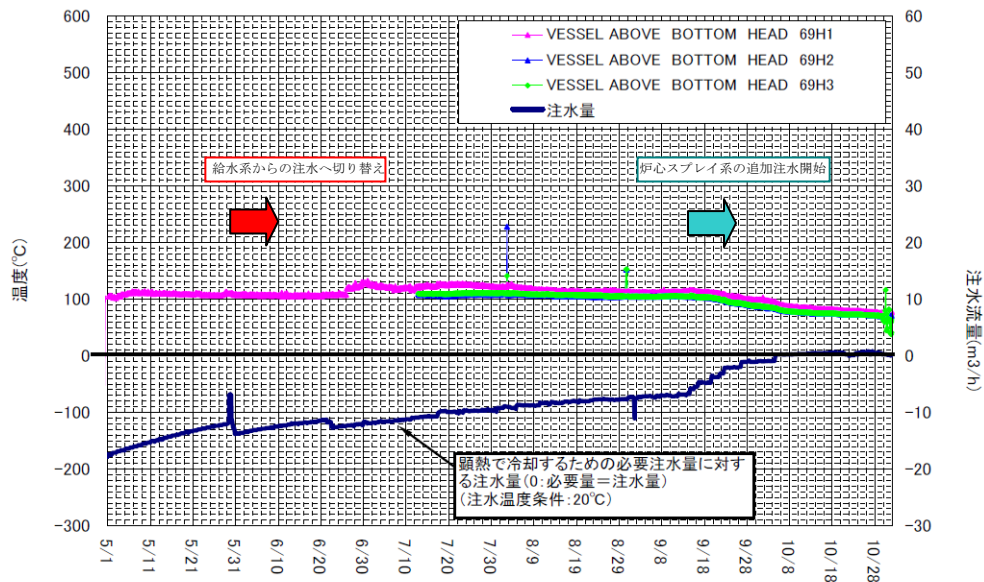


図3-7. 冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の  
差分と Vessel Above Bottom Head 温度との関係

【3号機】

事故直後からの温度変化を図3-8に示す。

事故発生9日目の3月19日に温度計をインサービスしたが、初期においては、ほぼ全ての温度計が300°C超の値を示していた。

事故当初は消火系から原子炉注水を行い、4月前半までには全体的に温度低下が確認できたが、4月後半より温度が上昇し6月前半までは指示値が乱高下を繰り返している。その間、5月初旬に給水系からの注水に切り替えたが、その時点においても各温度計の上下の変動が大きく、冷却の効果が総体的に大きく変化したことは確認できない。一方、6月後半以降は安定的な推移を示していることが確認できる。さらに、9月初旬には炉心スプレイ系からのインサービスを行い、温度計指示は総じて低下傾向を見せ、現在は、RPV/PCV ほぼ全ての温度計において、100°C未満の温度を示している。

また、冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の差分と下部ヘッド温度との関係を

図3-9に示す。これを見ると、冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の差分が小さくなるまでは差分に応じて温度が低下していく傾向が見られる。特に、5月20日および9月16日に冷温停止状態達成に必要な注水量を注水した時には、ほぼ時期を同じくして下部ヘッドが100℃となっていることから、温度計指示値はほぼ理論上の計算値と一致していると言える。

これらのことから、3号機の温度計は、全体的な温度挙動として、崩壊熱の減衰・注水の効果を表していると言することができる。

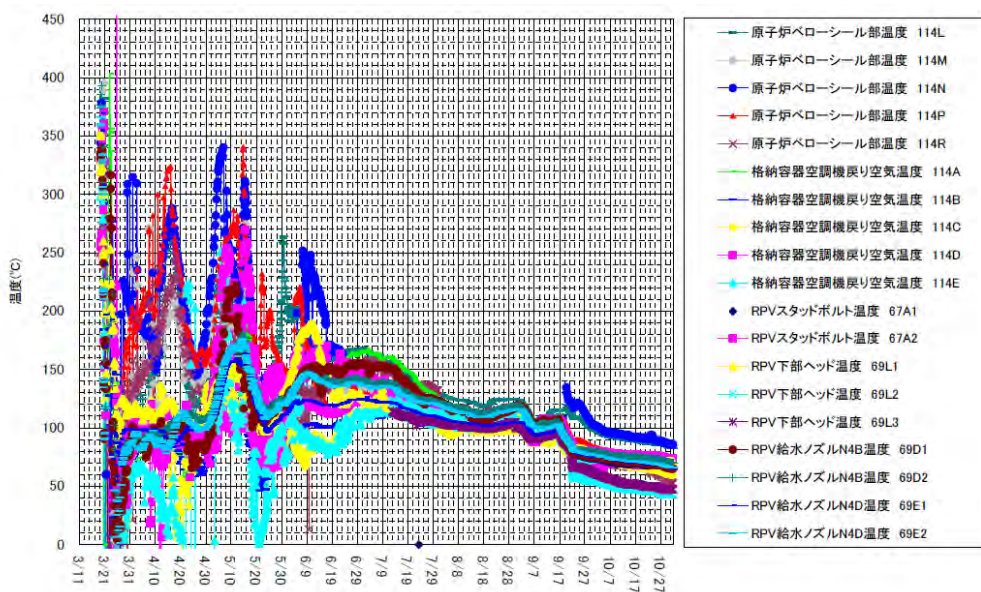


図3-8. 事故直後からの温度推移

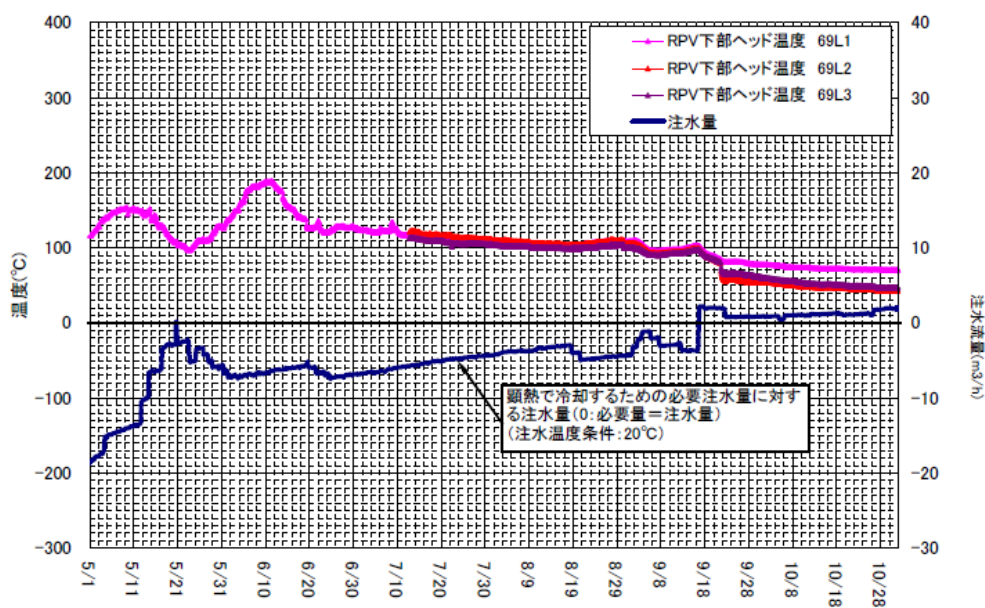


図3-9. 冷温停止状態達成に必要な注水量と実注水量の  
差分と下部ヘッド温度との関係

3. 3 分析③：状態変化に応じた温度計の応答の整合性

【1号機】

4月27日に給水系からの注水量を6m<sup>3</sup>/hから10m<sup>3</sup>/hに変更した際の応答を分析した。結果を図3-10に示す。

原子炉廻りは目立った関連の変化は見られなかった一方、注水量の変更により、安全弁A～C及びSR弁A～Dの相関が非常に強くなったことが分かる。これは、それまで熱源の偏在などにより温度挙動にばらつきがあったSR弁が、注水量の変更により全般に温度低下を始めたことと推定され、その様子を各部位の温度計がある程度正確に示しているものと考えられる。

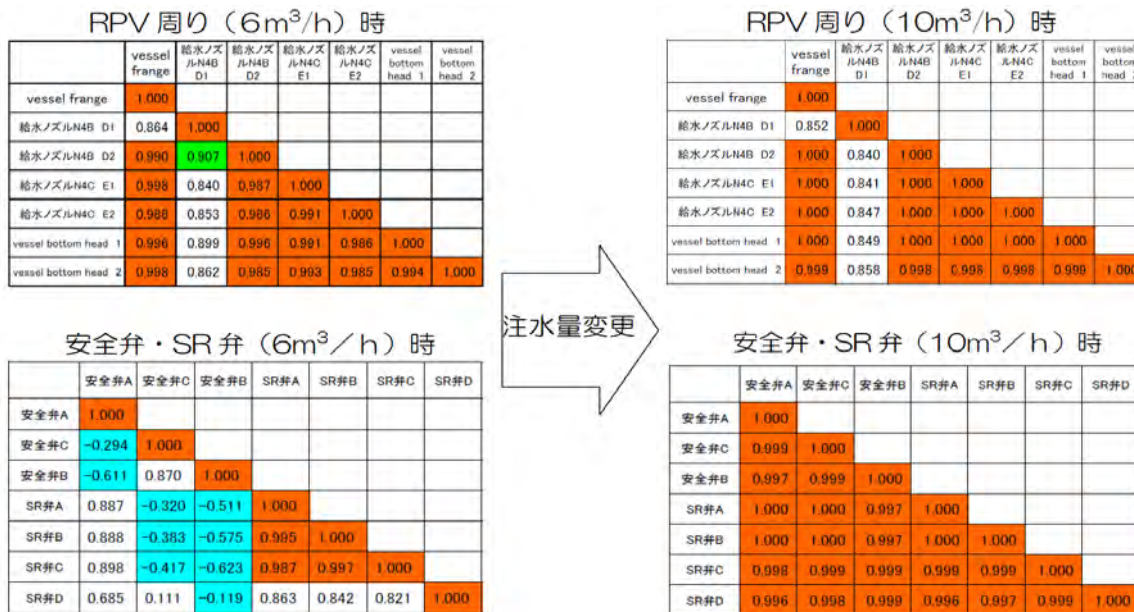


図3-10. 注水量変更前後の相関関係の推移

【2号機】

9月14日に炉心スプレイ系をインサービスした際の応答を分析した。結果を図3-11に示す。炉心スプレイ系注水前（給水系：約4m<sup>3</sup>/h）は、給水ノズル、底部ヘッド上部で負の相関を示していたが、炉心スプレイ系からの注水（炉心スプレイ系：約1m<sup>3</sup>/h、給水系：約4m<sup>3</sup>/h）により、正の相関を示すようになった。格納容器空調機（HVH）の戻り温度同士も相関が見られなかったが、炉心スプレイ系注水によりやや相関を示すようになった。これは、それまで給水系での注水であったため、炉注水の非等方性が顕著だったが、炉心スプレイ系からの注水により、等方的に冷却できるようになったこと、また、注水の量が増加したことによる格納容器内への落水が増え、冷却が促進したこと等が推定され、その様子を各部位の温度計がある程度正確に示しているものと考えられる。



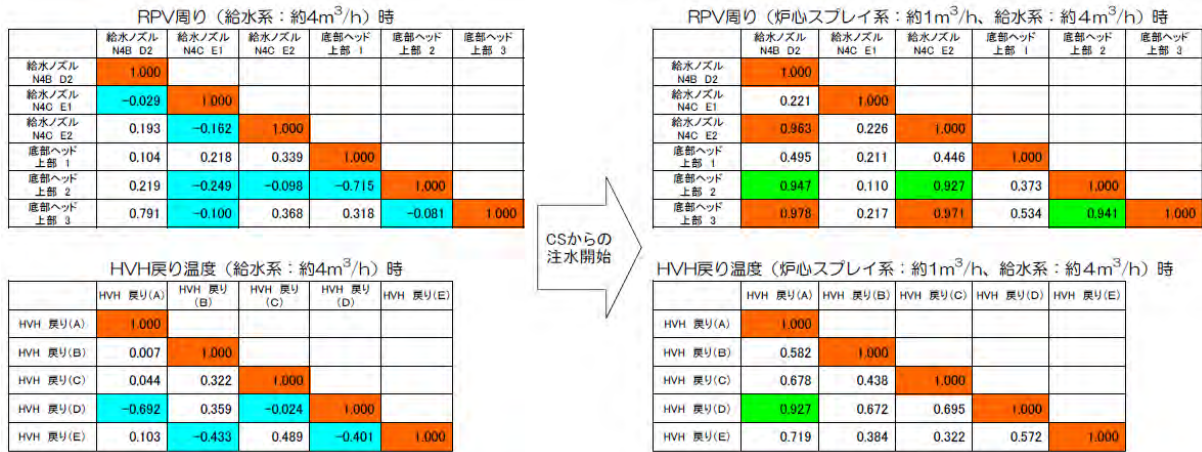


図 3 - 1 1 . 注水点追加前後の相関関係の推移

【 3号機】

9月1日に炉心スプレイ系をインサービスした際の応答を分析した。結果を図3-12に示す。炉心スプレイ系注水前(給水系: 約7m<sup>3</sup>/h)は、給水ノズル、下部ヘッドで負の相関を示していたが、炉心スプレイ系からの注水(炉心スプレイ系: 約1m<sup>3</sup>/h、給水系: 約7m<sup>3</sup>/h)により、正の強い相関を示すようになった。格納容器空調機(HVH)の戻り温度同士も相関が見られなかったが、炉心スプレイ系注水により相関を示すようになった。これは、それまで給水系での注水であったため、炉注水の非等方性が顕著だったが、炉心スプレイ系からの注水により、等方的に冷却できるようになったこと、また、注水の量が増加したことによる格納容器内への落水が増え、冷却が促進したこと等が推定され、その様子を各部位の温度計がある程度正確に示しているものと考えられる。



図 3 - 1 2 . 注水点追加前後の相関関係の推移

### 3. 4 まとめ

現時点までに復旧できた温度計のトレンドをもとに、温度計の信頼性について分析を実施。一部の例外的なものをのぞき、各号機ともに設備の部位ごとの温度を指示しており、また、全体的にも崩壊熱の減衰と注水による冷却効果を示していることを確認した。

また、注水量の変更、注水点の追加などの状態変化に対しても、有意な相関の変動を示していることが確認された。

### 4. 温度計単体の特性評価

評価対象とする温度計は3月から4月上旬にかけて300℃から400℃の非常に過酷な事故環境にさらされたことが推定される。このことから、温度計の構成部品が電氣的に劣化し温度計の特性が変化したことが考えられる。この変化を推定するために以下の3点の調査を実施した。

- ①直流抵抗測定：温度計ケーブルに絶縁低下や断線が発生しているかを過去の定検時の値との比較により評価する
- ②TDR測定：温度計ケーブルに絶縁低下や断線が発生している箇所を推定する
- ③検証試験：温度計を事故環境と類似した高温窒素雰囲気置き特性変化を観測する

#### 4. 1 直流抵抗の測定結果（補足説明資料4-1）

直流抵抗測定の結果を表4-1に示す。

なお、正常と判断したものは健全性が確保されていることから、以降の評価対象から除外する。また、断線と判断されたものについては、評価及び今後の監視対象から除外する。

表4-1. 直流抵抗測定の結果

	調査結果			
	状態	1号機	2号機	3号機
原子炉压力容器 周辺温度	正常	0	2	0
	絶縁低下	27	33	42
	断線	0	1	0
格納容器 雰囲気温度	正常	0	34	3
	絶縁低下	22	1	31
	断線	0	1	1

評価対象

#### 4. 2 TDR測定結果（補足説明資料4-1、補足説明資料4-2）

5号機における正常なTDR波形から、ケーブルインピーダンスの変曲点は電気ペネトレーション外側端子台及び内側端子台で確認されることを参考に、表4-1で絶縁低下が確認された対象についてTDR波形を採取したところ、一部の温度計を除き、電気ペネトレーション内側端子台の位置で、インピーダンスの低下傾向が確認されたことから、中央制御室から電気ペネトレーション内側端子台までのケーブルは健全であり、絶縁低下箇所は電気ペネトレーション内側端子台から温度検出器の範囲（原子炉格納容器内）にあると推定される。

また、電気ペネトレーション外側端子台及び内側端子台でのケーブルインピーダンスの変曲

点が明確になっておらず絶縁低下箇所を判断できなかった一部の温度計については、同一の多芯ケーブルで布設されている温度計のケーブルインピーダンスの変曲点と比較し、電気ペネトレーション内側端子台から温度検出器の範囲にあると推定した。

#### 4. 3 検証試験結果

「4. 1 直流抵抗値の測定結果」及び「4. 2 TDR 測定結果」より、絶縁が低下していると考えられる電気ペネトレーション内側端子台から温度検出器までの構成部品に関して、絶縁低下箇所の特定、及び、温度指示値に与える影響を確認するため、下記のとおり、検証試験を実施した。

##### 4. 3. 1 構成部品の耐熱試験

構成部品である熱電対、補償導線、端子台の耐熱性を確認するため、各構成部品を入れた電気炉に窒素封入した状態で室温から 600℃までの加熱試験を実施した。

その結果、熱電対に関しては、シース型／端子台付ともに熱電対シース部に関しては、仕様（400℃）を超える環境下でも起電力が発生することを確認した。なお、シース型熱電対のアダプタ部、端子台付熱電対の端子台、中継端子台、補償導線絶縁材に関しては、今回の試験条件において絶縁低下が確認された。

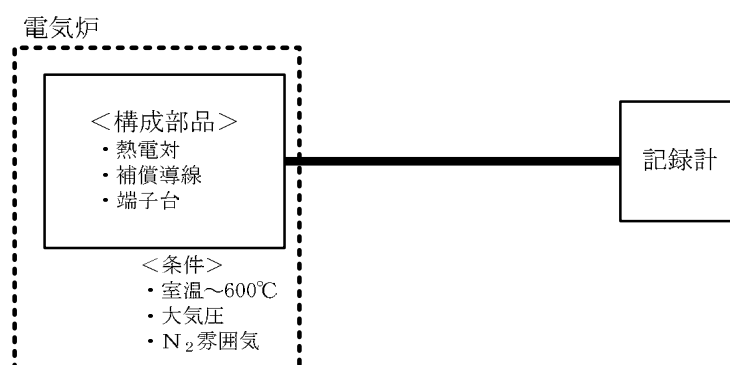


図4-1. 構成部品の耐熱試験回路

##### 4. 3. 2 絶縁抵抗低下事象模擬試験

絶縁抵抗低下事象が温度指示値に与える影響を確認するため、熱電対と記録計間に設置した端子台に絶縁抵抗低下事象を模擬するための抵抗素子を接続して、その抵抗素子の抵抗値を変化させたときの記録計の温度指示値を確認した。

その結果、絶縁低下箇所の抵抗が低い場合は、温度指示値は絶縁低下箇所の影響を受けること（絶縁低下箇所の抵抗が低くなると、記録計の温度指示値は絶縁低下箇所の温度に近づくこと）を確認した。

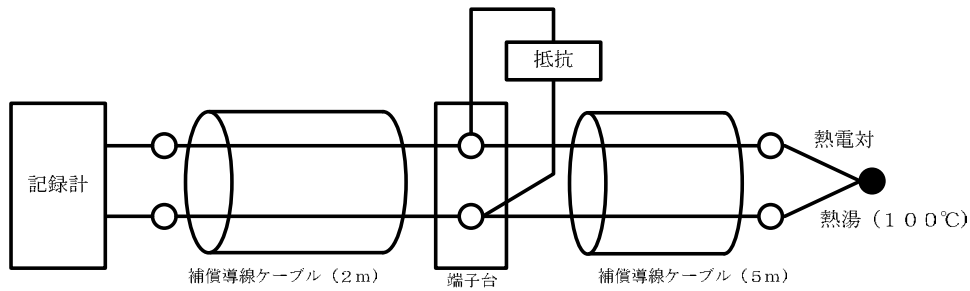


図4-2. 絶縁抵抗低下事象模擬試験回路

#### 4. 3. 3 実機模擬試験

実機での温度計回路構成での高温環境における温度計指示値への影響を確認するため、実機の温度計回路を模擬的に構成し、「4. 3. 1 構成部品の耐熱試験」と同様の試験を実施した。

その結果、絶縁低下が起きる箇所は中継端子台及び補償導線であると推定される。また、絶縁低下の発生する温度は中継端子台が 260°C前後、補償導線が 400°C前後であると推定される。あわせて、絶縁低下により、絶縁低下箇所の温度影響を受けた指示を示すことが確認された。

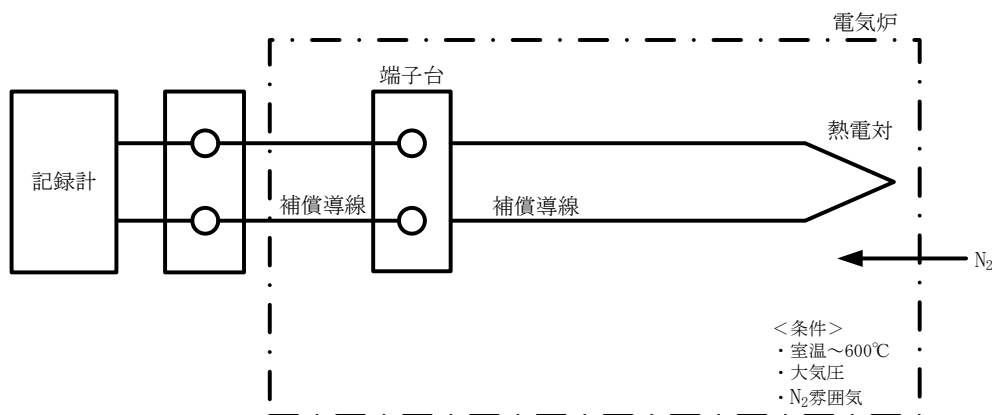


図4-3. 実機模擬試験回路

#### 4. 4 温度計精度の試算

上記の調査結果を踏まえ、温度計の指示に対する絶縁低下の影響を確認するため、温度計ループの等価回路を仮定し、温度指示値の精度の試算を下記のとおり実施した。

##### 4. 4. 1 評価の前提

温度指示計の精度試算を行うために、絶縁低下箇所の温度影響を考慮する必要がある。

「4. 2 TDR 測定結果」からインピーダンス変曲点が電気ペネトレーション内側端子台近傍であること、及び、「4. 3 実機模擬試験の結果」から、絶縁低下が最も起こりやすい箇所が端子台であることから、絶縁低下箇所は端子台と仮定する。

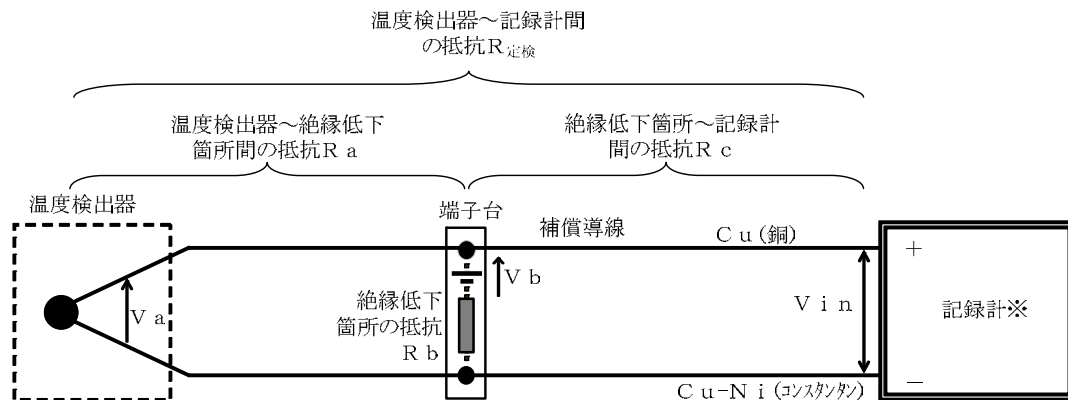
また、原子炉圧力容器底部を測定している温度計の検出部位は、圧力容器表面に溶接にて取付けられており、耐熱温度（約1000℃）が高いことから、剥がれ落ちることがないという前提で評価を実施する。

なお、絶縁低下箇所の温度については、端子台とほぼ同じ高さにある格納容器温度の平均値を使用する。また、当該温度計については温度検出器と端子台（絶縁低下箇所）が同様な雰囲気温度になっていると考えられ、絶縁低下箇所の温度影響が小さいこと、及び、前提条件として使用することから、評価対象から除外する。

#### 4. 4. 2 試算用の評価式

上記前提を元に以下の等価回路にて温度指示値の評価を行った。

なお、熱電対の計測原理は温度検出器位置（測温接点）と記録計位置（基準接点）の温度差に対応した起電力を記録計（基準接点）で発生するものであるが、図4-4は絶縁低下の影響を確認するために仮定した等価回路である。



- Vin : 記録計における測定電圧
- Va : 温度検出器で発生する起電力
- Vb : 絶縁低下箇所発生する起電力（格納容器内の中継端子台と同様な高さにある温度計指示値を使用）
- Ra : 温度検出器～絶縁低下箇所までの抵抗（R定検 - Rcにて算出）
- Rb : 絶縁低下箇所の抵抗（【R現状 - Rc】 = 【RaとRbの合成抵抗】の関係式より算出）
- Rc : 絶縁低下箇所～記録計間の抵抗（TDR波形から読み取る距離×ケーブル抵抗率）
- R定検 : 温度検出器～記録計間の抵抗（3定検分の実測平均値）
- R現状 : 事故後の温度検出器～記録計間の抵抗
- ※記録計内部回路にて「電圧」から「温度」に換算する際に、基準接点の補償を行っている

図4-4. 温度計等価回路概念図

上記等価回路の温度検出器で発生する起電力Vaは下式で表される。

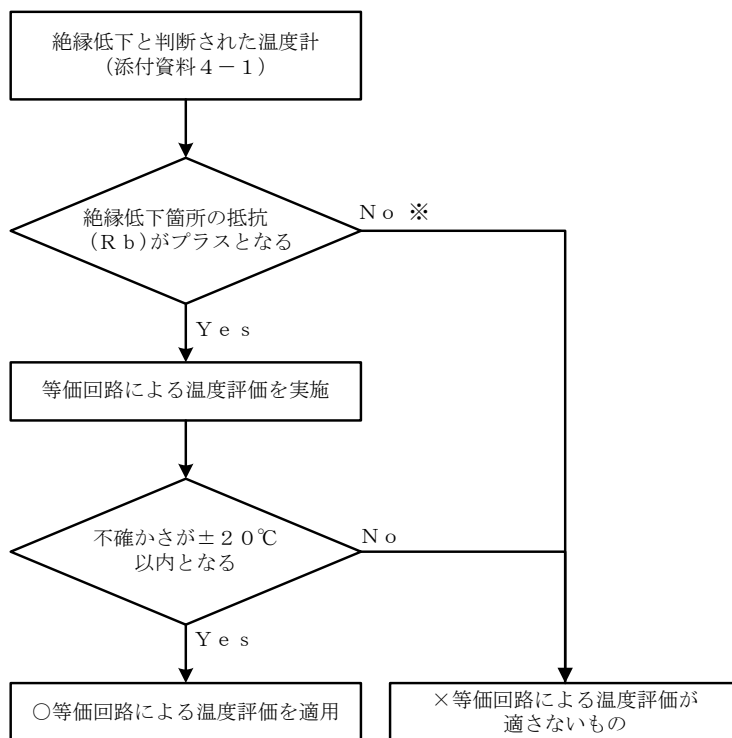
$$V_a = \frac{R_a}{R_b} \times (V_{in} - V_b) + V_{in}$$

「電圧」から「温度」及び「温度」から「電圧」に換算する際は、熱電対の原理上、基準接点の補償が必要であり、ここでの評価においても記録計位置での温度を基準接点として換算している。

なお、温度計指示値の精度評価における不確かさについては計算過程で用いる【R定検に含まれる測定の不確かさ】及び【Rcに含まれるTDR波形読み取りの不確かさ】から評価した。

#### 4. 4. 3 等価回路による温度評価

等価回路による温度検出部の温度評価は、「4. 1 温度計単体の特性評価」にて絶縁低下と判断した温度計に関して、図4-5等価回路による温度検出部の温度評価フローに基づき実施する。



※絶縁低下位置として仮定している電気ペネトレーション内側端子台より電気ペネトレーション側で絶縁低下している可能性があるもの

図4-5. 等価回路による温度検出部の温度評価フロー

平成23年10月27日の温度データより、評価した結果を下表4-2に示す。(添付資料4-1)

表4-2. 等価回路による温度検出部の温度評価結果

評価結果	1号機		2号機		3号機	
	原子炉 压力容器	格納容器 雰囲気	原子炉 压力容器	格納容器 雰囲気	原子炉 压力容器	格納容器 雰囲気
○等価回路による温度 評価を適用	26台	7台	32台	0台	14台	8台
×等価回路による温度 評価が適さないもの	1台	5台	1台	1台	28台	12台
【参考】正常なもの	0台	0台	2台	34台	0台	3台

1/2号機に関しては、一部の温度計を除き、等価回路による温度評価を適用することができた。また、【(現在の指示値) - (等価回路による評価値)】の標準偏差は、1号機で約1.5℃、2号機で約0.8℃であり、全体的な温度計の指示値と評価値の乖離は、概ね2.0℃以内におさまっているものと考えられる。

なお、大半の温度計について等価回路を適用できなかった3号機に関しては、その理由として、「等価回路モデルと実機状態の不一致」及び「等価回路にインプットする実機デ

一タの不整合」があげられ、3号機全体として、この等価回路による温度評価は条件として、成立していないと考えられる。

## 5. 3号機温度計信頼性に関する追加考察

前章の温度計単体特性試験の結果、3号機は等価回路による温度評価手法が適用できなかったことから、事故直後の事象進展解析等からの炉心損傷状況を参考に、現在の原子炉冷却状態から3号機温度計信頼性に関して追加考察を実施した。

### 5. 1 炉心損傷状況の推定

1号機から3号機の炉心損傷状況については、事故直後の原子炉水位、原子炉圧力等の主要パラメータの挙動に基づき、事象進展解析（MAAP 解析）による推定のアプローチが試みられている（5月23日報告済み）。

5月報告における2号機および3号機の推定では、原子炉水位が維持されているケースと原子炉水位が水位計指示値を下回っているケースの2ケースについて評価を行っている（図5-1、5-2）。

その後、2号機の原子炉水位計への水張り（6月22日および10月21日実施）作業を行った際に水張りした水が蒸発する事象が発生したことから、格納容器の高温状態により、それまでの水位計指示が正しい原子炉水位を示していないことが推定された。また、同時に設置した仮設圧力計指示値からは、原子炉水位は燃料有効頂部より5m以下の位置にあるものと推定した。このことから、上記2ケースのうち、水位低下ケースの方がより現実に近いものと現段階では推定している。

なお、3号機の原子炉水位計への水張り・校正作業等は実施していない（12月6日時点）が、2号機同様に3号機においても事故初期において格納容器内が高温状態であったことおよび原子炉水位計の指示値が2号機と同様に推移していたこと等から、3号機も2号機と同様に水位維持ケースよりも水位低下ケースの方が現実に近いものと現段階では推定している。

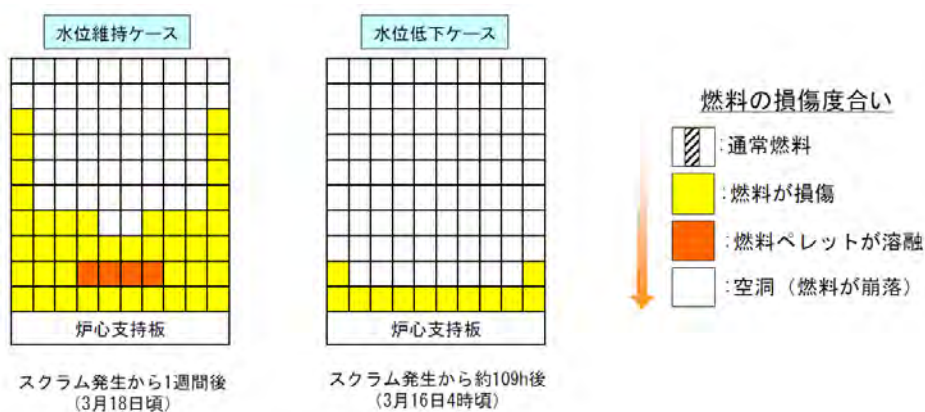


図5-1 2号機 MAAP 解析結果

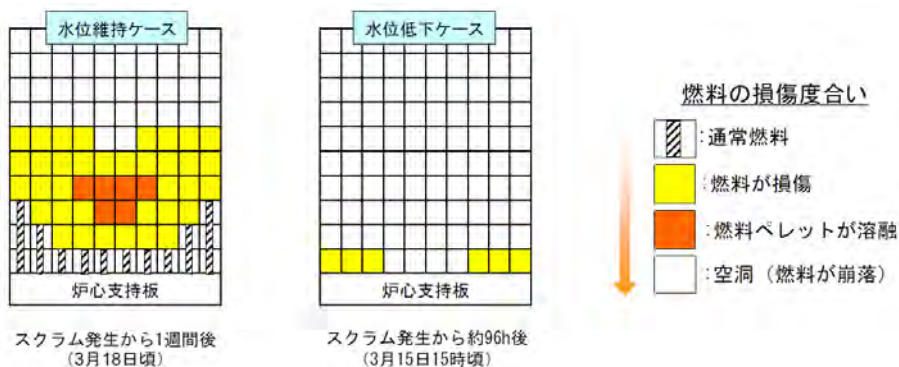


図5-2 3号機 MAAP 解析結果

5. 2 現在の冷却状況からの考察（2号機、3号機の比較）

5. 1で示した MAAP 解析結果より、2号機、3号機は同程度の炉心損傷状況と推定していることから、同じ量の注水をした場合には、同じようにプラントは冷却されると推定している。

11月9日時点において、2号機および3号機は、それぞれ 10.5m<sup>3</sup>/h、11.0m<sup>3</sup>/h を目標注水量として、注水管理を行っている。この時点での崩壊熱（ORIGEN にて評価、100%の燃料が原子炉に残っていると仮定）は、それぞれ約 0.79MW、約 0.81MW であり、2号機と比較し3号機は崩壊熱量に対してより多い量の水を注水している（表5-1）。

	11月9日時点 の注水量 (①)	崩壊熱を顕熱で 除去するための 必要注水量 (※) (②)	①/②
2号機	10.5m <sup>3</sup> /h	8.5m <sup>3</sup> /h	1.24
3号機	11.0m <sup>3</sup> /h	8.7m <sup>3</sup> /h	1.26

11月9日の時点において、2号機 RPV 底部ヘッド上部、3号機の RPV 下部ヘッドの最高温度はそれぞれ、2号機 71.8℃、3号機 70.9℃を示している。上述の考え方に基づけば、2号機、3号機の温度差は注水量の差を反映していると考えられ、3号機の温度計は等価回路による温度評価手法が適用できなかったものの、2号機の温度計とほぼ同程度の信頼性を有するものと考えられる。

今後、プラント状態変化に対する応答を注視し、新たな知見が得られるようであれば、必要に応じて信頼性を再度評価するものとする。

6. まとめ

温度計の示す温度挙動および温度計単体の特性に関する検討を実施した。

温度計の示す温度挙動を分析した結果、事故後の状態変化に対し相応の挙動を示していることから、信頼に足る温度計は十分存在することが分かった。



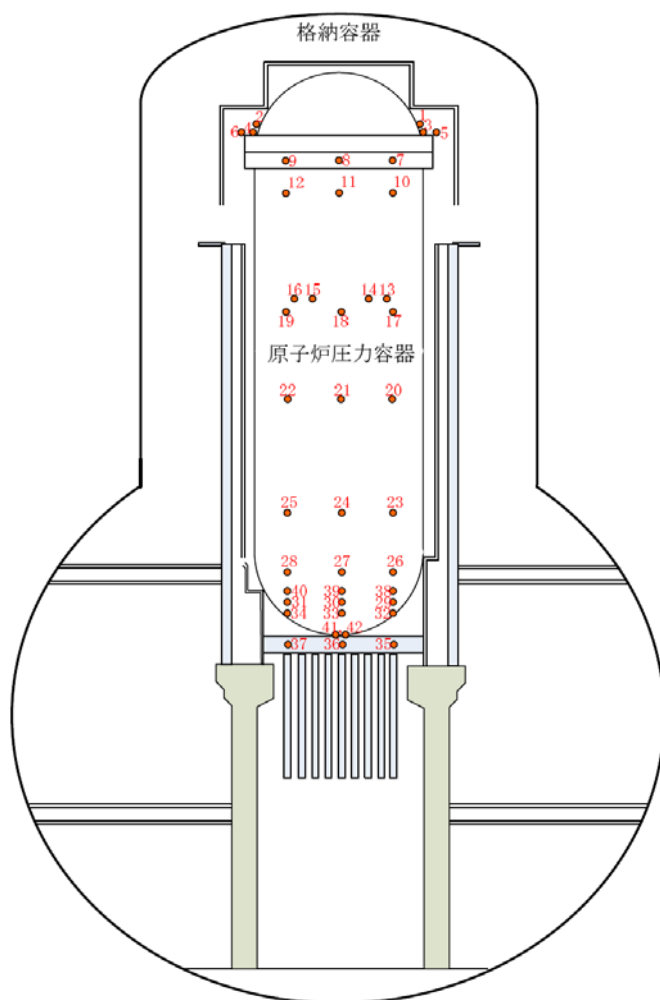
一方、温度計単体の特性評価結果からは、事故後の過酷条件下で一定の影響を受けているものと推定された。絶縁低下による影響評価のため、等価回路による温度評価を実施したところ、1 / 2号機に関しては、全体的な温度計の指示値と評価値の乖離は、概ね 20℃以内におさまっていることが確認された。3号機に関しては、等価回路による評価方法は適用できない状況ではあるが、冷温停止に必要な注水量を注水すると RPV 底部で 100℃付近を示す点や計測時期との整合等から考えても、全体的に実温度との乖離は 1 / 2号機ほどには大きくないものと考えられる。等価回路を適用できなかった 1 / 2号機の一部の温度計に関しては、評価を実施できた温度計と指示値の比較等を実施した上で、監視手段として使用する。

これらの評価から、1、2、3号機ともに一部を除き温度計は総じて監視可能な状態にあるといえる。今後の炉注水システムの監視にあたっては現状使用している温度計を使用することとするが、1 / 2号機に関しては、等価回路試算の結果を鑑み、20℃程度の不確かさを考慮した監視手順を定めることとする。また、3号機に関しては、不確かさは小さいと考えられるが、事故環境を経験していることも考慮し、1 / 2号機と同程度の不確かさを考慮した監視手順を定めることとする。さらに、今後、温度計指示値の不確かさに関する知見が新たに得られた場合には、それらを踏まえて監視手順を見直すこととする。

なお、20℃の不確かさは原子炉の冷却状態の監視に安全余裕を持たせるため適用するものであり、その他の用途に用いる際には、用途に応じた補正を行うことが適切である。

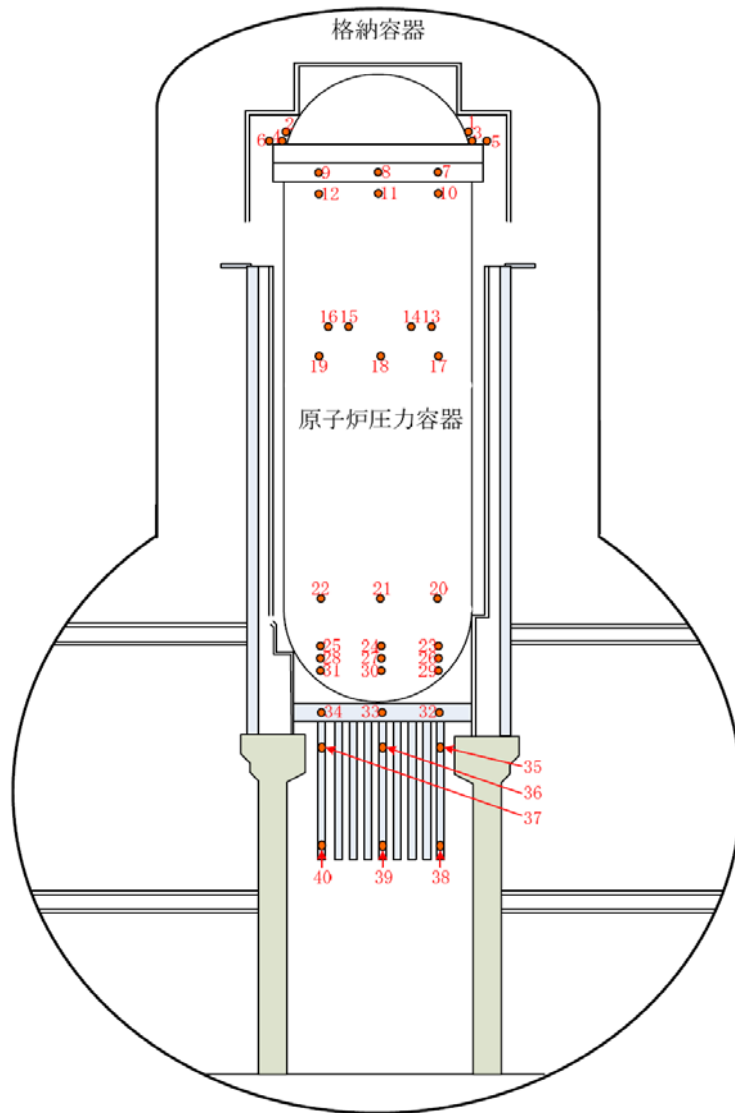
以上

<原子炉圧力容器表面温度計の取付位置>



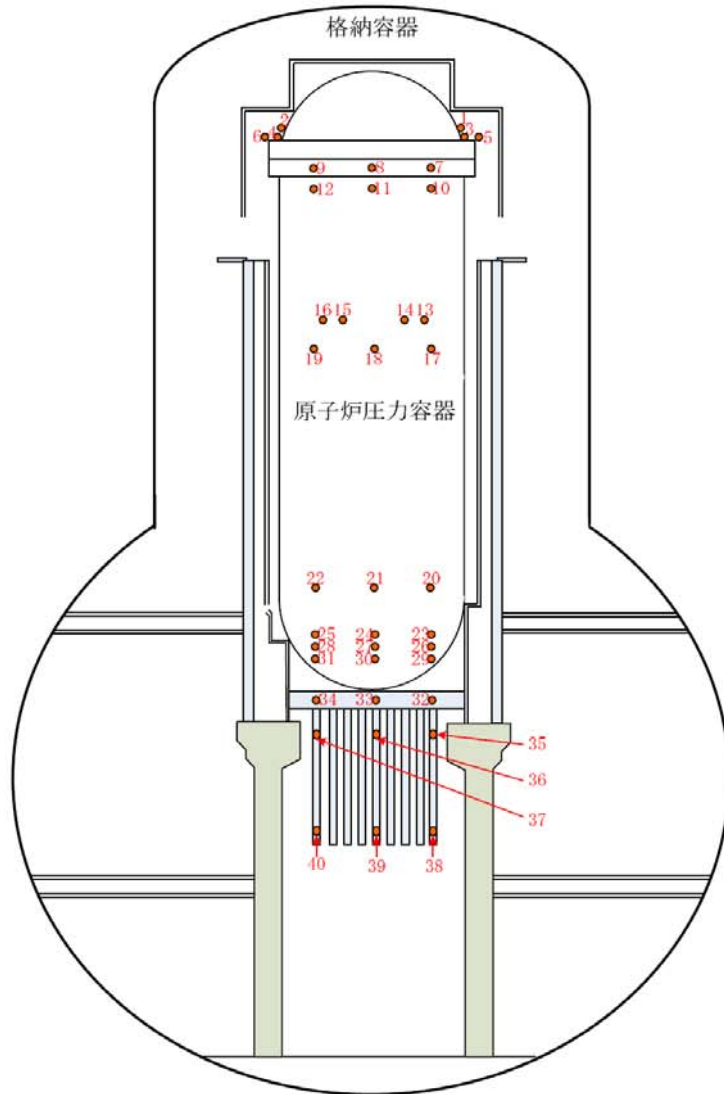
No.	Tag No.	サービス名称	取付角度	評価対象
1	TE-263-66A1	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	-	○
2	TE-263-66A2	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	-	×
3	TE-263-66B1	VESSEL HEAD FLANGE	-	○
4	TE-263-66B2	VESSEL HEAD FLANGE	-	×
5	TE-263-67A1	VESSEL STUD	-	○
6	TE-263-67A2	VESSEL STUD	-	×
7	TE-263-69A1	原子炉フランジ	30°	○
8	TE-263-69A2	原子炉フランジ	130°	×
9	TE-263-69A3	原子炉フランジ	270°	○
10	TE-263-69B1	原子炉蒸気	7°	○
11	TE-263-69B2	原子炉蒸気	140°	○
12	TE-263-69B3	原子炉蒸気	270°	×
13	TE-263-69D1	N-4 BノズルEND	135°	○
14	TE-263-69D2	N-4 BノズルEND IN BOARD	135°	○
15	TE-263-69E1	N-4 CノズルEND	225°	○
16	TE-263-69E2	N-4 CノズルEND IN BOARD	225°	○
17	TE-263-69C1	VESSEL BELOW WATER LEVEL	15°	○
18	TE-263-69C2	VESSEL BELOW WATER LEVEL	130°	×
19	TE-263-69C2	VESSEL BELOW WATER LEVEL	270°	×
20	TE-263-69F1	VESSEL CORE	15°	○
21	TE-263-69F2	VESSEL CORE	130°	×
22	TE-263-69F3	VESSEL CORE	270°	○
23	TE-263-69G1	VESSEL DOWN COMMER	15°	○
24	TE-263-69G2	VESSEL DOWN COMMER	130°	○
25	TE-263-69G3	VESSEL DOWN COMMER	270°	○
26	TE-263-69H1	原子炉SKIRT JOINT上部	15°	○
27	TE-263-69H2	原子炉SKIRT JOINT上部	130°	×
28	TE-263-69H3	原子炉SKIRT JOINT上部	270°	○
29	TE-263-69K1	VESSEL SKIRT NEAR JOINT	15°	○
30	TE-263-69K2	VESSEL SKIRT NEAR JOINT	130°	×
31	TE-263-69K3	VESSEL SKIRT NEAR JOINT	270°	×
32	TE-263-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD	15°	○
33	TE-263-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD	130°	○
34	TE-263-69L3	VESSEL BOTTOM HEAD	270°	×
35	TE-263-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	15°	○
36	TE-263-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	130°	×
37	TE-263-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	270°	×
38	TE-263-69N1	CRDハウジング上端	15°	○
39	TE-263-69N2	CRDハウジング上端	130°	×
40	TE-263-69N3	CRDハウジング上端	270°	○
41	TE-263-69P#1	N-1 2 VESSEL BOTTOM	-	○
42	TE-263-69P#2	N-1 2 VESSEL BOTTOM	-	○

図1. 1号機 原子炉圧力容器表面温度計取付位置



No.	Tag No.	サービス名称	取付角度	評価対象
1	TE-2-3-66A1	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	135°	×
2	TE-2-3-66A2	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	270°	○
3	TE-2-3-66B1	VESSEL HEAD FLANGE	135°	○
4	TE-2-3-66B2	VESSEL HEAD FLANGE	270°	○
5	TE-2-3-67A1	VESSEL STUD	135°	○
6	TE-2-3-67A2	VESSEL STUD	270°	○
7	TE-2-3-69A1	VESSEL FLANGE	0°	○
8	TE-2-3-69A2	VESSEL FLANGE	135°	○
9	TE-2-3-69A3	VESSEL FLANGE	270°	○
10	TE-2-3-69B1	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	0°	○
11	TE-2-3-69B2	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	135°	○
12	TE-2-3-69B3	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	270°	○
13	TE-2-3-69D1	FEEDWATER NOZZLE N4B END	—	○
14	TE-2-3-69D2	FEEDWATER NOZZLE N4B INBOARD	—	○
15	TE-2-3-69E1	FEEDWATER NOZZLE N4D END	—	○
16	TE-2-3-69E2	FEEDWATER NOZZLE N4D INBOARD	—	○
17	TE-2-3-69J1	VESSEL WALL BEROW FW NOZZLE	0°	○
18	TE-2-3-69J2	VESSEL WALL BEROW FW NOZZLE	135°	○
19	TE-2-3-69J3	VESSEL WALL BEROW FW NOZZLE	270°	○
20	TE-2-3-69H1	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	0°	○
21	TE-2-3-69H2	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	135°	○
22	TE-2-3-69H3	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	270°	○
23	TE-2-3-69F1	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	0°	○
24	TE-2-3-69F2	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	135°	○
25	TE-2-3-69F3	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	270°	○
26	TE-2-3-69K1	SUPPORT SKIRT TOP	0°	○
27	TE-2-3-69K2	SUPPORT SKIRT TOP	135°	○
28	TE-2-3-69K3	SUPPORT SKIRT TOP	270°	○
29	TE-2-3-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD	0°	×
30	TE-2-3-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD	135°	○
31	TE-2-3-69L3	VESSEL BOTTOM HEAD	270°	×
32	TE-2-3-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	0°	○
33	TE-2-3-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	135°	○
34	TE-2-3-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	270°	○
35	TE-2-3-69N1	TOP CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	0°	○
36	TE-2-3-69N2	TOP CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	135°	○
37	TE-2-3-69N3	TOP CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	270°	×
38	TE-2-3-69P1	BOTTOM CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	0°	○
39	TE-2-3-69P2	BOTTOM CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	135°	×
40	TE-2-3-69P3	BOTTOM CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	270°	○

図2. 2号機 原子炉压力容器表面温度計取付位置



No.	Tag No.	サービス名称	取付角度	評価対象
1	TE-2-3-66A1	R P V上蓋フランジ周辺温度	135°	○
2	TE-2-3-66A2	R P V上蓋フランジ周辺温度	270°	○
3	TE-2-3-66B1	R P V上蓋フランジ温度	135°	○
4	TE-2-3-66B2	R P V上蓋フランジ温度	270°	○
5	TE-2-3-67A1	R P Vスタットボルト温度	135°	○
6	TE-2-3-67A2	R P Vスタットボルト温度	270°	○
7	TE-2-3-69A1	R P Vフランジ温度	0°	○
8	TE-2-3-69A2	R P Vフランジ温度	135°	○
9	TE-2-3-69A3	R P Vフランジ温度	270°	○
10	TE-2-3-69B1	R P Vフランジ周辺温度	0°	○
11	TE-2-3-69B2	R P Vフランジ周辺温度	135°	○
12	TE-2-3-69B3	R P Vフランジ周辺温度	270°	○
13	TE-2-3-69D1	R P V給水ノズルN 4 B温度	—	○
14	TE-2-3-69D2	R P V給水ノズルN 4 B温度	—	○
15	TE-2-3-69E1	R P V給水ノズルN 4 D温度	—	○
16	TE-2-3-69E2	R P V給水ノズルN 4 D温度	—	○
17	TE-2-3-69J1	R P V給水ノズル下部温度	0°	○
18	TE-2-3-69J2	R P V給水ノズル下部温度	135°	○
19	TE-2-3-69J3	R P V給水ノズル下部温度	270°	○
20	TE-2-3-69H1	R P V底部ヘッド上部温度	0°	○
21	TE-2-3-69H2	R P V底部ヘッド上部温度	135°	○
22	TE-2-3-69H3	R P V底部ヘッド上部温度	270°	○
23	TE-2-3-69F1	スカートジャンクション上部温度	0°	○
24	TE-2-3-69F2	スカートジャンクション上部温度	135°	○
25	TE-2-3-69F3	スカートジャンクション上部温度	270°	○
26	TE-2-3-69K1	R P Vスカート上部温度	0°	○
27	TE-2-3-69K2	R P Vスカート上部温度	135°	○
28	TE-2-3-69K3	R P Vスカート上部温度	270°	○
29	TE-2-3-69L1	RPV下部ヘッド温度	0°	○
30	TE-2-3-69L2	RPV下部ヘッド温度	135°	○
31	TE-2-3-69L3	RPV下部ヘッド温度	270°	○
32	TE-2-3-69M1	R P V支持スカートフランジ温度	0°	○
33	TE-2-3-69M2	R P V支持スカートフランジ温度	135°	○
34	TE-2-3-69M3	R P V支持スカートフランジ温度	270°	○
35	TE-2-3-69N1	CRDハウジング頂部温度	0°	○
36	TE-2-3-69N2	CRDハウジング頂部温度	135°	○
37	TE-2-3-69N3	CRDハウジング頂部温度	270°	○
38	TE-2-3-69P1	CRDハウジング底部温度	0°	○
39	TE-2-3-69P2	CRDハウジング底部温度	135°	○
40	TE-2-3-69P3	CRDハウジング底部温度	270°	○

図3. 3号機 原子炉压力容器表面温度計取付位置

各温度計指示値のトレンドグラフ (3/11~11/1)

【1号機】

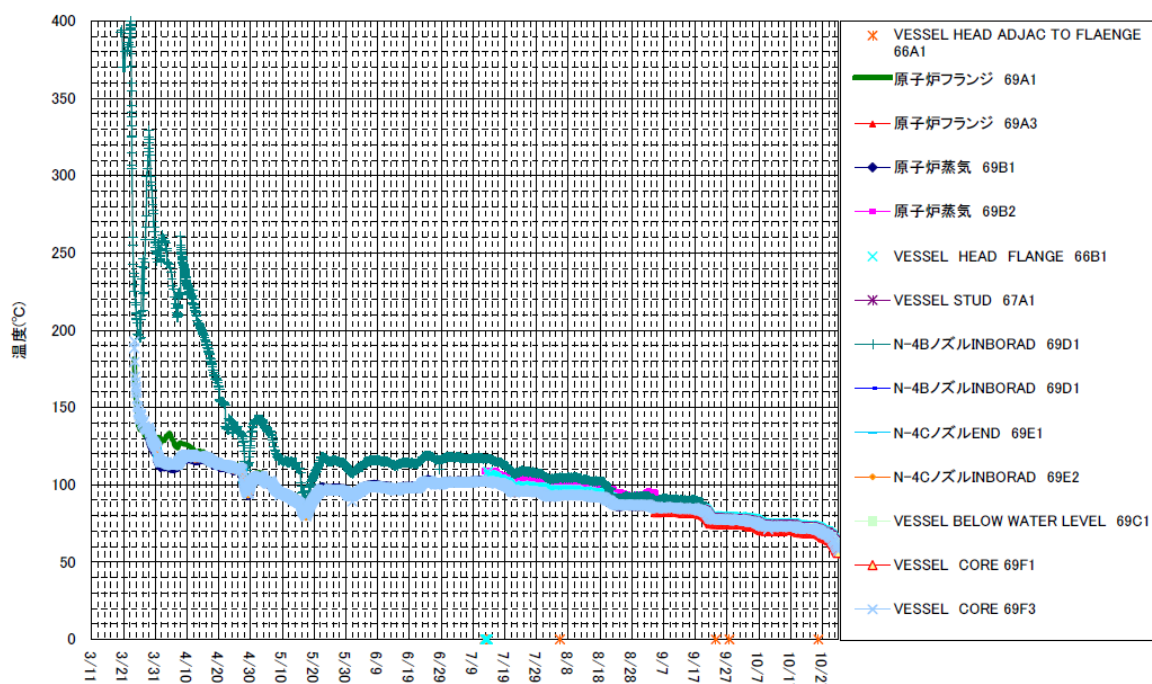


図1-1 RPV 上部・中部温度トレンド

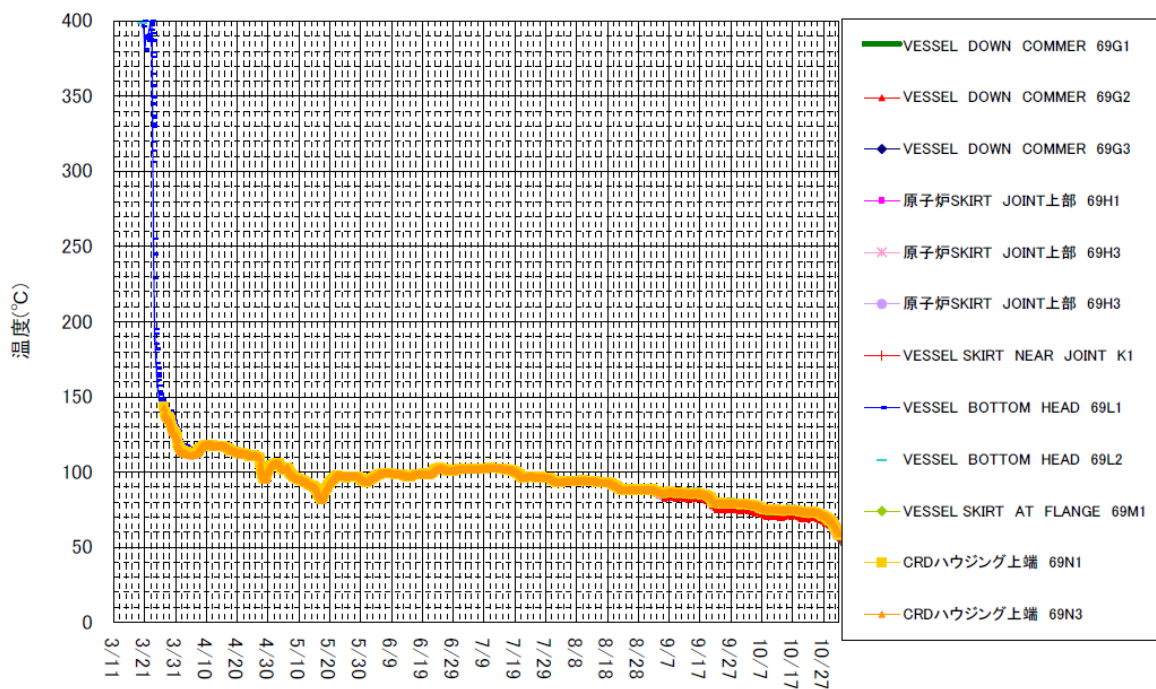


図1-2 RPV 下部温度トレンド

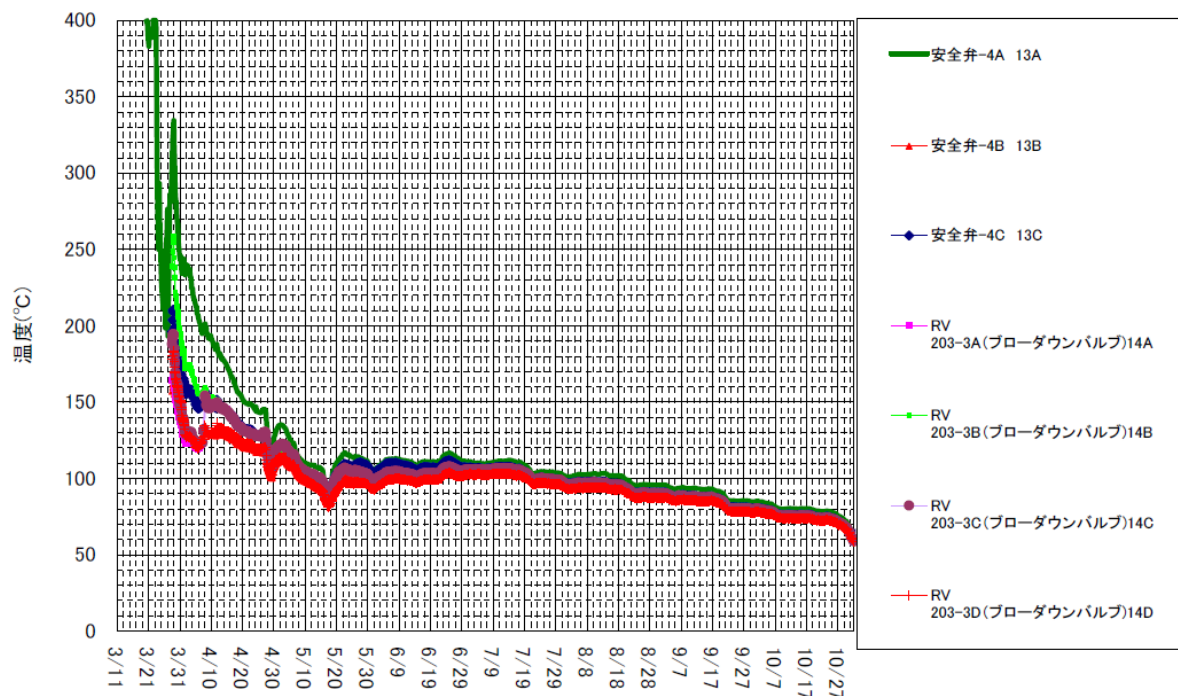


図 1 - 3 SV/SRV 漏えい温度トレンド

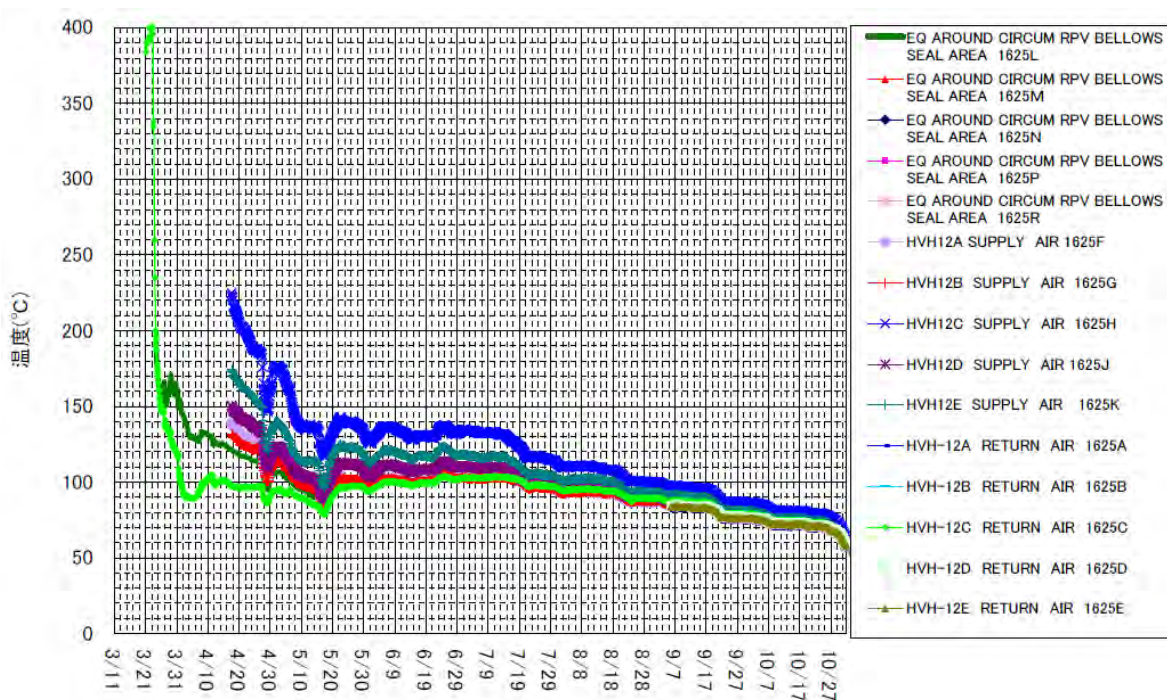


図 1 - 4 PCV 雰囲気温度トレンド

【2号機】

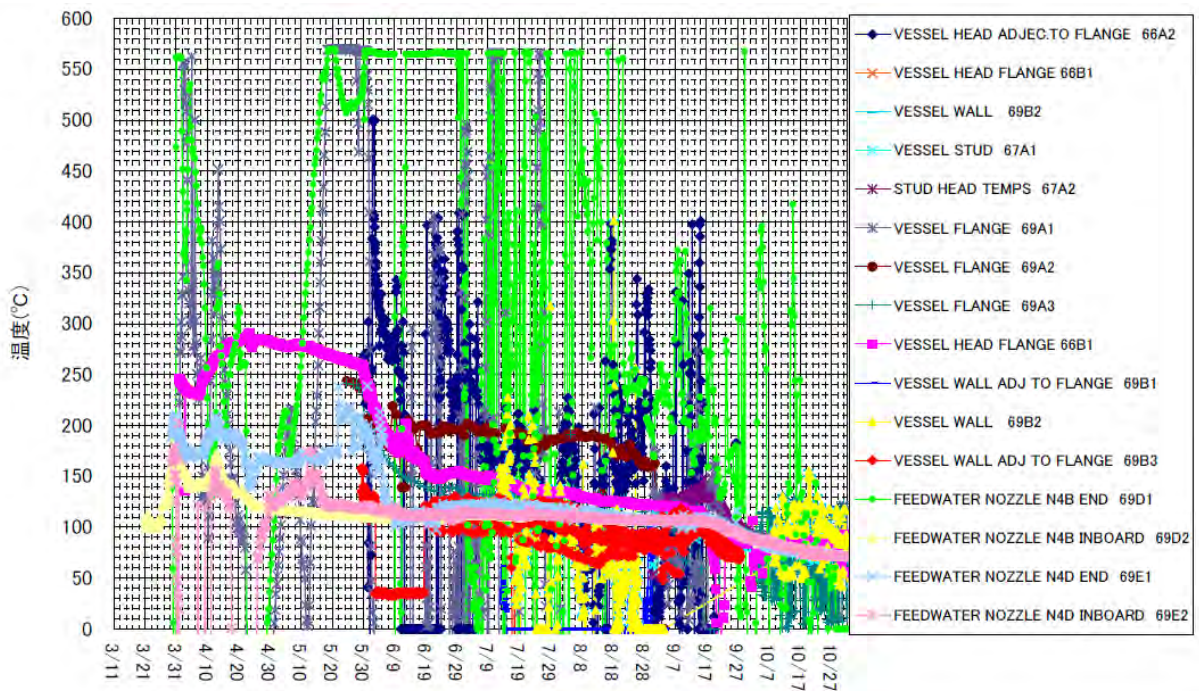


図2-1 RPV 上部・中部温度トレンド

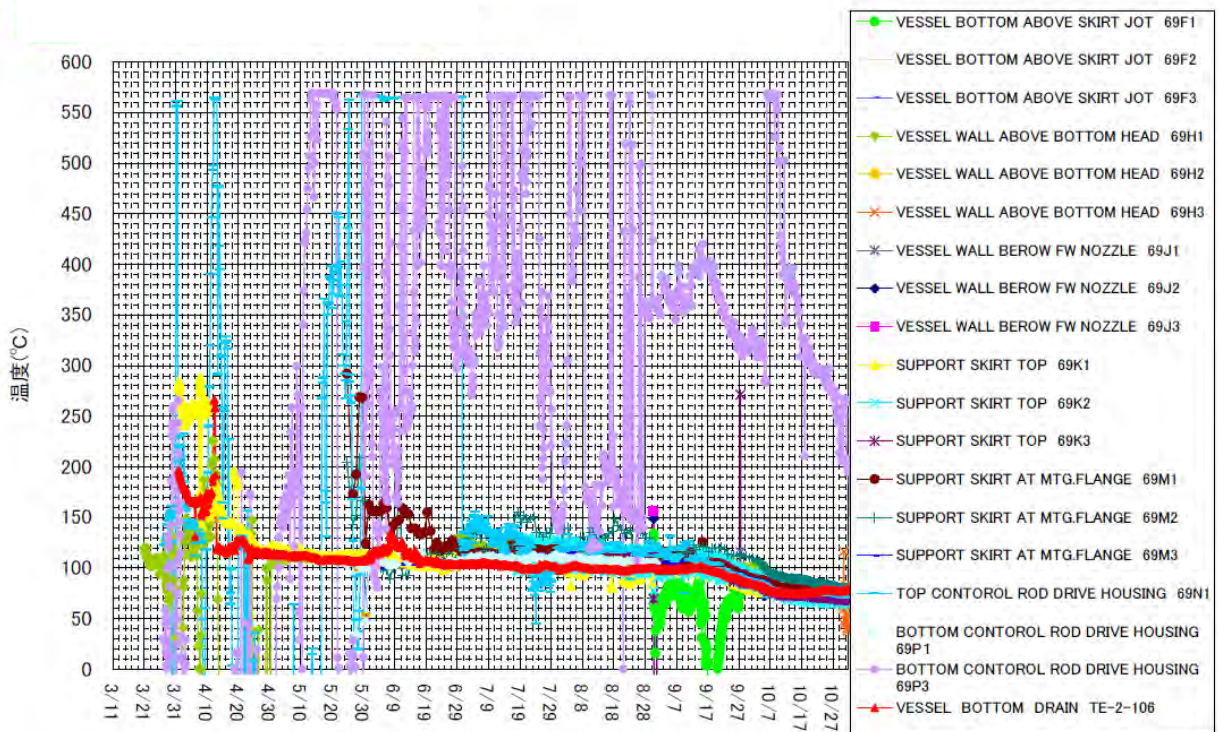


図2-2 RPV 下部温度トレンド

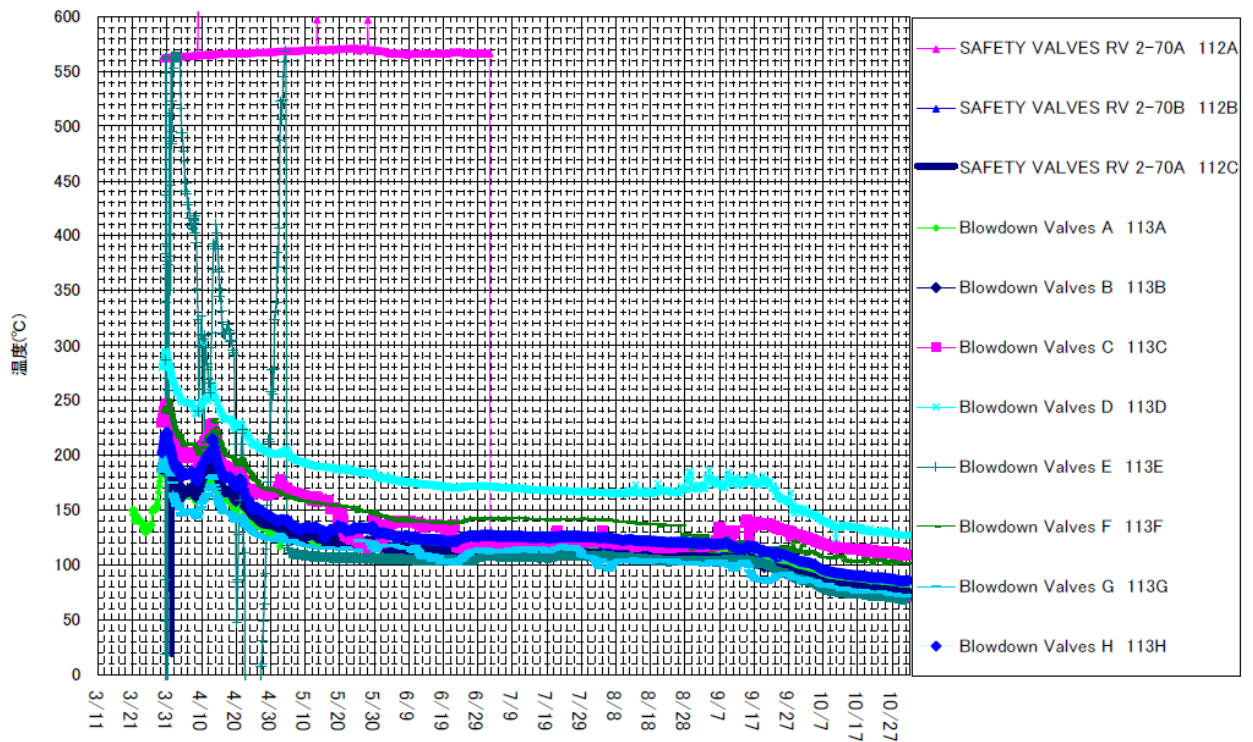


図 2-3 SV/SRV 漏えい温度トレンド

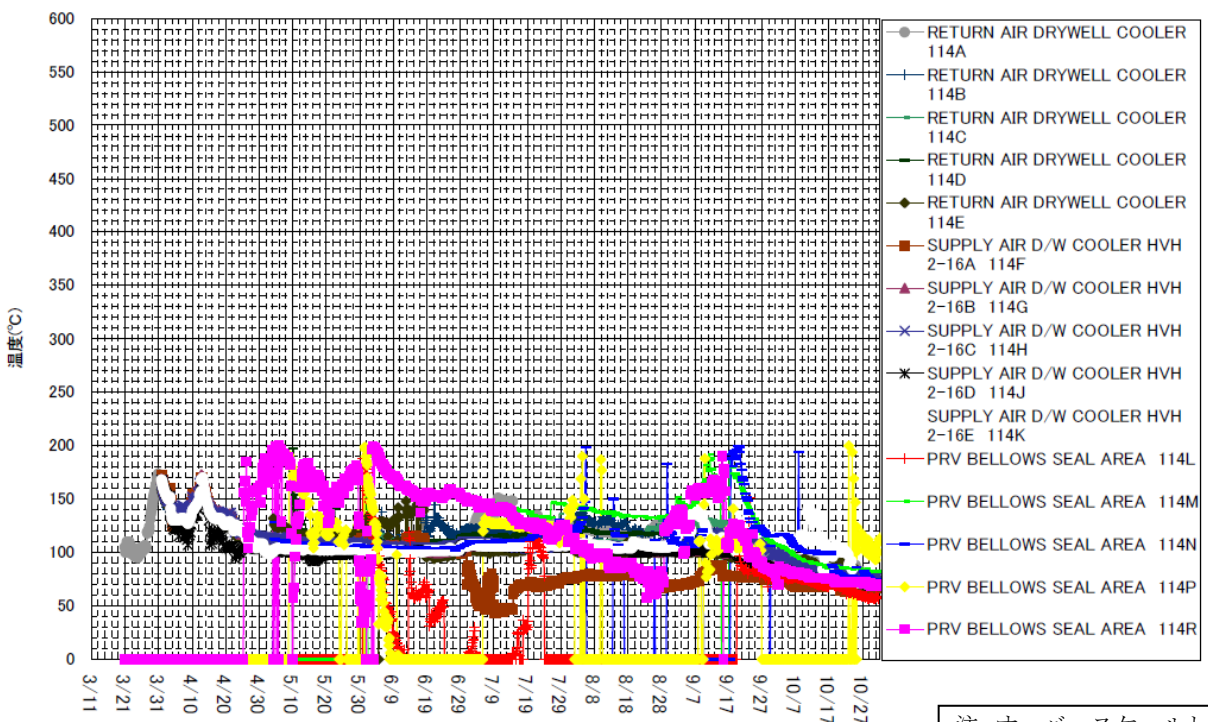


図 2-4 PCV 雰囲気温度トレンド

注: オーバースケールしている場合とダウンスケールしている場合はともに、0°C付近を示す。



【3号機】

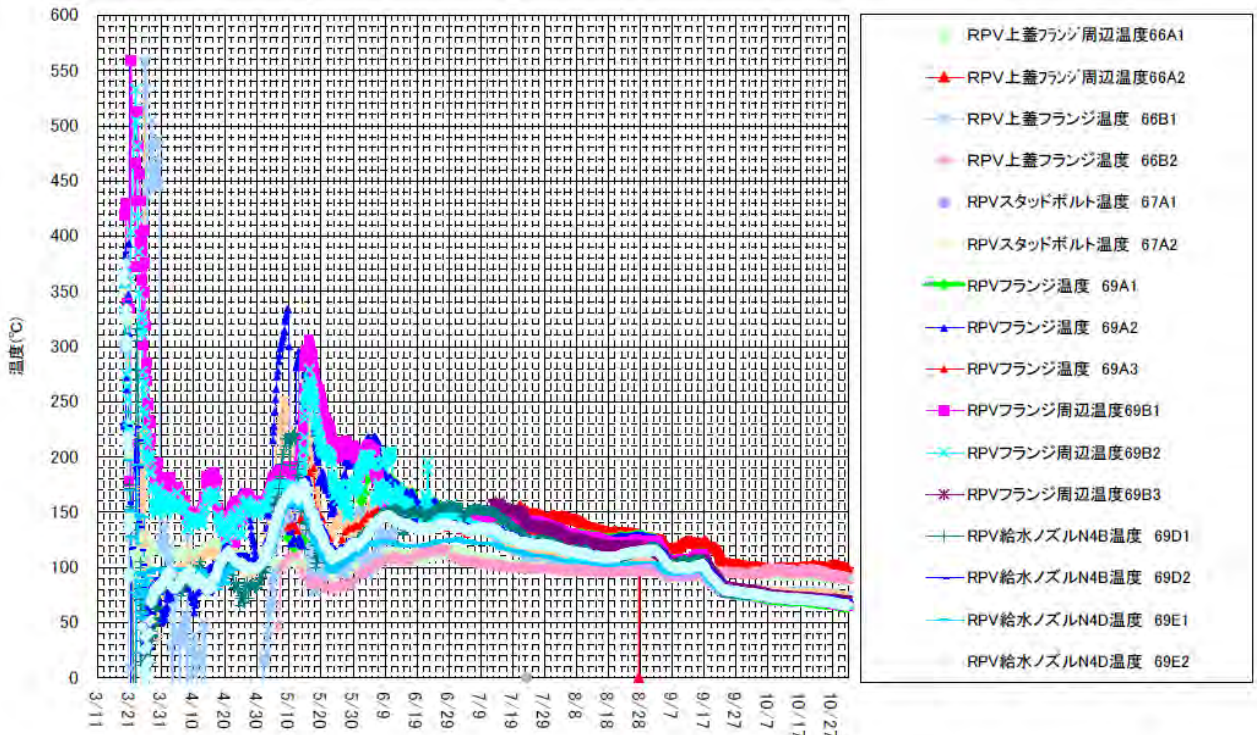


図3-1 RPV 上部・中部温度トレンド

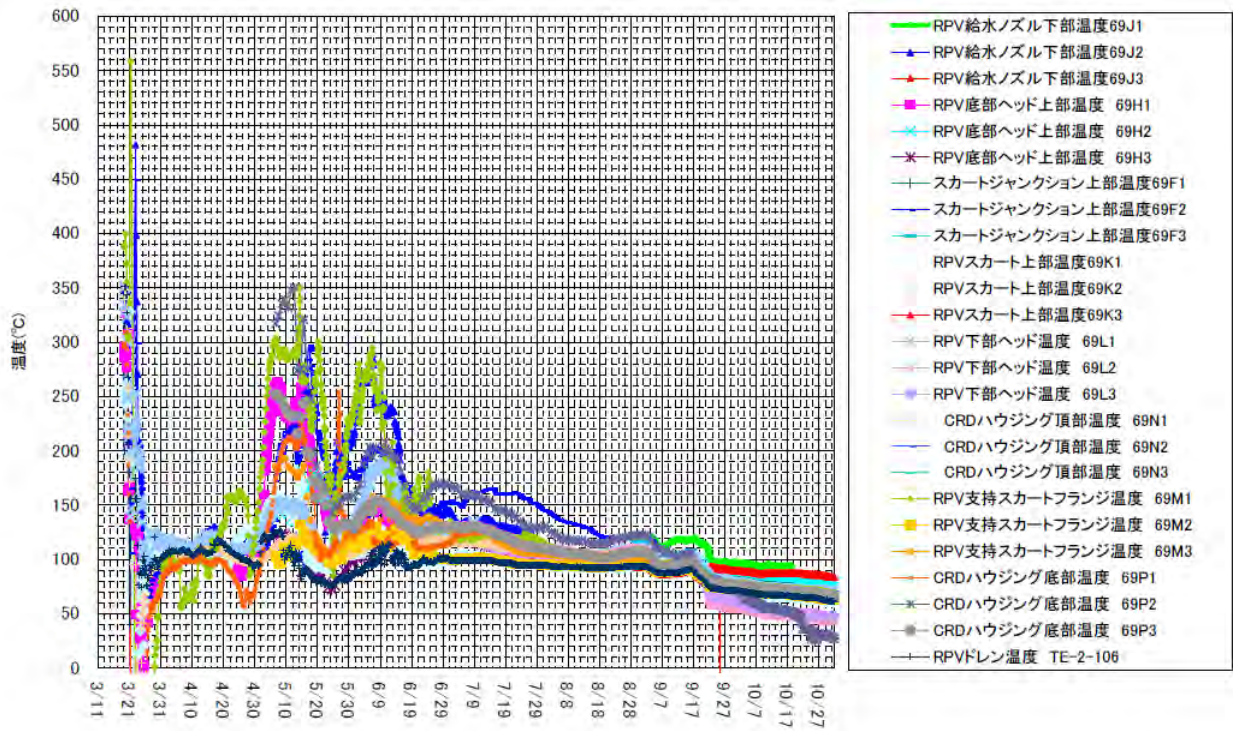


図3-2 RPV 下部温度トレンド

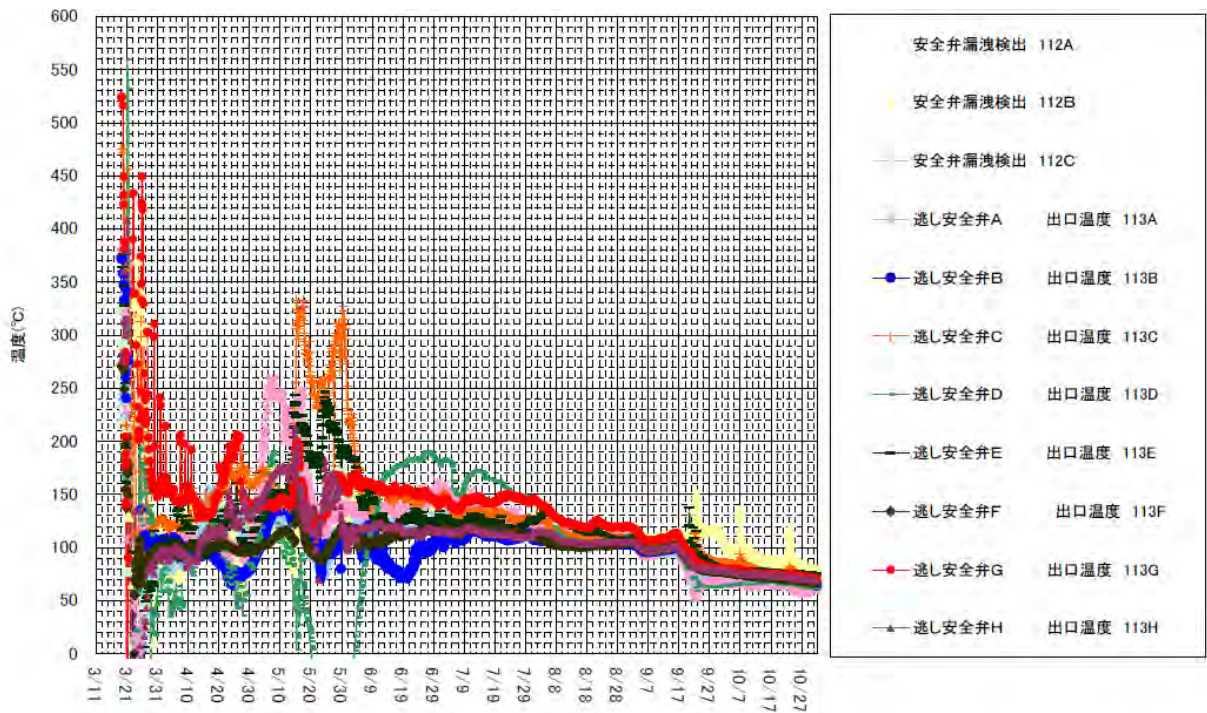


図 3-3 SV/SRV 漏えい温度トレンド

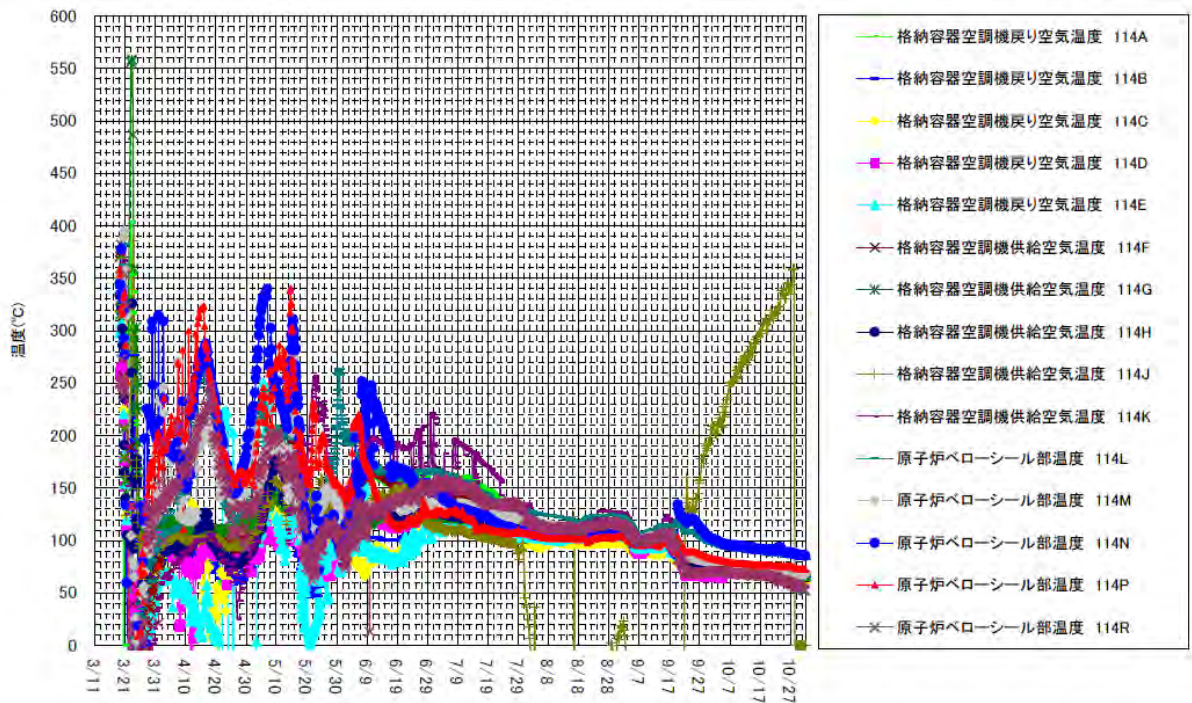


図 3-4 PCV 雰囲気温度トレンド

冷温停止に必要な注水量と実注水量の差分と温度計指示値との関係

【1号機】

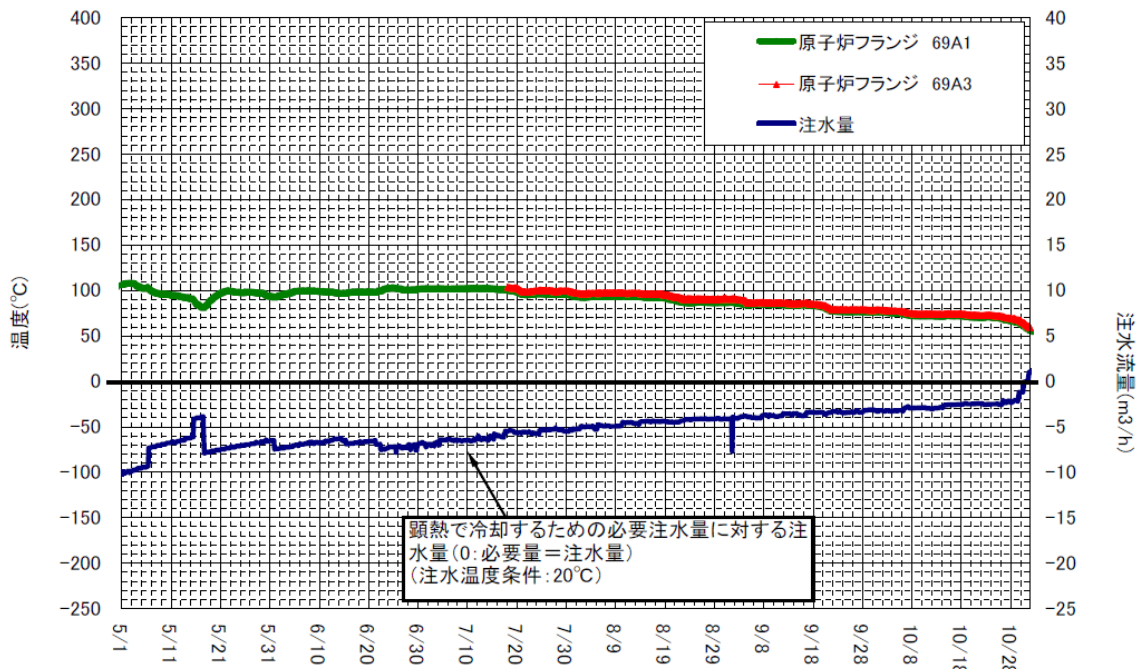


図1 1号機 RPV 上部 (ベッセルフランジ)

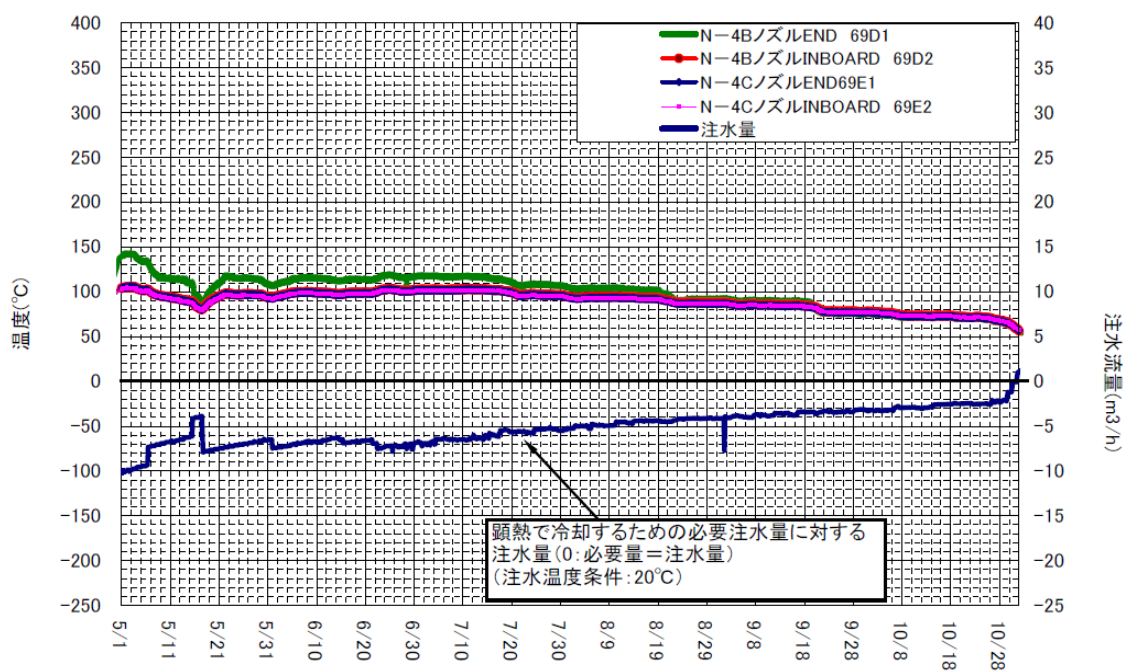


図2 1号機 RPV 中部 (給水ノズル)

【2号機】

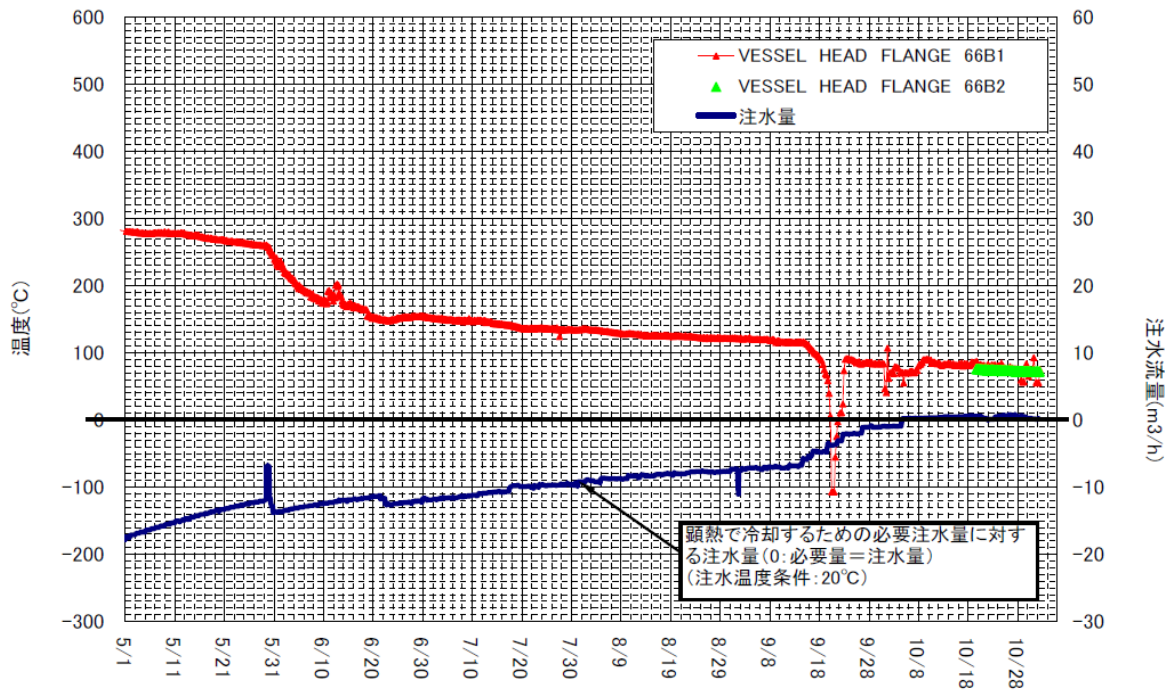


図3 2号機RPV上部(ベッセルヘッドフランジ)

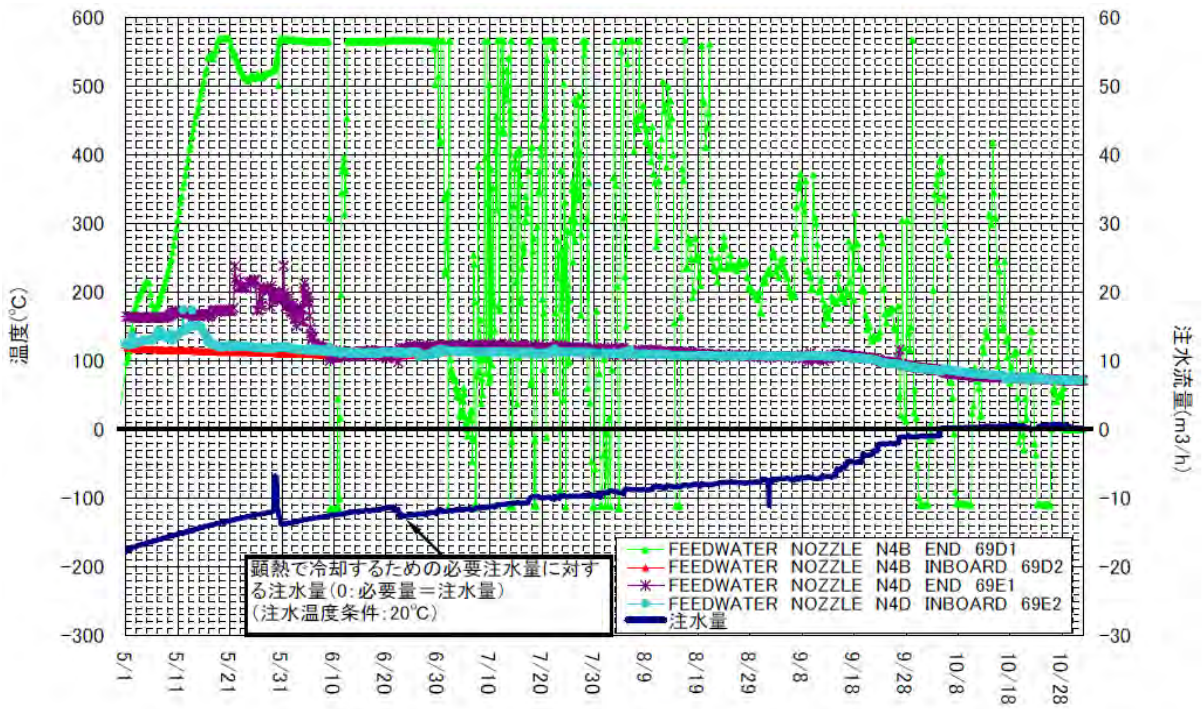


図4 2号機RPV中部(給水ノズル)

【3号機】

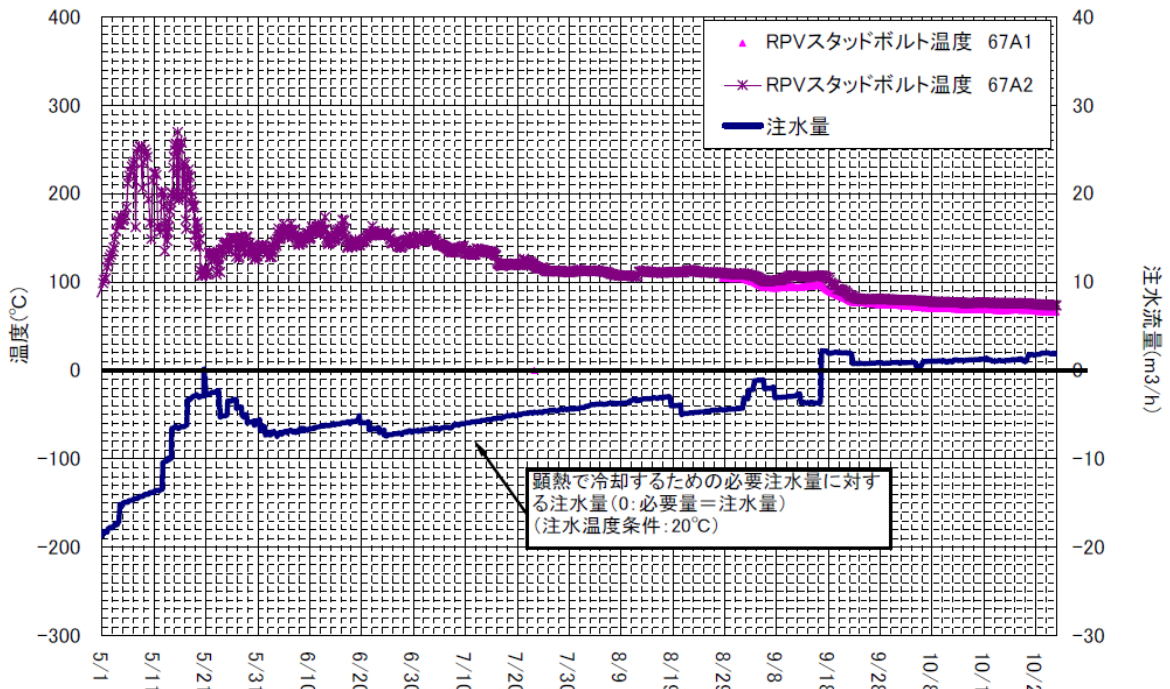


図5 3号機RPV上部 (RPVスタッドボルト)

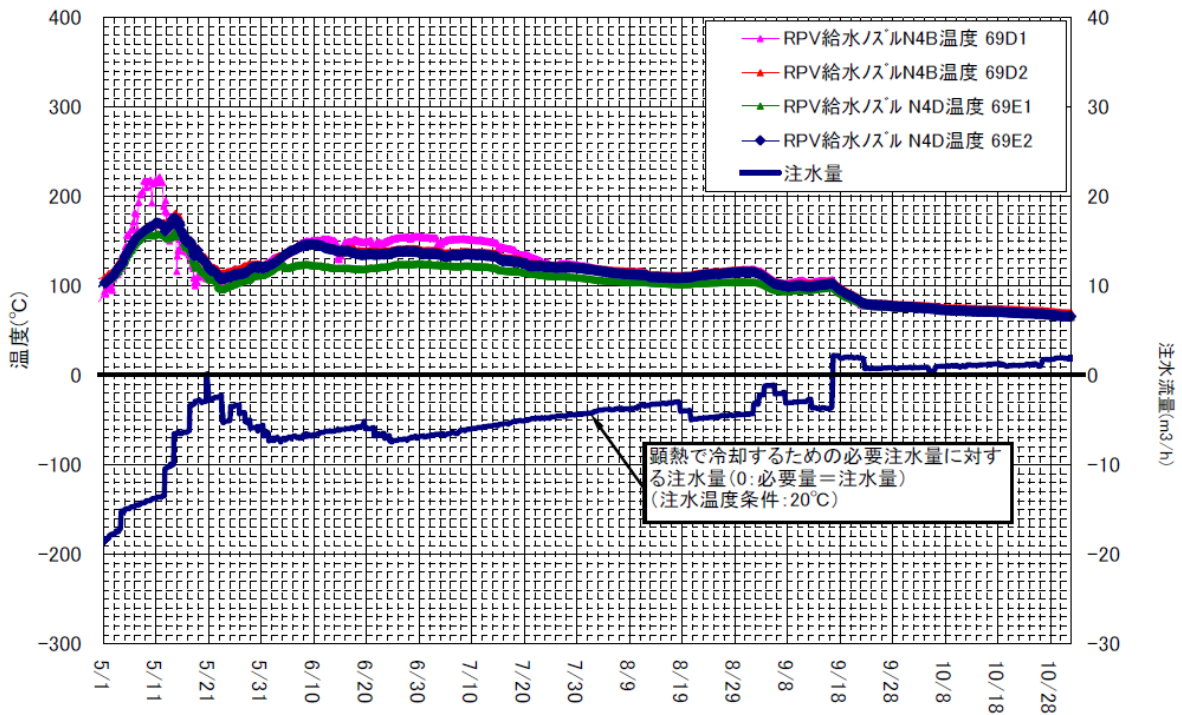


図6 3号機RPV上部 (RPV給水ノズル)

1号機 直流抵抗/TDR測定結果/温度指示値の精度評価

No.	Tag No.	サービス名称	直流抵抗結果	TDR測定結果		温度指示値の 精度評価 ○:等価回路による温 度評価を適用 ×:等価回路による温 度評価が適さないもの -:対象外
				内ベネ 端子台 確認 結果※1	同ケーブル TEによる内ベネ 端子台確認結果※2 ○:あり ×:なし -:対象外	
1	TE-263-66A1	VESSEL HEAD ADJAC TO FLAENGE	絶縁低下	○	-	○
2	TE-263-66B1	VESSEL HEAD FLAENGE	絶縁低下	○	-	○
3	TE-263-67A1	VESSEL STUD	絶縁低下	○	-	○
4	TE-263-69A1	原子炉フランジ	絶縁低下	○	-	○
5	TE-263-69A3	原子炉フランジ	絶縁低下	○	-	○
6	TE-263-69B1	原子炉蒸気	絶縁低下	○	-	○
7	TE-263-69B2	原子炉蒸気	絶縁低下	○	-	○
8	TE-263-69D1	N-4B/ズルEND	絶縁低下	○	-	×
9	TE-263-69D2	N-4B/ズルEND IN BOARD	絶縁低下	○	-	○
10	TE-263-69E1	N-4C/ズルEND	絶縁低下	○	-	○
11	TE-263-69E2	N-4C/ズルEND IN BOARD	絶縁低下	○	-	○
12	TE-263-69C1	VESSEL BELOW WATER LEVEL	絶縁低下	○	-	○
13	TE-263-69F1	VESSEL CORE	絶縁低下	○	-	○
14	TE-263-69F3	VESSEL CORE	絶縁低下	○	-	○
15	TE-263-69G1	VESSEL DOWN COMMER	絶縁低下	○	-	○
16	TE-263-69G2	VESSEL DOWN COMMER	絶縁低下	○	-	○
17	TE-263-69G3	VESSEL DOWN COMMER	絶縁低下	○	-	○
18	TE-263-69H1	原子炉SKIRT JOINT上部	絶縁低下	○	-	○
19	TE-263-69H3	原子炉SKIRT JOINT上部	絶縁低下	○	-	○
20	TE-263-69K1	VESSEL SKIRT NEAR JOINT	絶縁低下	○	-	○
21	TE-263-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD	絶縁低下	○	-	○
22	TE-263-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD	絶縁低下	○	-	○
23	TE-263-69M1	VESSEL SKIRT AT MTG FLANGE	絶縁低下	○	-	○
24	TE-263-69N1	CRDハウジング上端	絶縁低下	○	-	○
25	TE-263-69N3	CRDハウジング上端	絶縁低下	○	-	○
26	TE-263-69P#1	N-12 VESSEL BOTTOM	絶縁低下	○	-	○
27	TE-263-69P#2	N-12 VESSEL BOTTOM	絶縁低下	○	-	○
28	TE-261-13A	安全弁-4A	絶縁低下	○	-	○
29	TE-261-13B	安全弁-4B	絶縁低下	○	-	○
30	TE-261-13C	安全弁-4C	絶縁低下	○	-	○
31	TE-261-14A	RV-203-3A(ブローダウンバルブ)	絶縁低下	○	-	○
32	TE-261-14B	RV-203-3B(ブローダウンバルブ)	絶縁低下	○	-	○
33	TE-261-14C	RV-203-3C(ブローダウンバルブ)	絶縁低下	○	-	○
34	TE-261-14D	RV-203-3D(ブローダウンバルブ)	絶縁低下	○	-	○
35	TE-1625L	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA	絶縁低下	○	-	×
36	TE-1625M	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA	絶縁低下	○	-	×
37	TE-1625N	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA	絶縁低下	○	-	×
38	TE-1625P	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA	絶縁低下	○	-	×
39	TE-1625R	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA	絶縁低下	○	-	×
40	TE-1625F	HVH-12A SUPPLY AIR	絶縁低下	○	-	-
41	TE-1625G	HVH-12B SUPPLY AIR	絶縁低下	○	-	-
42	TE-1625H	HVH-12C SUPPLY AIR	絶縁低下	○	-	-
43	TE-1625J	HVH-12D SUPPLY AIR	絶縁低下	○	-	-
44	TE-1625K	HVH-12E SUPPLY AIR	絶縁低下	○	-	-
45	TE-1625A	HVH-12A RETURN AIR	絶縁低下	○	-	-
46	TE-1625B	HVH-12B RETURN AIR	絶縁低下	○	-	-
47	TE-1625C	HVH-12C RETURN AIR	絶縁低下	○	-	-
48	TE-1625D	HVH-12D RETURN AIR	絶縁低下	○	-	-
49	TE-1625E	HVH-12E RETURN AIR	絶縁低下	○	-	-

※1

○:TDR波形から、電気ベネレーション内側中継端子台～温度検出器間で絶縁低下と判断できるもの  
 ×:TDR波形から、電気ベネレーション内側中継端子台～温度検出器間で絶縁低下と判断できないもの  
 -:対象外

※2

○:TDR波形による内ベネ端子台確認において×と判断されたものの内、○と判断されたものと同じ多芯ケーブル内に入っているもの  
 ×:TDR波形による内ベネ端子台確認において×と判断されたものの内、○と判断されたものと同じ多芯ケーブル内に入っていないもの  
 -:※1で○または-と判断されたもの

2号機 直流抵抗/TDR測定結果/温度指示値の精度評価

No.	Tag No.	サービス名称	直流抵抗結果	TDR測定結果		温度指示値の精度評価 ○:等価回路による温度評価を適用 ×:等価回路による温度評価が適さないもの -:対象外
				内ベネ端子台確認結果※1	同ケーブルTEによる内ベネ端子台確認結果※2 ○:あり ×:なし -:対象外	
1	TE-2-3-66A2	VESSEL HEAD ADJEC.TO FLANGE	絶縁低下	○	-	○
2	TE-2-3-66B1	VESSEL HEAD FLANGE	絶縁低下	○	-	○
3	TE-2-3-66B2	VESSEL HEAD FLANGE	絶縁低下	×	○	○
4	TE-2-3-67A1	VESSEL STUD	絶縁低下	○	-	×
5	TE-2-3-67A2	STUD HEAD TEMPS	絶縁低下	○	-	○
6	TE-2-3-69A1	VESSEL FLANGE	絶縁低下	×	○	○
7	TE-2-3-69A2	VESSEL FLANGE	絶縁低下	×	○	○
8	TE-2-3-69A3	VESSEL FLANGE	絶縁低下	○	-	○
9	TE-2-3-69B1	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	絶縁低下	○	-	○
10	TE-2-3-69B2	VESSEL WALL	正常	-	-	-
11	TE-2-3-69B3	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	絶縁低下	○	-	○
12	TE-2-3-69D1	FEEDWATER NOZZLE N4B END	絶縁低下	×	○	○
13	TE-2-3-69D2	FEEDWATER NOZZLE N4B INBOARD	絶縁低下	○	-	○
14	TE-2-3-69E1	FEEDWATER NOZZLE N4D END	絶縁低下	×	○	○
15	TE-2-3-69E2	FEEDWATER NOZZLE N4D INBOARD	絶縁低下	×	○	○
16	TE-2-3-69F1	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	絶縁低下	×	○	○
17	TE-2-3-69F2	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	絶縁低下	×	○	○
18	TE-2-3-69F3	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	絶縁低下	×	○	○
19	TE-2-3-69H1	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	絶縁低下	○	-	○
20	TE-2-3-69H2	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	絶縁低下	○	-	○
21	TE-2-3-69H3	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	絶縁低下	×	○	○
22	TE-2-3-69J1	VESSEL WALL BEROW FW NOZZLE	絶縁低下	○	-	○
23	TE-2-3-69J2	VESSEL WALL BEROW FW NOZZLE	絶縁低下	×	○	○
24	TE-2-3-69J3	VESSEL WALL BEROW FW NOZZLE	絶縁低下	○	-	○
25	TE-2-3-69K1	SUPPORT SKIRT TOP	絶縁低下	○	-	○
26	TE-2-3-69K2	SUPPORT SKIRT TOP	絶縁低下	×	○	○
27	TE-2-3-69K3	SUPPORT SKIRT TOP	絶縁低下	○	-	○
28	TE-2-3-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD	絶縁低下	○	-	○
29	TE-2-3-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE	絶縁低下	×	○	○
30	TE-2-3-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE	絶縁低下	×	○	○
31	TE-2-3-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE	絶縁低下	×	○	○
32	TE-2-3-69N1	TOP CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	絶縁低下	○	-	○
33	TE-2-3-69N2	TOP CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	断線	-	-	-
34	TE-2-3-69P1	BOTTOM CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	絶縁低下	×	○	○
35	TE-2-3-69P3	BOTTOM CONTOROL ROD DRIVE HOUSING	正常	-	-	-
36	TE-2-106	VESSEL BOTTOM DRAIN	絶縁低下	○	-	○
37	TE-2-112A	SAFETY VALVES RV 2-70A	正常	-	-	-
38	TE-2-112B	SAFETY VALVES RV 2-70B	正常	-	-	-
39	TE-2-112C	SAFETY VALVES RV 2-70C	正常	-	-	-
40	TE-2-113A	Blowdown Valves A	正常	-	-	-
41	TE-2-113B	Blowdown Valves B	正常	-	-	-
42	TE-2-113C	Blowdown Valves C	正常	-	-	-
43	TE-2-113D	Blowdown Valves D	正常	-	-	-
44	TE-2-113F	Blowdown Valves F	正常	-	-	-
45	TE-2-113E	Blowdown Valves E	正常	-	-	-
46	TE-2-113G	Blowdown Valves G	正常	-	-	-
47	TE-2-113H	Blowdown Valves H	正常	-	-	-
48	TE-16-114A	RETURN AIR DRYWELL COOLER	正常	-	-	-
49	TE-16-114B	RETURN AIR DRYWELL COOLER	正常	-	-	-
50	TE-16-114C	RETURN AIR DRYWELL COOLER	正常	-	-	-
51	TE-16-114D	RETURN AIR DRYWELL COOLER	正常	-	-	-
52	TE-16-114E	RETURN AIR DRYWELL COOLER	正常	-	-	-
53	TE-16-114F#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16A	正常	-	-	-
54	TE-16-114F#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16A	正常	-	-	-
55	TE-16-114G#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16B	正常	-	-	-
56	TE-16-114G#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16B	正常	-	-	-
57	TE-16-114H#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16C	正常	-	-	-
58	TE-16-114H#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16C	正常	-	-	-
59	TE-16-114J#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16D	正常	-	-	-
60	TE-16-114J#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16D	正常	-	-	-
61	TE-16-114K#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16E	正常	-	-	-
62	TE-16-114K#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16E	正常	-	-	-
63	TE-16-114L#1	PRV BELLOWS SEAL AREA	正常	-	-	-
64	TE-16-114L#2	PRV BELLOWS SEAL AREA	正常	-	-	-
65	TE-16-114M#1	PRV BELLOWS SEAL AREA	正常	-	-	-
66	TE-16-114M#2	PRV BELLOWS SEAL AREA	正常	-	-	-
67	TE-16-114N#1	PRV BELLOWS SEAL AREA	正常	-	-	-
68	TE-16-114N#2	PRV BELLOWS SEAL AREA	正常	-	-	-
69	TE-16-114P#1	PRV BELLOWS SEAL AREA	断線	-	-	-

2号機 直流抵抗/TDR測定結果/温度指示値の精度評価

No.	Tag No.	サービス名称	直流抵抗結果	TDR測定結果		温度指示値の 精度評価  ○:等価回路による温度評価を適用 ×:等価回路による温度評価が適さないもの -:対象外
				内ベネ 端子台 確認 結果※1	同ケーブル TEによる内ベネ 端子台確認結果※2 ○:あり ×:なし -:対象外	
70	TE-16-114P#2	PRV BELLOWS SEAL AREA	絶縁低下	×	○	×
71	TE-16-114R#1	PRV BELLOWS SEAL AREA	正常	-	-	-
72	TE-16-114R#2	PRV BELLOWS SEAL AREA	正常	-	-	-

※1

- :TDR波形から、電気ペネトレーション内側中継端子台～温度検出器間で絶縁低下と判断できるもの
- ×:TDR波形から、電気ペネトレーション内側中継端子台～温度検出器間で絶縁低下と判断できないもの
- :対象外

※2

- :TDR波形による内ベネ端子台確認において×と判断されたものの内、○と判断されたものと同じ多芯ケーブル内に入っているもの
- ×:TDR波形による内ベネ端子台確認において×と判断されたものの内、○と判断されたものと同じ多芯ケーブル内に入っていないもの
- :※1で○または-と判断されたもの



3号機 直流抵抗/TDR測定結果/温度指示値の精度評価

No.	Tag No.	サービス名称	直流抵抗結果	TDR測定結果		温度指示値の 精度評価  ○:等価回路による温度評価を適用 ×:等価回路による温度評価が適さない もの -:対象外
				内ベネ 端子台 確認 結果※1	同ケーブル TEによる内ベネ 端子台確認結果※2 ○:あり ×:なし -:対象外	
1	TE-2-3-66A1	RPV上蓋フランジ周辺温度	絶縁低下	○	-	×
2	TE-2-3-66A2	RPV上蓋フランジ周辺温度	絶縁低下	○	-	×
3	TE-2-3-66B1	RPV上蓋フランジ温度	絶縁低下	○	-	×
4	TE-2-3-66B2	RPV上蓋フランジ温度	絶縁低下	○	-	×
5	TE-2-3-67A1	RPVスタットボルト温度	絶縁低下	○	-	○
6	TE-2-3-67A2	RPVスタットボルト温度	絶縁低下	○	-	×
7	TE-2-3-69A1	RPVフランジ温度	絶縁低下	○	-	○
8	TE-2-3-69A2	RPVフランジ温度	絶縁低下	○	-	○
9	TE-2-3-69A3	RPVフランジ温度	絶縁低下	○	-	×
10	TE-2-3-69B1	RPVフランジ周辺温度	絶縁低下	○	-	○
11	TE-2-3-69B3	RPVフランジ周辺温度	絶縁低下	○	-	○
12	TE-2-3-69B2	RPVフランジ周辺温度	絶縁低下	○	-	×
13	TE-2-3-69D1	RPV給水ノズルN4B温度	絶縁低下	○	-	○
14	TE-2-3-69D2	RPV給水ノズルN4B温度	絶縁低下	○	-	×
15	TE-2-3-69E1	RPV給水ノズルN4D温度	絶縁低下	○	-	○
16	TE-2-3-69E2	RPV給水ノズルN4D温度	絶縁低下	○	-	×
17	TE-2-3-69J1	RPV給水ノズル下部温度	絶縁低下	○	-	×
18	TE-2-3-69J2	RPV給水ノズル下部温度	絶縁低下	○	-	×
19	TE-2-3-69J3	RPV給水ノズル下部温度	絶縁低下	○	-	×
20	TE-2-3-69H1	RPV底部ヘッド上部温度	絶縁低下	○	-	○
21	TE-2-3-69H2	RPV底部ヘッド上部温度	絶縁低下	○	-	×
22	TE-2-3-69H3	RPV底部ヘッド上部温度	絶縁低下	○	-	×
23	TE-2-3-69F1	スカートジャンクション上部温度	絶縁低下	○	-	×
24	TE-2-3-69F2	スカートジャンクション上部温度	絶縁低下	○	-	○
25	TE-2-3-69F3	スカートジャンクション上部温度	絶縁低下	○	-	○
26	TE-2-3-69K1	RPVスカート上部温度	絶縁低下	○	-	×
27	TE-2-3-69K2	RPVスカート上部温度	絶縁低下	○	-	×
28	TE-2-3-69K3	RPVスカート上部温度	絶縁低下	○	-	×
29	TE-2-3-69L1	RPV下部ヘッド温度	絶縁低下	○	-	×
30	TE-2-3-69L2	RPV下部ヘッド温度	絶縁低下	○	-	×
31	TE-2-3-69L3	RPV下部ヘッド温度	絶縁低下	○	-	×
32	TE-2-3-69N2	CRDハウジング頂部温度	絶縁低下	○	-	×
33	TE-2-3-69N3	CRDハウジング頂部温度	絶縁低下	○	-	×
34	TE-2-3-69N1	CRDハウジング頂部温度	絶縁低下	○	-	○
35	TE-2-3-69M1	RPV支持スカートフランジ温度	絶縁低下	○	-	×
36	TE-2-3-69M2	RPV支持スカートフランジ温度	絶縁低下	○	-	×
37	TE-2-3-69M3	RPV支持スカートフランジ温度	絶縁低下	○	-	×
38	TE-2-3-69P1	CRDハウジング底部温度	絶縁低下	○	-	○
39	TE-2-3-69P2	CRDハウジング底部温度	絶縁低下	○	-	×
40	TE-2-3-69P3	CRDハウジング底部温度	絶縁低下	○	-	○
41	TE-2-106#1	RPVDレン温度	絶縁低下	○	-	×
42	TE-2-106#2	RPVDレン温度	絶縁低下	○	-	○
43	TE-16-114L#1	原子炉ベローシール部温度	絶縁低下	○	-	×
44	TE-16-114L#2	原子炉ベローシール部温度	絶縁低下	×	○	×
45	TE-16-114M#1	原子炉ベローシール部温度	絶縁低下	○	-	○
46	TE-16-114M#2	原子炉ベローシール部温度	絶縁低下	○	-	×
47	TE-16-114R#1	原子炉ベローシール部温度	絶縁低下	○	-	×
48	TE-16-114N#1	原子炉ベローシール部温度	絶縁低下	○	-	×
49	TE-16-114N#2	原子炉ベローシール部温度	絶縁低下	○	-	×
50	TE-16-114P#1	原子炉ベローシール部温度	絶縁低下	○	-	×
51	TE-16-114P#2	原子炉ベローシール部温度	絶縁低下	○	-	×
52	TE-2-112A	安全弁漏洩検出	絶縁低下	○	-	×
53	TE-2-112B	安全弁漏洩検出	絶縁低下	○	-	×
54	TE-2-112C	安全弁漏洩検出	絶縁低下	○	-	○
55	TE-2-113A	逃し安全弁 A出口温度	絶縁低下	○	-	○
56	TE-2-113B	逃し安全弁 B出口温度	絶縁低下	○	-	×
57	TE-2-113C	逃し安全弁 C出口温度	絶縁低下	○	-	○
58	TE-2-113D	逃し安全弁 D出口温度	絶縁低下	○	-	○
59	TE-2-113E	逃し安全弁 E出口温度	絶縁低下	○	-	×
60	TE-2-113F	逃し安全弁 F出口温度	絶縁低下	○	-	○
61	TE-2-113G	逃し安全弁 G出口温度	絶縁低下	○	-	○
62	TE-2-113H	逃し安全弁 H出口温度	絶縁低下	○	-	○
63	TE-16-114F#1	格納容器空調機供給空気温度	正常	-	-	-
64	TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度	正常	-	-	-
65	TE-16-114G#1	格納容器空調機供給空気温度	絶縁低下	×	○	-

No.	Tag No.	サービス名称	直流抵抗結果	TDR測定結果		温度指示値の 精度評価
				内ベネ 端子台 確認 結果※1	同ケーブル TEによる内ベネ 端子台確認結果※2 ○:あり ×:なし -:対象外	
66	TE-16-114G#2	格納容器空調機供給空気温度	絶縁低下	×	○	-
67	TE-16-114H#1	格納容器空調機供給空気温度	絶縁低下	×	○	-
68	TE-16-114H#2	格納容器空調機供給空気温度	絶縁低下	×	○	-
69	TE-16-114J#1	格納容器空調機供給空気温度	断線	-	-	-
70	TE-16-114J#2	格納容器空調機供給空気温度	絶縁低下	×	○	-
71	TE-16-114K#1	格納容器空調機供給空気温度	絶縁低下	○	-	-
72	TE-16-114K#2	格納容器空調機供給空気温度	絶縁低下	○	-	-
73	TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度	正常	-	-	-
74	TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度	絶縁低下	○	-	-
75	TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度	絶縁低下	○	-	-
76	TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度	絶縁低下	○	-	-
77	TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度	絶縁低下	○	-	-

※1

- : TDR波形から、電気ベネレーション内側中継端子台～温度検出器間で絶縁低下と判断できるもの
- ×: TDR波形から、電気ベネレーション内側中継端子台～温度検出器間で絶縁低下と判断できないもの
- : 対象外

※2

- : TDR波形による内ベネ端子台確認において×と判断されたものの内、○と判断されたものと同じ多芯ケーブル内に入っているもの
- ×: TDR波形による内ベネ端子台確認において×と判断されたものの内、○と判断されたものと同じ多芯ケーブル内に入っていないもの
- : ※1で○または-と判断されたもの

### TDR測定の説明資料

TDRとは Time Domain Reflectometry (時間領域反射) のことで、ケーブル、コネクタ等の伝送路を信号が伝わる時に生じる反射を測定する。

TDR測定にて、中央制御室からPCV内温度検出器までのインピーダンス変曲点を観測することが可能であり、この結果から、おおよその絶縁低下箇所/断線箇所の特定ができる。

福島第一での温度計のTDR測定前に、柏崎刈羽原子力発電所で温度計のTDR波形から絶縁低下箇所/断線箇所を判断できることを事前確認した。図1に柏崎刈羽2号機の温度検出器B21-TE030N(原子炉压力容器下鏡下部温度)のTDR波形を示す。

また、福島第一5号機で温度計のTDR測定を行い、福島第一1号機から3号機の温度計のTDR波形のインピーダンス変曲点が温度計構成のどの部位に対応するかを確認した。図2に福島第一5号機の温度検出器TE-2-3-69F1(スカートジャンクション上部温度)のTDR波形を示す。

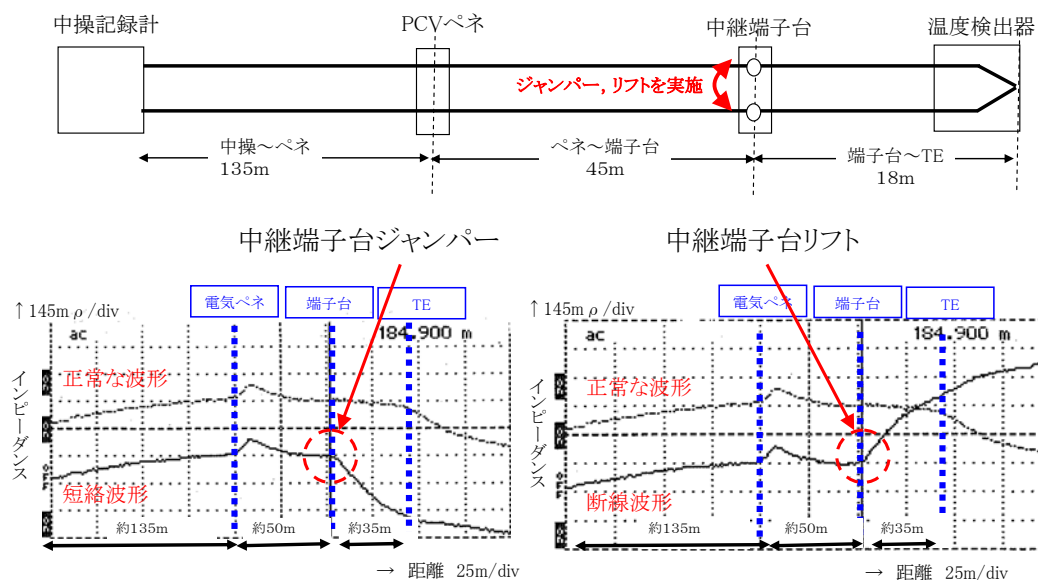


図1. 柏崎刈羽2号機 B21-TE030N(原子炉压力容器下鏡下部温度)のTDR波形

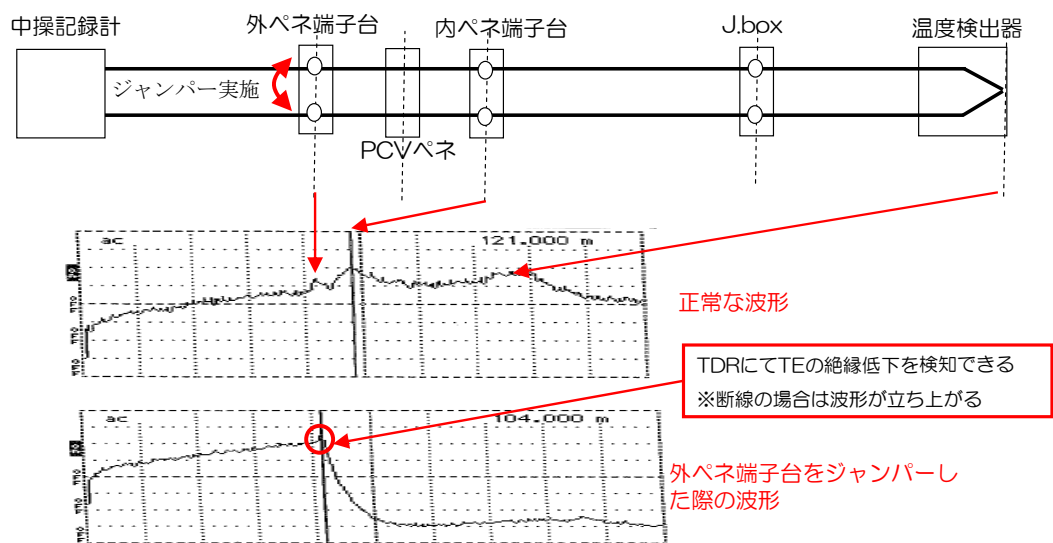


図2. 福島第一5号機 TE-2-3-69F1(スカートジャンクション上部温度)のTDR波形

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

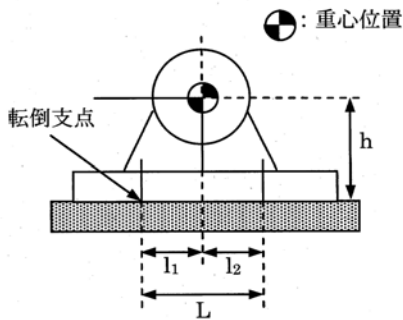
常用高台炉注水ポンプおよび非常用高台炉注水ポンプについては、ポンプユニットを、ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで、転倒防止策を講じている。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、およびトラックが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

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、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 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
- $M_p$  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
- $n_f$  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
- $C_p$  ポンプ振動による震度

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

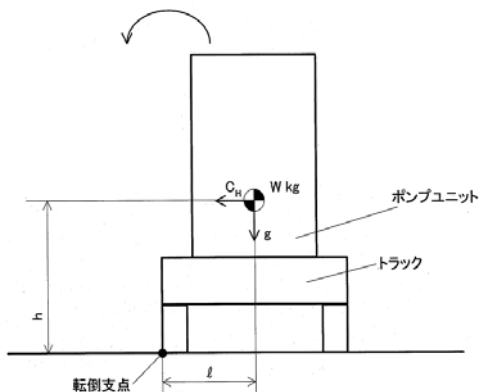
$$\text{ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

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

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

b. トラックの転倒評価

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



- $C_H$  水平方向設計震度
- 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： $M_1 = W \times g \times C_H \times h$

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

### 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、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	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、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、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、ポンプユニット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、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】 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（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、および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。

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

$\sigma_{50}$  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 (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 既設設備の耐震評価結果

原子炉注水系のラインとしては、下表の既設配管を使用していることから、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<sub>A</sub>Sに対する許容値を評価基準値として用いた。その結果、2号機および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号機および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。

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）

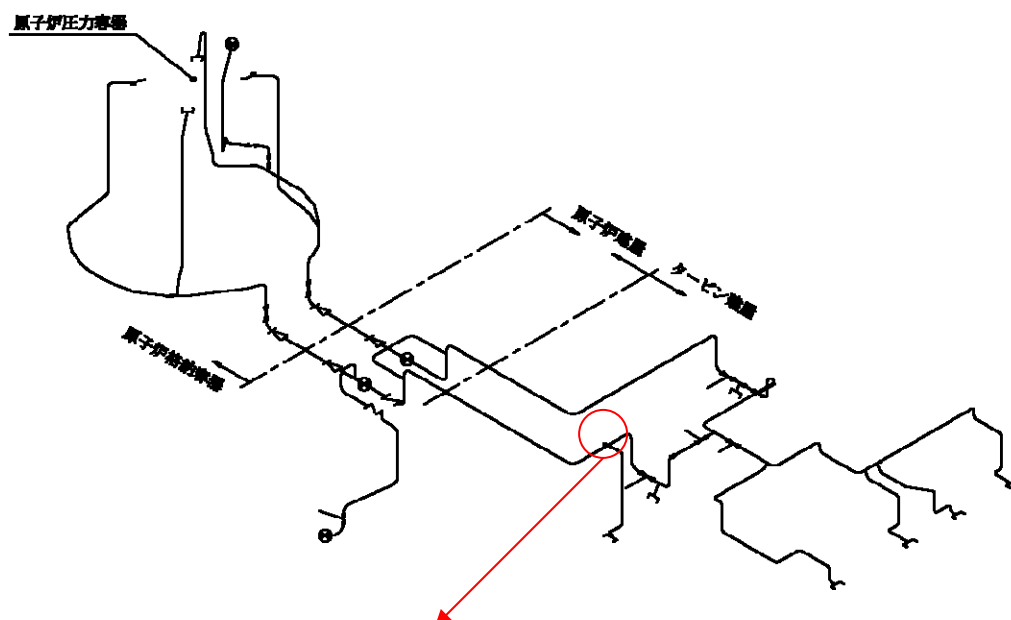
基準地震動 S<sub>s</sub> による地震力に対する既設配管の耐震性評価結果

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

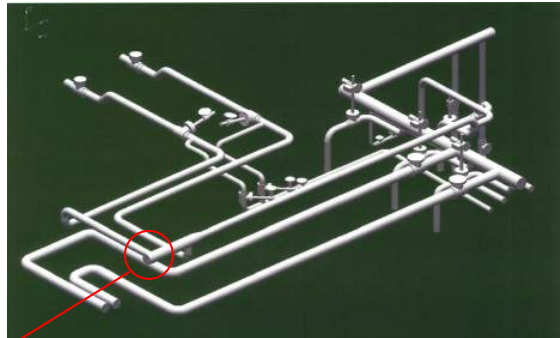
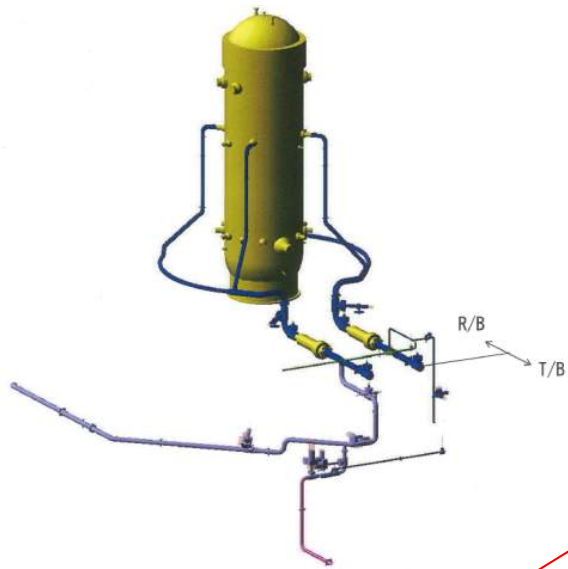
## 2.2 配管支持構造物の点検結果（代表例を記載）

【1号機】

RE-FDW-16R



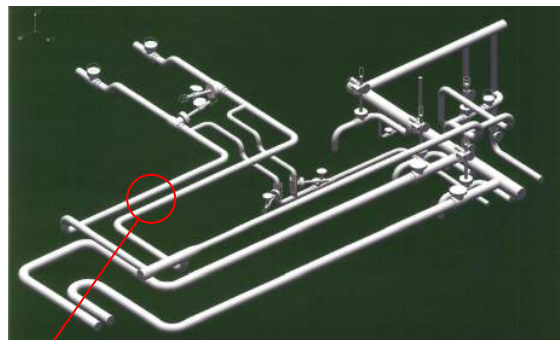
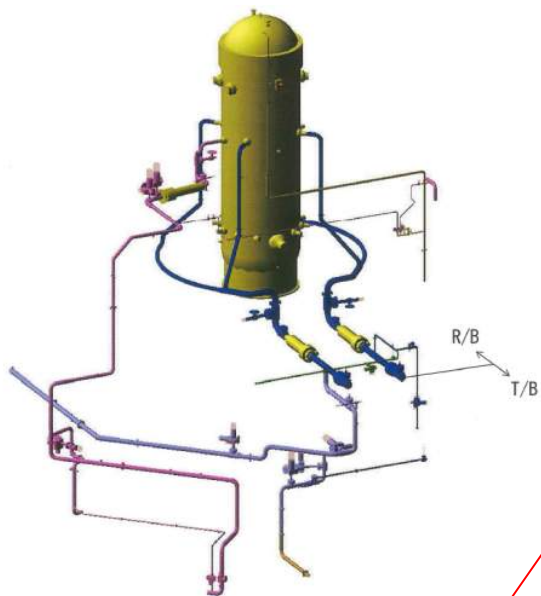
【2号機】  
FDWR5-2





【3号機】

FDWR6-1, FDWR7-1



## 炉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 (RPV) 及び原子炉格納容器 (PCV) 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 40mS/m<sup>1,2)</sup>を超える場合は、塩化物イオン濃度の測定を行う。

## &lt;100ppm の根拠&gt;

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。

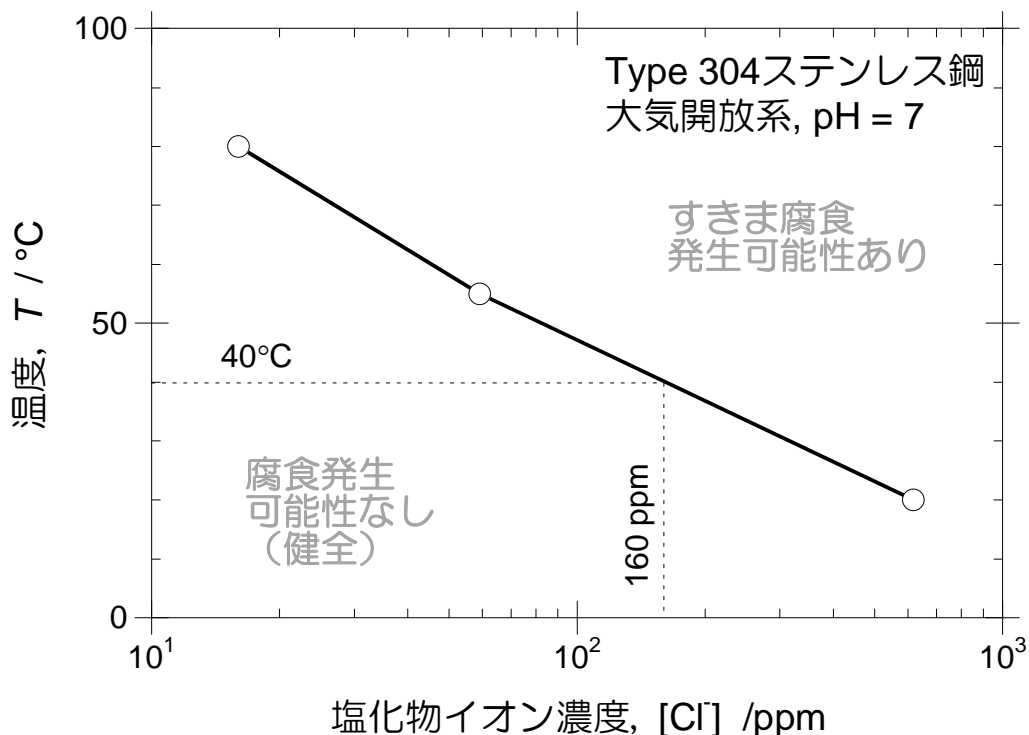


図1 大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ<sup>3,4)</sup>

② 原子炉圧力容器 (RPV) 内及び原子炉格納容器 (PCV) 内

- RPV 及び PCV 内の温度は 80°C 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。<sup>5)</sup>
- 図 2 によれば、80°C、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 RPV や PCV 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。

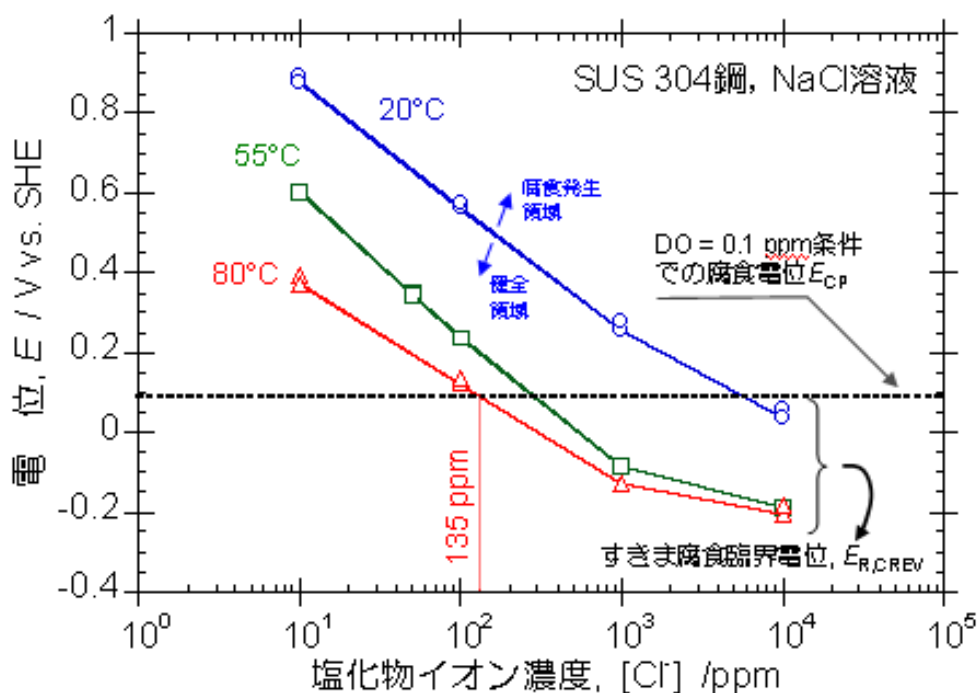


図 2 SUS 304 鋼のすきま腐食臨界電位  $E_{R,CREV}$  と定常腐食電位  $ESP$  との比較による対すきま腐食可使用条件評価<sup>3),6)</sup>

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)

## 異常時に関する説明書で用いる数値の設定根拠

異常時に関する説明書で用いる数値の設定根拠を以下に示す。

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しているため、プラントデータ等についても3号機についての値を用いている。

項目	値	根拠
<b>a.燃料温度評価</b>		
炉心燃料重量	164,000 kg	300kg（チャンネルボックスを含む燃料 1 体の重量）と 548 体（全燃料体数）より算出
炉心燃料比熱	0.4 kJ/(kg-K)	デブリ（U-Zr-O）の代表的な値
炉心燃料崩壊熱	0.88 MWt	10/17 時点の ORIGEN 評価値
上部構造材重量	35,400 kg	スタンドパイプと気水分離器の重量（MAAP 入力値）
上部構造材比熱	0.511 kJ/(kg-K)	上部構造材の主な材料である SUS304 の 400K での物性値
原子炉压力容器胴部重量	85,060 kg	原子炉压力容器胴部厚さ(0.138m)、原子炉压力容器胴部伝熱面積と密度(8,000kg/m <sup>3</sup> )より算出
原子炉压力容器胴部比熱	0.511 kJ/(kg-K)	原子炉压力容器胴部の主たる材料である炭素鋼・低合金鋼の 400K 前後の比熱は SUS304 と近いと見做し、上部構造材比熱に等しいと設定
上部構造材の燃料からの伝熱面積	15.43 m <sup>2</sup>	炉心直径(4.432m)の円形表面積
原子炉压力容器胴部の燃料からの伝熱面積	77.05 m <sup>2</sup>	原子炉压力容器直径(5.57m)、高さ(4.403m：炉心支持板上面から燃料上面まで)の円筒表面積
炉心輻射率 上部構造材輻射率 原子炉压力容器胴部輻射率	0.85	文献（機械工学基礎講座 伝熱学 理工学社）に基づく酸化金属面の代表値
<b>b.核分裂生成物の放出評価</b>		
重力沈降速度	1.65×10 <sup>-5</sup> m/s	粒子直径(0.3 μm：ブラウン拡散沈着と重力沈降の捕集効果が小さくなる値を設定)、物質(CsOH)密度(3,675kg/m <sup>3</sup> )、常温空気を仮定

重力沈降面積	314 m <sup>2</sup>	D/W 球部赤道断面積 (直径 20m)
ブラウン拡散沈着速度	1.3×10 <sup>-5</sup> m/s	粒子直径(0.3 μ m)、拡散境界層厚さ(1×10 <sup>-5</sup> m)、常温空気を仮定
ブラウン拡散沈着面積	14,500 m <sup>2</sup>	D/W シェル表面積(1,500m <sup>2</sup> )と D/W 内部構造物表面積(13,000m <sup>2</sup> )の合計
c.線量影響評価		
内部被ばく線量換算係数	Cs-134: 2.0×10 <sup>-5</sup> mSv/Bq Cs-137: 3.9×10 <sup>-5</sup> mSv/Bq	環境放射線モニタリング指針 (ICRP Publication 72)
呼吸率	R <sub>1</sub> :3.3×10 <sup>-4</sup> m <sup>3</sup> /s (1.2×10 <sup>6</sup> cm <sup>3</sup> /h) R <sub>2</sub> : 2.6×10 <sup>-4</sup> m <sup>3</sup> /s (2.22×10 <sup>7</sup> cm <sup>3</sup> /day)	環境放射線モニタリング指針 (ICRP Publication 71)
沈降速度	0.01 m/s	「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」の沈降速度は、被ばく経路として「地表に沈着蓄積する放射性ヨウ素及び粒子状物質のγ線による外部全身被ばく」を評価する際に使用されているため、粒子状物質としてセシウムを適用
残存割合	0.5	「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」の残存割合を適用*)
再浮遊率	1.0×10 <sup>-5</sup> m <sup>-1</sup>	NUREG/CR-6613

\*) 本指針は、平常運転時の一般公衆に対するものであるが、残存割合 (1年間居住し続ける場合の評価に使用) については、フォールアウトの調査結果を用いており、FPのウェザーリングによる残存効果は、平常運転時と事故時において自然環境に違いがないこと、また本調査結果はセシウムについて行われていることから適用するものとする。

## 注水再開後の注水温度の評価への影響

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。各水温における水の顕熱により除去できる熱量は下表に示すとおりである。

水温	注水流量	顕熱で除去できる熱量
100℃	20m <sup>3</sup> /h	— (基本ケース)
90℃	20m <sup>3</sup> /h	0.23MW
80℃	20m <sup>3</sup> /h	0.47MW
70℃	20m <sup>3</sup> /h	0.70MW
60℃	20m <sup>3</sup> /h	0.93MW

水温 80℃の場合に顕熱で除去できる熱量は 0.47MW であり、これは評価に用いた燃料の崩壊熱 0.88MW (3号機の平成 23 年 10 月 17 日の評価値) の半分程度の値 (約 53%) である。顕熱で崩壊熱の半分程度が除去されるものと考えると、蒸気発生に寄与する熱量は残りの半分程度 (約 47%) となるため、キャリアガスである蒸気発生量についても半分程度となる。この前提では、セシウム放出量や敷地周辺の実効線量についても基本ケースの半分程度になる (シビアアクシデント相当時の実効線量では、基本ケースの約 3.7mSv に対して、約 1.7mSv となる)。

さらに、60℃以下の水温の注水においては、燃料の崩壊熱を顕熱だけで除去できることとなる。この前提においては、燃料の顕熱分の熱量に相当する蒸気だけが放出されることとなり、環境への放射能の放出量評価は大幅に緩和されることとなる。

今回の評価では、燃料位置や冷却状態等についての不確かさを考慮し、水の顕熱による燃料の崩壊熱除去を保守的に考慮せず、注水温度は 100℃とし、注水量に等しい量の蒸気発生があるものとして評価しているが、より現実的な条件での感度評価によって、基本ケースの解析条件の保守性が確認できたものとする。

## 評価対象核種選定の考え方

本評価では、評価対象核種を構造材付着のセシウムとしているが、その考え方の妥当性を以下に示す。

## 1. 燃料から追加放出される核分裂生成物 (FP)

平成 23 年 3 月の事故時には、MAAP 解析において、燃料の最高温度は約 3,000°C 程度、平均温度は 2,500°C 程度に達しているとして評価されている。ある程度揮発性の高い FP は、この高温状態時に既に燃料から放出されているものと考えられるため、今回の評価において追加放出を考慮する必要はない。また、3 月の事故時においても燃料から放出されなかった FP の存在も想定されるが、これらについては、今回の評価結果の範囲である 500°C 程度の燃料温度で放出されるとは考えられない。よって、燃料からの FP の追加放出については考慮しないこととする。

## 2. 既に燃料から放出されている核分裂生成物 (FP)

平成 23 年 3 月の事故時及び事故以降に、既に燃料から放出されている FP については以下のように考えられる。

揮発性の高い希ガスとヨウ素等の短半減期核種については、希ガスは既にほぼ完全に原子炉格納容器から放出されており、また、ヨウ素等の短半減期核種 (ヨウ素 131 の半減期: 約 8 日) は十分減衰している。よって、これらの被ばく評価上の影響はセシウムと比較して無視できると考えられるため、これらについては考慮しないこととする。また、1 号機と 2 号機の原子炉格納容器内ガスの核種分析において、ヨウ素等の短半減期核種は検出限界未満であることが確認されている (表 1, 2 参照)。

本評価においては、希ガスとヨウ素等の短半減期核種以外で揮発性が高く、また、原子炉格納容器内ガスの核種分析において主に検出されている核種であるセシウムを対象核種としている。評価上は、燃料からの輻射熱の影響を受けやすい部位である上部構造材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。

事故時には燃料は高温に達していたことから、燃料から放出されたセシウムの大部分は蒸気流により上昇し、原子炉压力容器内及び圧力抑制室内に移行したものと考えられる。MAAP 解析においても、セシウムの大部分は原子炉压力容器内及び圧力抑制室内に移行し、原子炉压力容器内のほぼ全てのセシウムが上部構造材等に付着し、炉心溶融物にセシウムは存在していないと評価されている (表 3, 4 参照)。事故以降においても、原子炉压力容器内では継続した蒸気の上昇流が生じていたと考えられることから、上部構造材に付着したセシウムは、燃料に落下することはないと考えられる。また、沈着した FP の再浮遊に関する実験<sup>1)</sup>から、気相の流速が 20m/s 程度では再浮遊が発生しない結果が得られており、保守的に事故直後の崩壊熱から計算される最大蒸気発生量 (約 360,000m<sup>3</sup>/h) を仮定しても、シ

<sup>1)</sup> JRC, "ASTTEC V1.3 Code Assessment on the STORM Aerosols Mechanical Resuspension Tests", EUR 23233 EN-2008.

クラウド（断面積約 15m<sup>2</sup>）を通過する場合の蒸気の流速は約 6.6m/s であることから、上部構造材に付着したセシウムが再浮遊することはない。よって、セシウムの燃料への付着は考慮しないこととする。

セシウム以外の比較的半減期の長い揮発性の FP についても、構造材の温度上昇に伴い、環境に放出される可能性が考えられる。これについては NUREG/CR-6119 の相関式による評価結果である核種毎の温度と飽和蒸気圧の関係（図 1 参照）に示すように、他核種の温度に対する飽和蒸気圧はセシウムと比較して数桁程度低くなっており、評価上の影響は小さく、セシウムで代表して評価することは妥当であると考えられる。

表 1 原子炉格納容器内の気体のサンプリング結果について（1号機）  
(Bq/cm<sup>3</sup>)

核種（半減期）	仮設ガスサンプリング装置(バイアル瓶)	
	平成 23 年 7 月 29 日	平成 23 年 9 月 14 日
I-131(約 8 日)	N. D.	N. D.
Cs-134(約 2 年)	1.7×10 <sup>1</sup>	3.4×10 <sup>0</sup> *)
Cs-137(約 30 年)	2.0×10 <sup>1</sup>	4.5×10 <sup>0</sup> *)
Kr-85(約 11 年)	N. D.	N. D.
Xe-131m(約 12 日)	N. D.	N. D.
Xe-133(約 5 日)	N. D.	N. D.
Xe-135(約 9 時間)	N. D.	N. D.

N. D. : 検出限界未満

\*) 採取 3 回分の平均値



表2 原子炉格納容器内の気体のサンプリング結果について (2号機)

(Bq/cm<sup>3</sup>)

核種 (半減期)	仮設ガスサンプリング装置 (バイアル瓶)	原子炉格納容器ガス管理設備(バイアル瓶(入口側))					
	平成23年 8月9日	平成23年 10月28日	平成23年 11月2日	平成23年 11月9日	平成23年 11月14日	平成23年 11月16日	平成23年 11月22日
I-131 (約8日)	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.
Cs-134 (約2年)	$8.2 \times 10^{-1}$ *)	$1.1 \times 10^0$	$8.4 \times 10^{-1}$	N. D.	$5.8 \times 10^{-1}$	N. D.	N. D.
Cs-137 (約30年)	$8.3 \times 10^{-1}$ *)	$1.7 \times 10^0$	$9.6 \times 10^{-1}$	N. D.	$8.1 \times 10^{-1}$	N. D.	$5.0 \times 10^{-1}$
Kr-85 (約11年)	$7.5 \times 10^1$ *)	N. D.	N. D.	$8.8 \times 10^1$	N. D.	$7.5 \times 10^2$	$4.4 \times 10^1$
Xe-131m (約12日)	$4.2 \times 10^1$ *)	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.
Xe-133 (約5日)	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.
Xe-135 (約9時間)	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.

N. D. : 検出限界未満

\*) 採取3回分の平均値

注) 原子炉格納容器ガス管理設備のチャコールフィルタにおけるサンプリング結果では、短半減期核種 (Xe-133、Xe-135) が  $10^{-2}$  Bq/cm<sup>3</sup> オーダーで僅かに検出されているが、これは自発核分裂より発生しているものと考えられており、事故時に燃料から放出されたものではない。

表 3 セシウム (CsOH) の存在割合 (MAAP 解析結果)

	ケース【その 1】 <sup>2)</sup>	ケース【その 2】 <sup>2)</sup>
原子炉压力容器内 (内訳は表 2 参照)	51%	44%
原子炉格納容器内	1%	1%
圧力抑制室内	48%	55%
原子炉格納容器外	0%	0%

表 4 セシウム (CsOH) の原子炉压力容器内の存在割合 (MAAP 解析結果)

	ケース【その 1】 <sup>2)</sup>	ケース【その 2】 <sup>2)</sup>
気相中	0%	0%
沈着(気水分離器、蒸気乾燥器、シュ ラウドヘッド、原子炉压力容器上部)	74%	100%
液相中	0%	0%
炉心溶融物	0%	0%
健全燃料	26% <sup>*)</sup>	— (健全燃料なし)

\*) 解析上、健全燃料内のセシウムの一部が、CsOH の化合物の形態をとるものと仮定

2) 平成 23 年 5 月 23 日に公表した 3 号機の炉心の状態の推定に用いた MAAP 解析におけるケース【その 1】、ケース【その 2】と同様の解析ケースである。

ケース【その 1】：原子炉水位の解析値を実機の計測値(燃料域の中間程度)にあわせるよう、注水量を仮定(注水量：13.2t/h(3/14 1:10 以前、6.6t/h(3/14 3:20 以降))

ケース【その 2】：水位計が正確な水位を示しておらず、原子炉水位は燃料域内において維持できていないものとして、水位の解析値が燃料域以下程度を維持するよう、注水量を仮定(注水量：6.6t/h(3/14 1:10 以前)、3.3t/h(3/14 3:20 以降))

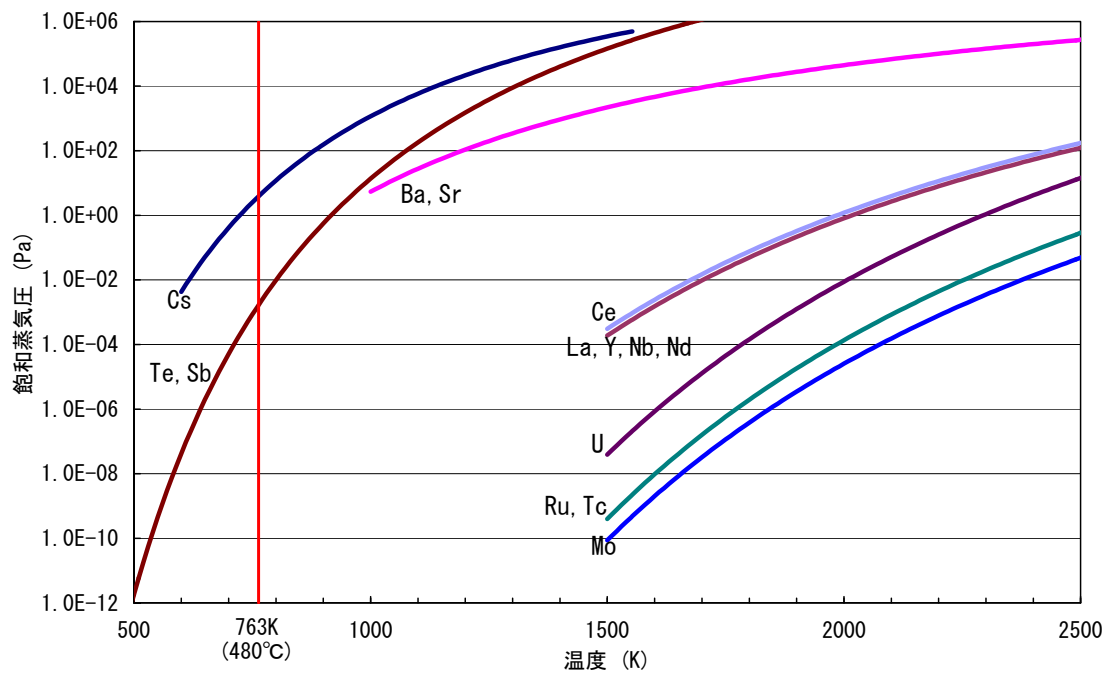


图1 F P 飽和蒸気圧

## 原子炉圧力容器内温度評価モデルによる炉内燃料温度の推定

## 1. はじめに

原子炉圧力容器 (RPV) 内温度評価モデルを整備し、ヒートバランス評価を実施することによって、RPV 内の炉心部や構造材の温度推定を実施した。評価に際して不確かさのある入力データについては、パラメータとして範囲を設定し、また、過去の測定データを再現評価して推定することによって評価を実施した。

## 2. RPV 内温度評価モデル

## 2.1 モデルの概要

本評価モデルの体系を図 1 に示す。冠水領域と露出領域の燃料を発熱体とし、熱を伝える構造物として上部構造材、炉心シュラウド、RPV 上部壁及び側壁を模擬している。図中では注水系からの冷却材の流れを実線で、露出領域の炉心で発生した熱の流れを点線で示した。

本評価モデルでは、燃料は下部プレナムで冠水している領域、通常時の炉心燃料域付近で露出している領域、及び原子炉格納容器 (PCV) へ落下している領域で発熱することを模擬しており、PCV へ落下した燃料から発生する熱は RPV 内の蒸気生成に寄与しないものとしている。燃料の冷却については、給水系と炉心スプレイ (CS) 系の 2 系統による注水を考慮したモデルとなっている。

給水系からの注水は下部プレナムを経由して冠水領域で温められて飽和蒸気となり、露出炉心領域で更に温められ、燃料表面と同じ温度の過熱蒸気となるモデルとしている。一方、CS 系からの注水は炉心上部の過熱蒸気を凝縮する効果があると考えられるが、ここでは凝縮による除熱の効果分を露出炉心の発熱から減ずることで模擬した。露出炉心で加熱された CS 系の水の一部は蒸気となって炉心シュラウドと上部構造材へ熱が伝わり、残りは下部プレナムへ流れ落ち、冠水領域における蒸気生成に反映される。

露出炉心の冷却は、冠水炉心領域から発生した飽和蒸気による熱伝達、上部構造材及び炉心シュラウドへの輻射熱伝達を考える。過熱蒸気及び上部構造材へ伝えられた熱は蒸気単相の自然対流熱伝達及び輻射により RPV 上部壁へ伝わり、RPV 上部壁における熱伝導を介してドライウエルへ自然対流熱伝達により除熱される。炉心シュラウドへ伝わった熱については、炉心シュラウドでの熱伝導、炉心シュラウドから RPV 側壁への輻射熱伝達、RPV 側壁での熱伝導を介してドライウエルへ自然対流熱伝達により除熱される。

上述の考え方に基づく熱バランス式を解くことにより、本評価モデルを用いて露出炉心温度や RPV 内各部の温度を算出することが可能となる。

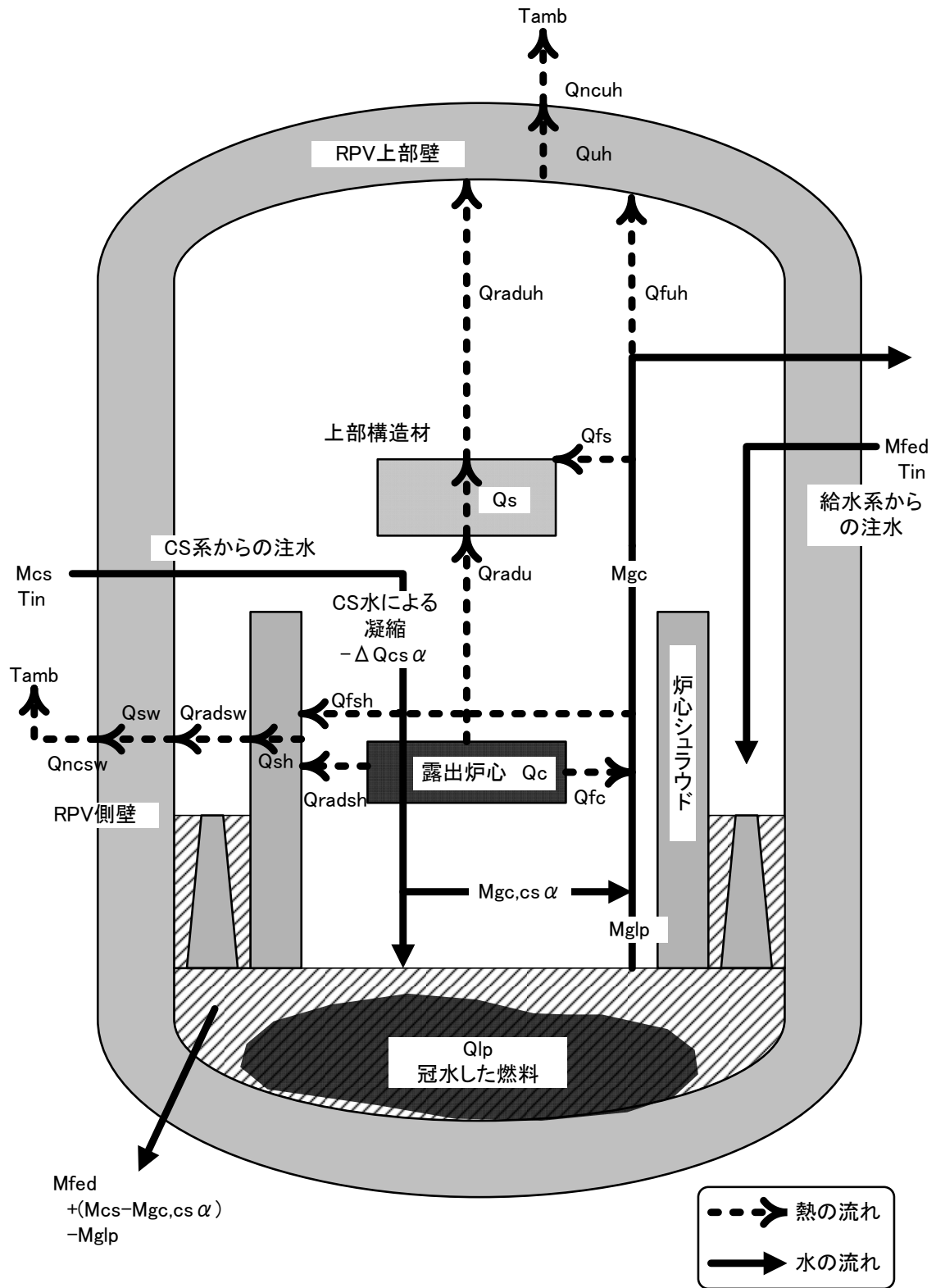


図1 RPV内温度評価モデルの概念図

## 2.2 RPV 内温度評価モデルの手法

### 2.2.1 熱バランス式

評価に用いる熱バランス式を以下に示す。

露出炉心の熱バランス式

$$Q'_c = Q_{radsh} + Q_{radu} + Q_{fc} \quad (\text{Eq.1})$$

$Q'_c$  露出炉心の発熱量 (CS 系の注水を考慮)  
 $Q_{radsh}$  露出炉心から炉心シュラウド壁への輻射伝熱量  
 $Q_{radu}$  露出炉心から上部構造材下面への輻射伝熱量  
 $Q_{fc}$  露出炉心を通過する蒸気が受け取る熱量

露出炉心から RPV 上部壁への熱バランス式

$$Q_{ncuh} = Q_{uh} = Q_{raduh} + Q_{fuh} \quad (\text{Eq.2})$$

$$Q_{raduh} = Q_s = Q_{radu} + Q_{fs} \quad (\text{Eq.3})$$

$Q_{ncuh}$  RPV 上部壁外面から D/W 雰囲気への伝熱量  
 $Q_{uh}$  RPV 上部壁内面から外面への伝熱量  
 $Q_{raduh}$  上部構造材から RPV 上部壁内面への輻射伝熱量  
 $Q_{fuh}$  上部構造材を通過する蒸気から RPV 上部壁内面への伝熱量  
 $Q_s$  上部構造物下面から上面への伝熱量  
 $Q_{fs}$  露出炉心を通過する蒸気による上部構造材への伝熱量

露出炉心から RPV 側壁への熱バランス式

$$Q_{ncsw} = Q_{sw} = Q_{radsw} = Q_{sh} = Q_{radsh} + Q_{fsh} \quad (\text{Eq.4})$$

$Q_{ncsw}$  RPV 側壁外面から D/W 雰囲気への伝熱量  
 $Q_{sw}$  RPV 側壁内面から外面への伝熱量  
 $Q_{radsw}$  炉心シュラウド壁外面から RPV 側壁内面への輻射伝熱量  
 $Q_{sh}$  炉心シュラウド壁内面から外面への伝熱量  
 $Q_{fsh}$  露出炉心の蒸気から炉心シュラウド壁への伝熱量

### 2.2.2 蒸気発生量と露出炉心の発熱量

本評価モデルでは、燃料は下部プレナムで冠水している領域、通常時の炉心燃料域付近で露出している領域、及び原子炉格納容器 (PCV) へ落下している領域で発熱することを模擬している。また、PCV へ落下した燃料から発生する熱は RPV 内の蒸気生成に寄与しないものとしている。各領域の発熱量は下式で表される。

$$Q_d = Q_c + Q_{lp} + Q_{pcv} \quad (\text{Eq.5})$$

$$Q_{lp} = X_f Q_d \quad (\text{Eq.6})$$

$$Q_{pcv} = X_s Q_d \quad (\text{Eq.7})$$

$$Q_c = (1 - X_f - X_s)Q_d \quad (\text{Eq.8})$$

$Q_d$	燃料の崩壊熱
$Q_c$	露出燃料の発熱量
$Q_{lp}$	冠水燃料の発熱量
$Q_{pcv}$	PCV へ落下した燃料の発熱量
$X_f$	冠水領域にある燃料の割合
$X_s$	PCV へ落下した燃料の割合 (PCV 落下割合)

給水系からの注水と CS 系からの注水の混合水は、下部プレナムの冠水領域で温められ、蒸気が生成される。下部プレナムにおける蒸気発生量は以下の式により算出する。

$$M_{glp} = \frac{Q_{lp} - (1 - \chi_{wl}) \{ M_{fed} C_{pw} (T_{sat} - T_{in}) + \Delta Q_{lcsa} \}}{\Delta h_{fg}} \quad (\text{Eq.9})$$

$M_{glp}$	下部プレナムにおける蒸気発生量
$\chi_{wl}$	除熱に寄与しない注水割合 (水リーク割合)
$M_{fed}$	給水系からの注水量
$C_{pw}$	水の比熱
$T_{sat}$	飽和温度
$T_{in}$	注水温度
$\Delta Q_{lcsa}$	下部プレナムへ流れた CS 系注水が飽和水となるのに必要な熱量
$\Delta h_{fg}$	潜熱

露出燃料を通過する蒸気量は、下部プレナムにおける蒸気発生量と露出炉心における CS 系注水の蒸発量の和で表される。

$$M_{gc} = M_{glp} + M_{gc,csa} \quad (\text{Eq.10})$$

$M_{gc}$	露出燃料を通過する蒸気量
$M_{gc,csa}$	露出燃料における CS 系注水の蒸発量

露出燃料の発熱量は、CS 系注水の一部の割合が過熱蒸気の凝縮に直接寄与するものとし、その除熱効果の分だけ露出燃料の発熱量から減少させるモデルとしている。これらのモデルの考え方について以下に記す。

CS 系注水を考慮した露出燃料の発熱量  $Q_c'$  は下式により表す。 $Q_1$  が  $Q_c$  よりも大きい場合は、露出燃料が CS 系注水により全て冷却できていることを意味する。

$$Q_c' = \begin{cases} 0 & (Q_1 > Q_c) \\ Q_c - Q_1 & (Q_1 \leq Q_c) \end{cases} \quad (\text{Eq.11})$$

$$Q_1 = \alpha M_{cs} \{ \Delta h_{fg} + C_{pw} (T_{sat} - T_{in}) \} \quad (\text{Eq.12})$$

$Q_1$  除熱に寄与する CS 系注水が飽和蒸気となるのに必要な熱量  
 $A$  CS 系による露出炉心直接冷却率 (CS 有効寄与割合)  
 $M_{cs}$  CS 系からの注水量

次に、凝縮に寄与した CS 系注水が下部プレナムへ流れ落ちる温度は下式により表す。CS 系注水が飽和温度となるのに必要な熱量  $Q_2$  よりも、CS 系注水が露出炉心から受け取った熱量が大きい場合には飽和水として、そうでない場合はサブクール水として下部プレナムへ流れ落ちることを意味する。

$$T_{lcs} = \begin{cases} T_{sat} & (Q_c - Q'_c \geq Q_2) \\ T_{in} + \frac{\Delta Q_{cs\alpha}}{\alpha M_{cs} C_{pw}} & (Q_c - Q'_c < Q_2) \end{cases} \quad (\text{Eq.13})$$

$$Q_2 = \alpha M_{cs} C_{pw} (T_{sat} - T_{in}) \quad (\text{Eq.14})$$

$T_{lcs}$  下部プレナムへ流れ落ちる CS 系注水の温度  
 $Q_2$  CS 系注水が飽和水となるのに必要な熱量

CS 系注水による露出炉心の除熱によって生成される蒸気量は、

$$M_{gc,cs\alpha} = \frac{(Q_c - Q'_c) - \alpha M_{cs} C_{pw} (T_{lcs} - T_{in})}{\Delta h_{fg}} \quad (\text{Eq.15})$$

と表すことができる。

一方、下部プレナムへ流れ落ちる CS 系注水は、露出炉心の冷却に寄与した分（蒸気生成された量を除く）と寄与しなかった分の合計であり、この水が飽和水となるのに必要な熱量  $\Delta Q_{lcs\alpha}$  は下式で表すことができる。

$$\Delta Q_{lcs\alpha} = (\alpha M_{cs} - M_{gc,cs\alpha}) C_{pw} (T_{sat} - T_{lcs}) + (1 - \alpha) M_{cs} C_{pw} (T_{sat} - T_{in}) \quad (\text{Eq.16})$$

### 2.2.3 露出炉心から RPV 上部壁への伝熱

露出炉心の発熱量と通過した蒸気が受け取った熱量  $Q_{fc}$  は以下の関係式で表される。

$$Q_{fc} = M_{gc} C_{pg} (T_c - T_{sat}) \quad (\text{Eq.17})$$

$C_{pg}$  蒸気の比熱  
 $T_c$  露出炉心で加熱された蒸気温度 (露出炉心の燃料表面温度)

露出炉心で加熱された過熱蒸気から上部構造材への伝熱量  $Q_{fs}$  は下式で表す。

$$Q_{fs} = M_{gc} C_{pg} (T_{co} - T_{st}) \quad (\text{Eq.18})$$

$T_{co}$  炉心シュラウド壁への伝熱を考慮した露出炉心の蒸気温度  
 $T_{st}$  上部構造材の上面の温度



上部構造材における、露出炉心から上部構造材下面への輻射熱伝達量  $Q_{radu}$ 、及び下面から上面への熱伝導による伝熱量  $Q_s$  は下式にて表すことができる。

$$Q_{radu} = A_{ct} \frac{1}{\frac{1}{\epsilon_c} + \frac{1}{\epsilon_s} - 1} \sigma (T_c^4 - T_{sb}^4) \quad (\text{Eq.19})$$

$$Q_s = A_s \lambda_s \frac{T_{sb} - T_{st}}{\delta_s} \quad (\text{Eq.20})$$

$A_{ct}$	露出炉心の上部投影面積
$\epsilon_c$	炉心の輻射率
$\epsilon_s$	上部構造材の輻射率
$\sigma$	ステファン-ボルツマン定数
$T_{sb}$	上部構造材下面温度
$A_s$	上部構造材の伝熱面積
$\lambda_s$	上部構造材の熱伝導率
$T_{st}$	上部構造材上面温度
$\delta_s$	上部構造材の厚さ

上部構造材から RPV 上部壁への伝熱については、上部構造材からの輻射と上部構造材を通過する蒸気による熱伝達を考える。輻射による伝熱量  $Q_{raduh}$  は下式で表される。

$$Q_{raduh} = A_s \frac{1}{\frac{1}{\epsilon_s} + \frac{1}{\epsilon_{uh}} - 1} \sigma (T_{st}^4 - T_{uhin}^4) \quad (\text{Eq.21})$$

$\epsilon_{uh}$	RPV 上部壁の輻射率
$T_{uhin}$	RPV 上部壁の内面温度

上部構造材を通過する蒸気温度  $T_{uh,g}$  については、以下の2つの熱バランス  $Q_{fuh}$  により求める。それぞれ蒸気と RPV 上部壁の熱バランス式と蒸気が上部構造材を通過した際の熱バランス式である。

$$Q_{fuh} = A_{uh} h_{uhin} (T_{uh,g} - T_{uhin}) \quad (\text{Eq.22})$$

$$Q_{fuh} = M_{gc} C_{pg} (T_{st} - T_{uh,g}) \quad (\text{Eq.23})$$

$A_{uh}$	RPV 上部壁の伝熱面積
$h_{uhin}$	RPV 上部壁の熱伝達係数

RPV からドライウェル雰囲気までの熱バランスについては、RPV 上部壁内面から外面への熱伝導  $Q_{uh}$ 、RPV 上部壁外面から D/W 雰囲気への熱伝達  $Q_{ncuh}$  を考える。

$$Q_{uh} = A_{uh} \lambda_{uh} \frac{T_{uhin} - T_{uho}}{\delta_{uh}} \quad (\text{Eq.24})$$

$$Q_{ncuh} = A_{uh} h_{nc} (T_{uho} - T_{amb}) \quad (\text{Eq.25})$$

$\lambda_{uh}$	RPV 上部壁の熱伝導率
$T_{uho}$	RPV 上部壁の外面温度
$\delta_{uho}$	RPV 上部壁の厚さ
$h_{nc}$	自然対流熱伝達係数
$T_{amb}$	D/W 雰囲気温度

## 2.2.4 露出炉心から RPV 側壁への伝熱

炉内の蒸気と炉心シュラウド壁内面への熱伝達については、以下の熱バランス式により求める。それぞれ炉内蒸気と炉心シュラウド壁内面の熱バランス式、露出炉心を通じた蒸気が除熱される際の熱バランス式である。

$$Q_{fsh} = A_{sh} h_{shin} (T_{co} - T_{shin}) \quad (\text{Eq.26})$$

$$Q_{fsh} = M_{gc} C_{pg} (T_c - T_{co}) \quad (\text{Eq.27})$$

$A_{sh}$	炉心シュラウド壁の伝熱面積
$h_{shin}$	炉心シュラウド壁の熱伝達係数
$T_{co}$	炉内蒸気温度
$T_{shin}$	炉心シュラウド壁の内面温度

露出炉心から炉心シュラウド壁内面への輻射による伝熱量  $Q_{radsh}$  は下式で表される。

$$Q_{radsh} = A_{cs} \frac{1}{\frac{1}{\varepsilon_c} + \frac{1}{\varepsilon_{sh}} - 1} \sigma (T_c^4 - T_{shin}^4) \quad (\text{Eq.28})$$

$A_{cs}$	露出炉心の側壁面積
$\varepsilon_{sh}$	炉心シュラウド壁の輻射率

炉心シュラウド壁内面からドライウエル雰囲気への熱移行は、炉心シュラウド壁内面から炉心シュラウド壁外面への熱伝導  $Q_{sh}$ 、炉心シュラウド壁外面から RPV 側壁内面への輻射  $Q_{radsw}$ 、RPV 側壁内面から外面への熱伝導  $Q_{sw}$ 、RPV 側壁外面から D/W 雰囲気への熱伝達  $Q_{ncsw}$  を考える。

$$Q_{sh} = A_{sh} \lambda_{sh} \frac{T_{shin} - T_{sho}}{\delta_{sh}} \quad (\text{Eq.29})$$

$$Q_{radsw} = A_{sh} \frac{1}{\frac{1}{\varepsilon_{sh}} + \frac{1}{\varepsilon_{sw}} - 1} \sigma (T_{sho}^4 - T_{swin}^4) \quad (\text{Eq.30})$$

$$Q_{sw} = A_{sw} \lambda_{sw} \frac{T_{swin} - T_{swo}}{\delta_{sw}} \quad (\text{Eq.31})$$

$$Q_{ncsw} = A_{sw} h_{nc} (T_{swo} - T_{amb}) \quad (\text{Eq.32})$$

$\lambda_{sh}$	炉心シュラウド壁の熱伝導率
$T_{sho}$	炉心シュラウド壁の外面温度
$\delta_{sho}$	炉心シュラウド壁の厚さ
$\varepsilon_{sw}$	RPV 側壁の輻射率、
$T_{swin}$	RPV 側壁の内面温度
$A_{sw}$	RPV 側壁の伝熱面積
$\lambda_{sw}$	RPV 側壁の熱伝導率
$T_{swo}$	RPV 側壁の外面温度
$\delta_{sw}$	RPV 側壁の厚さ

### 3. 炉内燃料デブリ状況の推定

上述の RPV 内温度評価モデルを用いて、過去の計測データを再現することで、炉内燃料デブリの分布状況を推定し、得られた炉内状況の推定結果から 2011/10/10 現在の RPV 内部の温度分布について評価した。評価プラントについては、異常時の評価における対象プラントである 3 号機としている。

#### 3.1 評価ポイント（日時）と評価温度の選定

炉内状況を再現評価する過去の評価ポイントについては、本評価モデルが静的熱バランスマデルに基づいていることから、炉注水の水量変更等によってプラントパラメータが大きく変動していない安定したポイントを選定した。また、CS 系注水の効果を確認するため、CS 系注水開始後のポイントも合わせて選定した。

図 2 の温度推移を参考に、CS 系注水開始前のポイントとして 8 月 12 日と 8 月 30 日を、CS 系注水開始後のポイントとして 9 月 12 日を選定した。

温度計については、図 2 の 8 月から 9 月上旬にかけて RPV 周辺温度の中で最も高い温度を示している RPV 胴フランジを選定し、RPV 上部表面温度（RPV 上部壁の外面温度）として再現評価に用いた。RPV 上部表面温度を高く設定することは、露出炉心割合を大きく見積もり、保守的な結果を与えることとなる。また、D/W 雰囲気温度としては、安定した推移を示している D/W HVH 戻り温度を選定した。

#### 3.2 露出炉心割合（非冠水部）及び CS 有効寄与割合の推定

図 3-1～図 3-6 に PCV 落下割合と露出炉心割合に対する RPV 上部表面温度の感度評価結果を示す。水リーク割合を 20%、40%、60%とした場合の 8 月 12 日と 8 月 30 日についての評価結果である。PCV 落下割合については、0%、20%、40%、60%として感度評価を実施している。

図 3-1～図 3-6 から、当該日の RPV 上部表面温度に対応する露出炉心割合の推定範囲として、8 月 12 日で 0.008～0.030、8 月 30 日で 0.009～0.031 という結果が得られる。

次に、CS 有効寄与割合（CS 系による露出炉心直接冷却率）について、上記で得られたパラメータ（水リーク割合、PCV 落下割合、露出炉心割合）の値を用いて、9 月 12 日の RPV 上部表面温度を再現することにより求めた。結果は 0.002～0.011 である。

下表に推定結果をまとめる。

パラメータと想定範囲		推定結果		
		露出炉心割合（非冠水部）		CS 有効寄与割合
		8 月 12 日	8 月 30 日	9 月 12 日
水リーク割合	20～60%	0.008～0.030	0.009～0.031	0.002～0.011
PCV 落下割合	0～60%			

### 3.3 10月10日時点の炉心状況推定

3.2 で得られた各パラメータの値を用いて、10月10日時点の各部位の温度の評価を実施した。評価結果を下表に示すが、RPV 上部表面温度は 71.2～81.8℃であり、実測値の 71.1℃と概ね良く一致した結果が得られており、また、露出炉心の燃料表面温度の評価結果は 72.7～97.9℃である。

パラメータと想定範囲		評価結果		
		RPV 上部 表面温度	露出炉心の燃料 表面温度	上部構造材の 温度
水リーク割合	20～60%	71.2～81.8℃ (実測 71.1℃)	72.7～97.9℃	71.4～89.0℃
PCV 落下割合	0～60%			
露出炉心割合 (非冠水部)	0.008～0.031			
CS 有効寄与割合	0.002～0.011			

### 4. まとめ

RPV 内温度評価モデルによるヒートバランス評価を実施した結果、10月10日時点の炉心状況として、燃料の非冠水部（露出炉心割合）は3%程度以下と少量であり、この非冠水部の燃料表面温度は 100℃以下という評価結果が得られた。RPV 上部表面温度と上部構造材温度についても評価結果は 100℃以下であり、また、RPV 上部表面温度については評価値と概ね一致した結果が得られている。

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、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が、今回の評価では、この推定を支持する結果が得られたものと考えられる。

以上

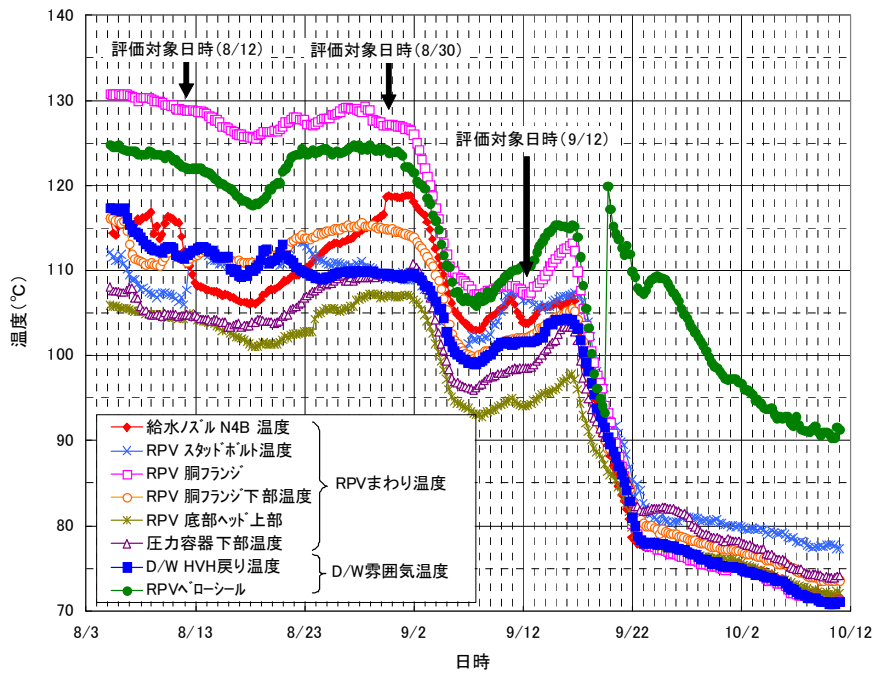


図2 RPVまわり温度とD/W雰囲気温度の推移 (3号機)

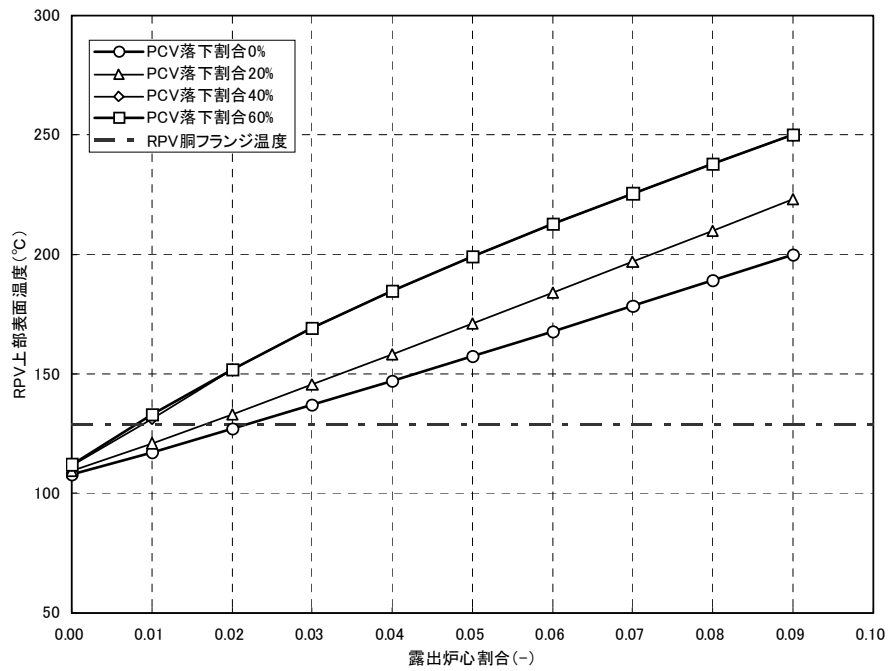


図3-1 露出炉心割合/PCV落下割合とRPV上部表面温度  
(3号機、8月12日、水リーク割合20%)

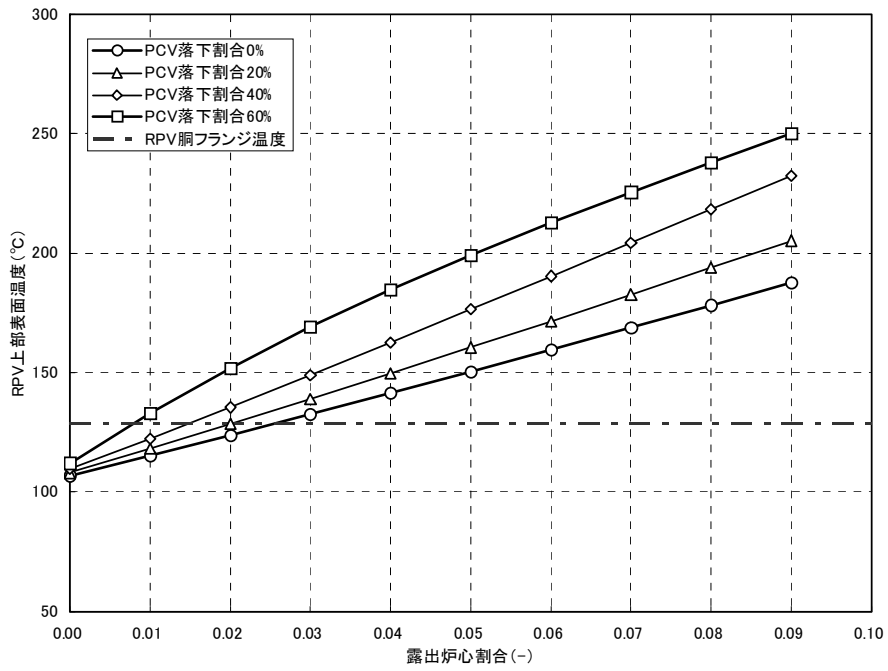


図 3-2 露出炉心割合/PCV 落下割合と RPV 上部表面温度  
(3号機、8月12日、水リーク割合40%)

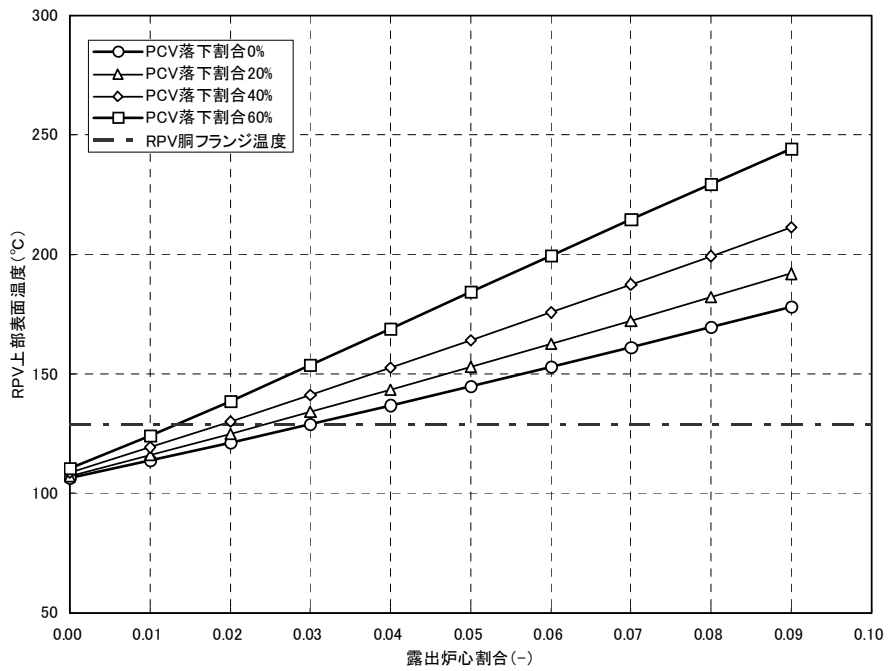


図 3-3 露出炉心割合/PCV 落下割合と RPV 上部表面温度  
(3号機、8月12日、水リーク割合60%)

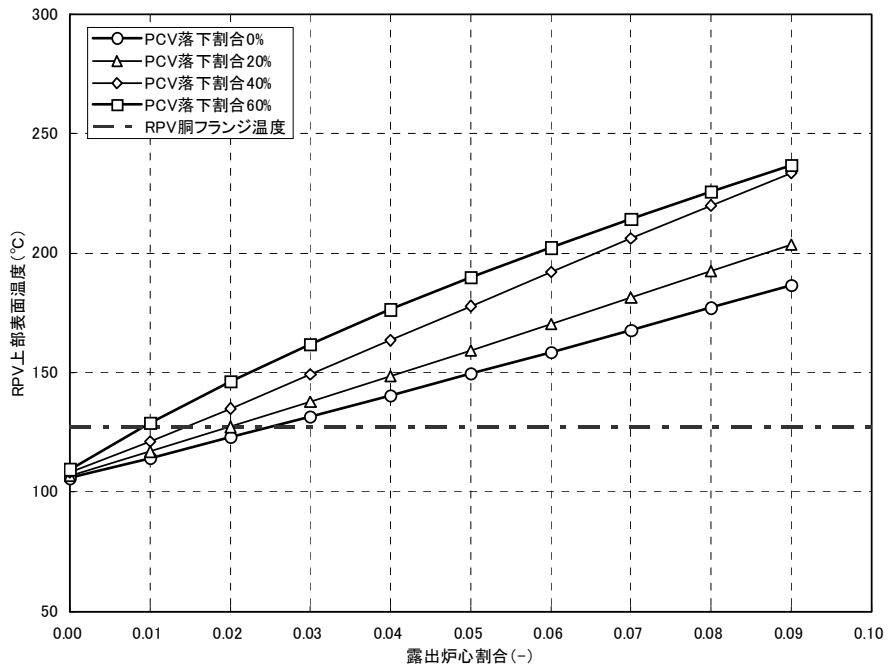


図 3-4 露出炉心割合/PCV 落下割合と RPV 上部表面温度  
(3号機、8月30日、水リーク割合 20%)

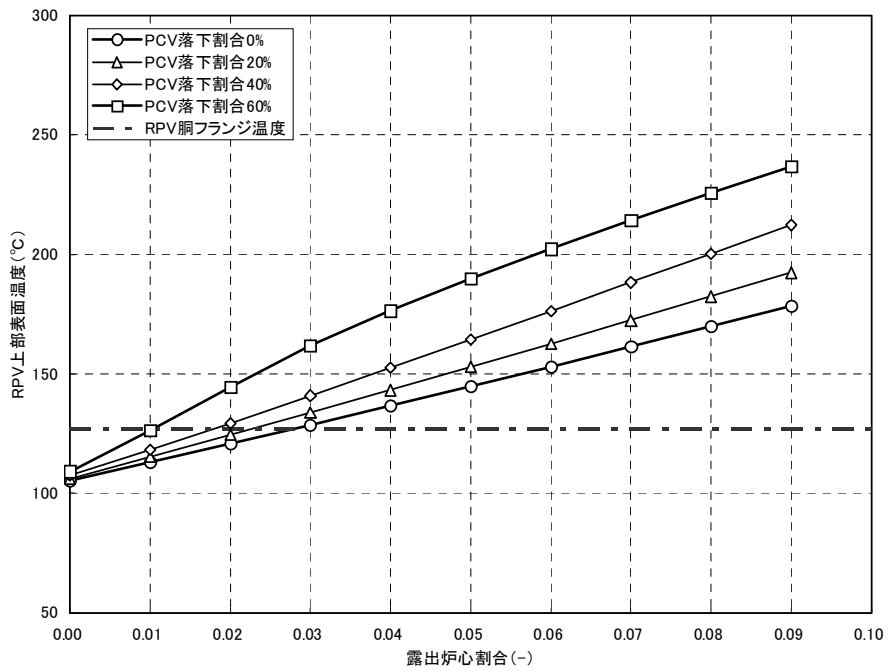


図 3-5 露出炉心割合/PCV 落下割合と RPV 上部表面温度  
(3号機、8月30日、水リーク割合 40%)



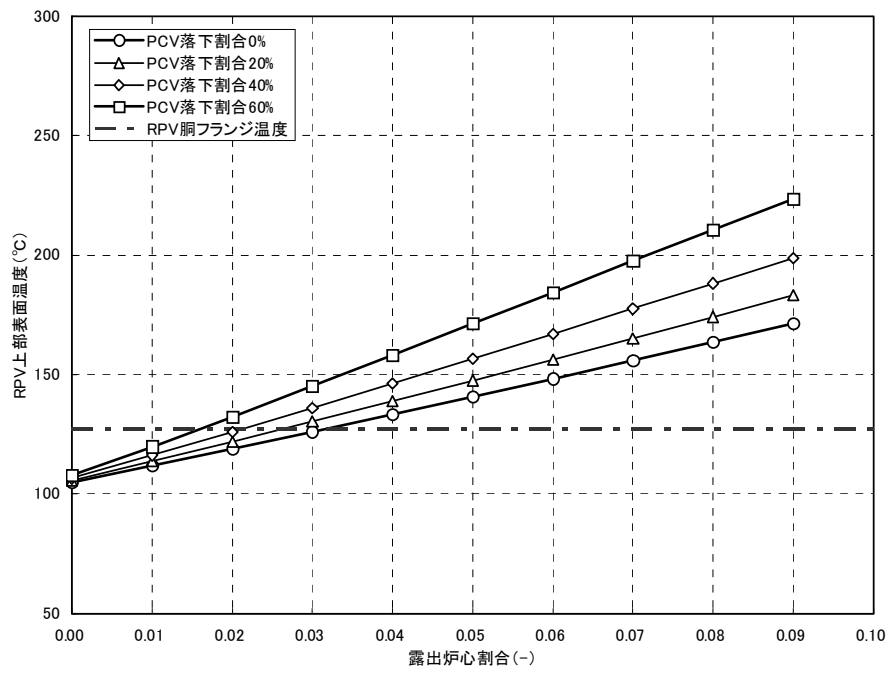


図 3-6 露出炉心割合/PCV 落下割合と RPV 上部表面温度  
(3号機、8月30日、水リーク割合 60%)

## 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. 評価手法

(1) 計算コードは QAD-CGGP2R を用い、評価点としては中心位置で水面上高さ 1m の地点とする。

(2) 各建屋の滞留水の貯蔵量は、下表のとおり海洋への放りリスクの高まる水位とする。

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				

(3) 対象核種は、現段階では作業環境に影響を及ぼす Cs-134, Cs-137 とする。

過去にはγ線放出核種測定では Cs-134, Cs-137 以外に I-131（半減期：8日）が検出されているが、現在では時間減衰により消滅しており被ばくへの影響は無視できるものである。Cs-134, Cs-137 の放射能濃度は、測定結果を踏まえて下表のとおりとする。

	Cs-134	Cs-137
滞留水の放射能濃度[Bq/cm <sup>3</sup> ]	1×10 <sup>6</sup>	1×10 <sup>6</sup>

(4) 津波による滞留水の希釈を以下のとおり考慮する。

①各建屋の地下階に存在する滞留水は、津波時に想定される海水により浸水し、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均一に考慮する。

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>）。

(5)ヤード全域に深さ 1cm の無限平板相当の水溜まりが存在することを想定し、線源の

大きさは、1cm×50m×50m の汚染水の水溜まりとする。

### 3. 評価結果

上記条件による評価結果は約 10mSv/h であり、適切な放射線防護を講じた上で作業可能な水準であると考えられる。