

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における  
信頼性向上対策に係る実施計画  
(改訂)

平成24年7月

東京電力株式会社

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における  
信頼性向上対策に係る実施計画

目次

- I. プラントの安定状態維持・継続に向けた取組  
(設備・機器の信頼性の維持・向上)
1. 「放射性物質の放出抑制・管理機能、原子炉冷却機能、臨界防止機能、水素爆発防止機能、汚染水の処理・貯蔵機能等を維持するために必要な設備について、仮設設備から恒久的な設備に更新する等長期間の使用に耐え得るよう信頼性を向上・維持すること。」に関する報告・・・・・・・・・・1-1～1-42
  2. 「電源について、仮設設備から恒久的な設備へ変更するなど、長期間の使用に耐えうるよう信頼性を向上・維持すること。」に関する報告・・・・・・・・・・2-1～2-19
  3. 「これまでに地震、津波により想定されるリスクを評価していない設備・機器又は今後更新等する新たな設備・機器について、地震、津波により想定されるリスクを評価し、耐震性の確保、汚染水の流出防止等について必要な対策を実施すること。」に関する報告・・・・・・・・・・3-1～3-27
  4. 「循環注水冷却システムに係るポンプ、弁、配管、ホース等について、長期間の使用に耐え得るよう信頼性を向上させるとともに、循環注水冷却システムを小ループ化すること。」に関する報告・・・・・・・・・・4-1～4-9
  5. 「タービン建屋地下階への地下水の流入等により、高濃度放射性滞留水の処理済水貯蔵量が増加していることを踏まえ、地下水流入量の抑制するための対策を実施するとともに、十分な貯蔵容量の確保を行うこと。また、タンク等の漏えい対策の強化を進めるとともに、万一の漏えいによるリスクを小さくし、処理済水の放射性物質濃度を可能な限り低減させるため、多核種処理設備等を設置すること。」に関する報告・・・・・・・・・・5-1～5-14
  6. 「圧力容器及び格納容器内の状態(炉心燃料・デブリの冷却状況、未臨界状態等)を監視するため、温度計を始めとする既設の計装機器の信頼性を確保するとともに、代替システムを設置すること。」に関する報告・・・・・・・・・・6-1～6-98

(経年劣化)

7. 「原子炉建屋に係るコンクリート構造物、格納容器、注水系配管等に係る経年劣化とその安全性の影響評価を実施し、必要な機能を維持するための対策を実施すること」及び「コンクリート構造物、容器、配管等のうち海水による腐食からなる経年劣化等により、構造強度の低下が懸念されるものについて、耐震性を含む構造強度について評価し、必要な補強等を実施すること。」に関する報告(建屋)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・7-1~7-6
8. 「原子炉建屋に係るコンクリート構造物、格納容器、注水系配管等に係る経年劣化とその安全性の影響評価を実施し、必要な機能を維持するための対策を実施すること」及び「コンクリート構造物、容器、配管等のうち海水による腐食からなる経年劣化等により、構造強度の低下が懸念されるものについて、耐震性を含む構造強度について評価し、必要な補強等を実施すること。」に関する報告(容器、配管等)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・8-1~8-28

(火災対策)

9. 「火災発生のリスク及びその影響を評価し、防火帯の設置、火災に対する監視の強化、散水及び防火訓練の実施等の対策を実施すること。特に伐採木の貯蔵等の新たな火災発生リスクに対処すること。」に関する報告・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・9-1~9-7

II. 放射性物質の放出・貯蔵管理及び漏えい防止対策

10. 「第2号機のブローアウトパネルの閉止等による建屋等の放射性物質閉じ込め機能の回復、滞留している高濃度放射性汚染水の処理により、放射性物質の放出、高濃度汚染水の漏えいリスクを低減させること。」に関する報告・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・10-1~10-8
11. 「建屋、トレンチ等に滞留する高濃度の汚染水について止水、回収及び処理を早急を実施すること。」に関する報告・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・11-1~11-8
12. 「高線量がれきを含む放射性廃棄物の一時保管設備等については、想定される廃棄物の発生量に対して十分な貯蔵容量を確保するとともに、敷地内に保管されている事故後に発生した放射性廃棄物による敷地境界における実効線量(発電所全体からの放射性物質の追加的放出を含む。)を1mSv/年以下に低減できる遮へい機能を有する施設構造とすること。また、高線量がれき等による作業員及び一般公衆への放射線被ばくの低減対策を実施する

こと。」に関する報告・・・・・・12-1～12-11

13. 「バックグラウンドの放射線量が高いモニタリングポストについて、モニタリングポスト周辺の除染、土壌の遮へい等を行い、原子炉施設に起因する放射線影響を適切に把握できるようにすること。」に関する報告・・・13-1～13-5

### III. 中長期の取組に向けた実施体制の整備

14. 「上記の信頼性向上等に係る中長期の取組を着実に実施する組織体制を構築すること。また、その取組状況を適切に管理し、継続的な評価・改善を図ることができる組織運営とすること。」に関する報告・・・14-1～14-8

## I. プラントの安定状態維持・継続に向けた取組

(設備・機器の信頼性の維持・向上)

1. 「放射性物質の放出抑制・管理機能、原子炉冷却機能、臨界防止機能、水素爆発防止機能、汚染水の処理・貯蔵機能等を維持するために必要な設備について、仮設設備から恒久的な設備に更新する等長期間の使用に耐え得るよう信頼性を向上・維持すること。」に関する報告

### (1) 対象設備

放射性物質の放出抑制・管理機能、原子炉冷却機能、臨界防止機能、水素爆発防止機能、汚染水の処理・貯蔵機能等を維持するために必要な設備は以下のとおりである。

- a. 原子炉圧力容器・格納容器注水設備
- b. 原子炉格納容器内窒素封入設備
- c. 使用済燃料プール冷却系
- d. 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備
- e. 高レベル放射性汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）
- f. 原子炉格納容器ガス管理設備
- g. 固体廃棄物貯蔵設備、瓦礫等一時保管エリア

### (2) 対応方針

東北地方太平洋沖地震以降、種々の復旧対応等に努めているものの、現場の作業環境は未だ厳しいところも数多く見られる。その中でも、可能な限りプラントの安定状態維持・継続に向けて取り組むことを目的に、「a. 設備の信頼性の向上」、「b. 点検・保守活動による信頼性の確保」の方策を適切に組み合わせることにより、長期間の使用に耐え得るよう設備の信頼性を向上・維持していくことを指示事項に対する基本方針とする。

#### a. 設備の信頼性の向上

施設運営計画に定めた各設備のうち、中期的な設備運用における機能発揮および機能維持に加えて、長期的な設備運用における機能維持のため設備面での対応が必要な設備については、材料・構造等の設備仕様の変更等の信頼性向上策を実施することとする。特に、放射性物質の施設外への放出の観点で設備を再確認し、設備が損傷した場合に海洋放出に繋がるおそれがある設備については、優先して必要な対策を実施することとする。

また、機器やシステムの多重化、多様化を行い、設備の冗長性により設備の信頼性を確保している設備については、その予備機、予備系統、バックアップ設備等についても同様な対策等を行い、長期的な設備機能維持の信頼性を確保することとする。

なお、設備を運用管理している中で、不適合が頻発しているもの、設備の機能維持に大きな影響を及ぼすもの等については、必要な対策を継続的に実施し、信頼性向上に努めることとする。

#### b. 点検・保守活動による信頼性の確保

現在の点検・保守活動においては、高線量であること等から全ての範囲において巡視点検等を実施することは困難ではあるものの、可能な範囲での定期的な巡視点検やポンプの切替運転等に合わせた健全性確認を実施し、その結果を踏まえ設備全体について必要な補修、取替等を線量も考慮の上検討し実施することとしている。

今後、これらの保守活動を継続的に実施するとともに、振動測定等の状態監視や予防保全を目的としたポンプ等の定期的な分解点検や取替等を組み合わせた保守活動を行い、機器の異常兆候等を早期に検知することで信頼性を確保していく。これらの健全性確認にあたっては、現場の状況等を勘案し、機器・箇所等を選択して実施することとする。また、異常検知後の早期復旧の観点から、予備品、消耗品の配備に努めることとする。

これらの点検・保守活動で得られる情報や不具合等の知見については、保全計画に適宜反映することとする。

### (3) 長期間の使用に耐え得る信頼性向上・維持対策の内容及び作業工程

#### a. 原子炉圧力容器・格納容器注水設備

原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下、原子炉注水設備）は、注水ポンプ、注水ライン、タンクからなる。原子炉注水設備は、常用原子炉注水系の3系列（常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ、C S T炉注水ポンプによる注水系）、非常用原子炉注水系の2系列（非常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプ）からなる。

設備の構成にあたって、一部に設備の共用部分はあるものの、系統を独立するよう考慮しており、一系統の注水機能喪失時であっても、他の系統による注水が可能である。各系統においても、設備は多重性を有しており、機器の単一故障によって機能喪失に至らないよう構成している。

#### ① 設備の信頼性の向上について

原子炉注水設備の注水ポンプ、注水ライン、タンクについては、ほとんどが、鋼材、鋼製フレキシブルチューブ、ポリエチレン管等の構造物で構成されている。これらの構造物については、長期間の使用であっても耐え得るよう設置している（紫外線の影響を受けるポリエチレン管については、紫外線対策塗装、保温材の取付けを実施している）。今後、設備の信頼性向上の観点から、現状の処理水バッファタンクから復水貯蔵タンク（以下、CSTという）を使用する運用に変更していく予定であり、水源の保有水量の増加、耐震性の向上等が図れるものと考えている。また、これらの運用変更に合わせて、CSTを水源とした炉注水ポンプの注水ラインを、現状の耐圧ホースから漏えい等に対して信頼性の高いポリエチレン管等への取替を実施する計画である。なお、純水タンク脇炉注水系は、現状、耐圧ホースを使用しているが、CSTを水源とした注水ラインの信頼性向上策、運用変更の実施状況を踏まえて、保守管理の効率化、被ばく低減の観点から廃止を含めた運用検討を行う（図1-1～3）。

原子炉注水設備における不適合事象としては、凍結による損傷、漏えい事象が確認されており、凍結防止対策として、保温材の取付け、水抜き、仮設ハウスの設置を実施している。これら外気温等による影響については、凍結や温度上昇についても考慮し、継続的に検討していく。なお、凍結防止対策にて設置した仮設ハウスについては恒久的な対策を講じる。

また、放射性物質の敷地外への放出については、屋外に設置される設備もあることから、一部の配管及びタンクにおける損傷による漏えいが発生した場合にも敷地外への放出がないよう堰や漏えい検出設備等の設置検討を行なう。

なお、原子炉等の冷却に影響を及ぼすような有意な漏えいに関しては、冷却状態及び注水状態の変動を監視することで、現状でも検知可能である。

#### ② 点検・保守活動による信頼性の確保について

原子炉注水設備では、設備構成に独立性、多重性を保たせるよう設置しているため、個々の設備故障によって、ただちに原子炉の冷却に影響を及ぼすものではないが、点検・保守活動においては、通常時待機状態にあり停止しているポンプの試運転確認などを実施していくこととしている。

具体的には、常用原子炉注水系においてはポンプの切替運転、非常用原子炉注水系においては定期的な試運転確認を実施するとともに定期的な巡視点検によって設備の健全性を確認している。原子炉注水設備は、燃料取り出しまでが供用期間と考えられることから、これらの保守活動を継続的に実施し、機器の損傷あるいは機能喪失を早期検知し設備の信頼性を確保していく。この際、異常検知後の早期復旧の観点から、弁、鋼製フレキシブルチューブ、ポリエチレン管については、交換用の予備品を配備する。また、現場の環境により実施頻度等を考慮して、振動測定等の状態監視やポンプ等の定期的な分解点検、取替等を組み合わせた保守活動を実施していくよう計画していく。原子炉注水系注水ラインに使用される、ポリエチレン管については、発電所での使用実績も少ないことから、長期間使用に関する影響評価を実施していく。

なお、これらの点検・保守活動によって知見が得られたものについては、適宜保全計画に反映していくものとし、設備改造、更新等についても検討していく。

③ 工程

本項目に関する工程を表1-1に示す。

表1-1 原子炉压力容器・格納容器注水設備 工程

	平成24年度			
	4～6月	7～9月	10～12月	1～3月
CSTポンプ炉注水系配管のポリエチレン管化	施工内容検討 [Bar]	資機材調達 [Bar]	現地施工 [Bar]	▽対策完了(12月末)
漏えい時の敷地外放出防止対策	施工内容検討 [Bar]		資機材調達 [Bar] 現地施工 [Bar]	▽対策完了(12月末)
仮設ハウスの恒久化対策	施工内容検討 [Bar]	資機材調達 [Bar]	現地施工 [Bar]	▽対策完了(12月末)
状態監視を含む保全方針の策定	保全方針検討・策定 [Bar]		▽策定完了(9月末) 保全手法の適用性検討や現場調査 [Bar]	計画的な保全および継続的改善※ [Bar]

※次年度以降も継続

b. 原子炉格納容器内窒素封入設備

窒素封入設備は、窒素ガス分離装置と窒素封入ライン（ヘッダー、弁、ホース）で構成される。また、1～3号機の原子炉格納容器、原子炉压力容器に窒素封入ラインが接続されており、常時窒素を封入している。（図1-4）

① 設備の信頼性の向上について

窒素ガス分離装置は、情報棟前に2台（電動）、新事務本館東側駐車場に1台（ディーゼル駆動）設置されており、この中の1台が常時

運転して1～3号機に窒素を封入している。

さらに、新事務本館東側駐車場に設置している処理水バッファタンクバブリング用窒素ガス分離装置とも共用化を図っており、不測の事態が生じた場合、交互に窒素を供給できるラインを設置している。

その他に、窒素供給を補完する設備として、低流量のディーゼル駆動の窒素ガス分離装置を3台設置している。

窒素ガス分離装置については、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも、予備機への切替により窒素封入が再開できる。

窒素封入ラインについては、長期間の使用で硬化等の劣化によりホースが損傷した場合、予備品との交換により窒素封入が再開できる。

窒素ガス分離装置については、最近になって空気圧縮機のダストフィルター詰まり等の不具合により停止する事象が何回か発生しており、対策として、空気圧縮機のダストフィルター清掃方法について、作業による清掃結果のばらつきがでないように手順書を見直すと共に、これを周知し、力量の向上を図っている。

なお、現在実施中の不具合の原因究明において、ダストフィルターの清掃時期の変更の必要性が発生した場合やダストフィルター詰まり以外の原因が判明した場合には必要な対策を検討・実施するとともに、当面の間、窒素ガス分離装置（電動）の2台運転を実施することとしている。

また、パトロールやパラメータの監視等の日常点検により、設備機能不全時の検知は可能であるが、パトロールやパラメータの監視時期により必ずしも早期に検知できない可能性があることから、窒素ガス分離装置に停止信号が発生した場合、直ちに免震重要棟に警報が発生する警報表示設備を設置している。（図1-5）

なお、パトロールでは、窒素ガス分離装置、窒素封入ラインの中で比較的線量の低い屋外のものについて、異音、漏えいの有無、流量・圧力等の主要パラメータを現場で確認しており、窒素封入設備に異常が発生すれば検知できるようにしている。

## ② 点検・保守活動による信頼性の確保について

窒素封入設備は、機器の単一故障により機能が喪失した場合であっても原子炉格納容器内の雰囲気の水素の可燃限界に至るまでには、放射線分解により発生する水素量を評価し、現在、最短でも約30時間の時間的余裕があるよう窒素を封入している。その間に予備機への切替等により窒素封入を再開できることから、ただちに設備を修理する

必要性は低い。

なお、パトロール等で発見しにくい原子炉建屋内・タービン建屋内の機器で窒素の漏えいが発生した場合でも定期的な水素濃度の確認により異常を検知可能であり、また、原子炉格納容器内の雰囲気および原子炉圧力容器内の雰囲気が水素の可燃限界に至らないように設定している必要窒素封入量に対して、実際に管理している窒素封入量は十分に余裕があることから、設備の修理までには十分な時間的余裕がある。

窒素ガス分離装置については、パトロールやパラメータの監視等の日常点検により流量・圧力等に有意な低下が発見されれば、予備機の窒素ガス分離装置に切り替えて、異常のある窒素ガス分離装置を点検可能な範囲で点検する。

窒素封入設備の供用期間としては、原子炉格納容器の冠水または開放等までが考えられる。このため、パトロールやパラメータの監視等の状態監視の結果等を踏まえ、現場の環境により実施頻度等を考慮した定期的な取替等を組み合わせた保守活動を検討していく。

これらの点検・保守活動によって知見が得られたものについては、適宜保全計画に反映していくものとする。

### ③ 工程

本項目に関する工程を表 1-2 に示す。

表 1-2 原子炉格納容器内窒素封入設備 工程

	平成 24 年度			
	4～6月	7～9月	10～12月	1～3月
保全方針の策定	保全方針見直し		▽完了（9月末）	計画的な保全および継続的改善※
	保全手法の適用性検討や現場調査			

※次年度以降も継続

#### c. 使用済燃料プール冷却系

使用済燃料プール冷却系は、使用済燃料プール水を熱交換器を介して循環させる系（以下、一次系）及び冷却水を熱交換器、エアフィンクーラ（1

／4号機)又は冷却塔(2／3号機)を介して循環させる系(以下、二次系)からなり、使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を一次系から二次系に伝え、エアフィンクーラ等により大気へ放出することにより使用済燃料プール内の冷却を行っている。また、使用済燃料プールに冷却水を補給する。なお、二次系及び補給水系は、ろ過水を使用しており放射性物質を内包しない。(図1-6～9)

また、腐食抑制を着実に進めていくため、一次系から使用済燃料プール水の水质測定をするためのサンプリング設備を備え、また薬液の注入や浄化するための装置が設置できるようになっている。(図1-10、11)

#### ① 設備の信頼性の向上について

使用済燃料プール冷却系は、熱交換器、ポンプ、エアフィンクーラ・冷却塔、弁等の機器及び配管等からなる。これらの各機器について、配管等は共用されているが、熱交換器、ポンプ等の主要機器は100%容量のものが2系列あり、単一故障が生じた場合においては、系統切替により機能を回復できる。

一次系配管については、鋼管もしくは鋼製フレキシブルチューブ(4号機のみ使用)で構成されているため、長期間使用できると考えている。鋼製フレキシブルチューブについては、4号機において腐食による漏えいが確認されたため、当該鋼製フレキシブルチューブは腐食発生を低減するため構造変更したものと交換を実施した。

二次系配管については、鋼管及び鋼製フレキシブルチューブの他、1／4号機では一部耐圧ホースを使用している。1／4号機の二次系配管に使用している耐圧ホースについては、ポリエチレン管等への取替を実施する。補給水系配管(2／3号機冷却塔の補給水(散布水)を含む)のうち屋外に設置されている耐圧ホースについては、紫外線による劣化を防止するため遮光材の取り付け等を実施する。また、放射性物質を内包しない補給水系配管で用いている耐圧ホースは、今後も点検しながら使用していく。

また、弁、エアフィンクーラについては、凍結による機器損傷、漏えい事象が確認されており、損傷箇所を交換すると共に保温材の取り付け、水抜き、ヒータ設置等の対策を講じた。これらの凍結防止対策は、継続的に実施していく。

放射性物質の施設外への放出の観点として、一次系は建屋内に設置されており、建屋外への漏えいを防止できる様に堰を設けると共に、漏えい検知器を設置している。また、漏えい拡大を防止することがで

きるように、漏えいの検出により系統を隔離できる設備となっている。

## ② 点検・保守活動による信頼性の確保について

使用済燃料プール冷却系は、設備停止後から保安規定の運転上の制限から逸脱するまでに一定の時間が確保できるが、異常確認後から、補修・点検に時間を要する場合や、高線量環境のため点検が困難と考えられるポンプや熱交換器、及びエアフィンクーラ・冷却塔等調達に時間を要する部品については、予備品を配備する。また、鋼製フレキシブルチューブについては、調達に時間がかかるため、系統の早期復旧の観点から、交換用鋼製フレキシブルチューブを配備する。また、補給水系配管は、凍結防止対策の水抜きや交換等の取扱いが容易であるため、消防ホースを基本とするが、長期間使用が困難と考えられるため、交換用の消防ホースを配備する。

使用済燃料プールの冷却設備の供用期間としては、燃料の取り出しまでが考えられる。このため、ポンプ、熱交換器、エアフィンクーラ・冷却塔等については、設備の健全性を確認するため、待機系統への切り替えを定例的に行い運転状態の確認を行う。補給水系においては、定期的な注水を実施することにより、設備の健全性を確認している。また、現場の環境により実施頻度等を考慮して、振動測定等の状態監視や定期的な点検、取替等を組み合わせた保守活動を実施していくよう計画していく。

また、腐食防止の観点から、必要に応じ塩分除去装置を用いた水質改善や薬液注入設備を用いた薬品注入を行う。1～4号機プール水の水質を管理するため、1回／3ヶ月の頻度で塩化物イオン濃度の測定を行っていく。使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値は100ppm以下としている。(図1-12) 導電率と塩化物イオン濃度の関係は、イオン当量と極限当量導電率の関係から評価可能であり、使用済燃料プール水(現状は希釈海水条件)の40mS/mはほぼ塩化物イオン濃度100ppmに相当することから、通常は導電率40mS/m以下であることを確認するが、これを超える場合は、塩化物イオン濃度の測定を行う。

なお、現状の2、3、4号機使用済み燃料プール水は100ppm以上の塩化物イオンを含有しているものの、プール水の冷却やヒドラジン注入及びこれまでの塩分除去により腐食環境の緩和が図られている(図1-13)。今後も次項で示すように塩分除去を進めてゆく。また、4号機原子炉ウェルについては、使用済燃料プール水が原子炉

ウェルに流入する経路が形成されているため、腐食防止の観点から、薬液注入設備を用いた薬品注入を実施中であり、塩分除去装置を用いた水質改善を平成24年度上期までに実施する計画である。

これらの点検・保守活動によって知見が得られたものについては、適宜保全計画に反映していくものとする。

③ 工程

本項目に関する工程を表1-3に示す。

表1-3 使用済燃料プール冷却系 工程

	平成24年度			
	4～6月	7～9月	10～12月	1～3月
二次系耐圧ホースのポリエチレン管化及び屋外耐圧ホース遮光材取付	施工内容検討 資機材調達 現地施工			
状態監視を含む保全方針の策定	保全方針見直し 保全手法の適用性検討や現場調査		策定完了(9月末) 計画的な保全および継続的改善※	
塩分除去 2号機	塩分除去装置設置・塩分除去完了 イオン交換樹脂設置・塩分除去完了			
3号機	塩分除去装置設置・塩分除去完了 イオン交換樹脂設置・塩分除去			
4号機	塩分除去装置設置・塩分除去 ウェル塩分除去内容検討 塩分除去装置設置・塩分除去		イオン交換樹脂設置・塩分除去	

※次年度以降も継続

d. 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（以下、ホウ酸水注入設備）は、ホウ酸水タンク、注入ラインからなり、ホウ酸水は、常用高台炉注水ポンプ、もしくは非常用高台炉注水ポンプを介して原子炉へ注入される。

ホウ酸水注入設備は、上記の他、仮設プールを保有する等、多重性を有しており、機器の単一故障によって機能喪失に至らないよう構成している。

① 設備の信頼性の向上について

ホウ酸水注入設備の、ホウ酸水タンク、注水ラインについては、鋼材、ポリエチレン管等の構造物で構成されている（図1-14）。これらの構造物については、長期間の使用であっても耐え得るよう設置している（紫外線の影響を受けるポリエチレン管については、保温材の取付けを実施している）。また、ホウ酸の析出防止対策として、ホウ酸タンクにヒータを設置するとともに、ホウ酸水注入時に注入系統で析出の懸念がある場合は、多重化されたタンクによりホウ酸水を希釈し、注入することが可能である。

当該設備に関する不適合事象は確認されていないが、同様の設備に凍結による損傷、漏えい事象が確認されており、凍結防止対策として、保温材の取付けを実施している。また、耐圧ホースについては、ポリエチレン管への取替えを完了している。

なお、ホウ酸水はろ過水を用いていることから、漏えいが発生した場合においても、敷地外への放射性物質の放出はない。

また、漏えい検知に関しては、当該設備を用いたホウ酸水の注入は、操作員が現場にて操作することから、漏えいの検出は現状でも可能である。

② 点検・保守活動による信頼性の確保について

ホウ酸水注入設備では、設備構成に多重性を保たせるよう設置するとともに、点検・保守活動においては、定期的な巡視点検によって設備の健全性を確認している。今後もこれらの保守活動を継続的に実施し、機器の損傷あるいは機能喪失を早期検知し設備の信頼性を確保していく。この際、異常検知後の早期復旧の観点から、弁、ポリエチレン管についての交換用の予備品を配備する。また、定期的な点検等を組み合わせた保守活動を実施していくよう計画していく。ホウ酸水注入ラインに使用されるポリエチレン管については、発電所での使用実績も少ないことから、長期間使用に関する影響評価を実施していく。

なお、これらの点検・保守活動によって知見が得られたものについては、適宜保全計画に反映していくものとする。

③ 工程

本項目に関する工程を表 1 - 4 に示す。

表 1 - 4 原子炉压力容器・格納容器ホウ酸水注入設備 工程

	平成 2 4 年度			
	4 ~ 6 月	7 ~ 9 月	1 0 ~ 1 2 月	1 ~ 3 月
保全方針の策定	保全方針検討・策定		▽検討完了 (9 月末)	
	保全手法の適用性検討や現場調査			
	計画的な保全および継続的改善※			

※次年度以降も継続

e. 高レベル放射性汚染水処理設備、貯留設備 (タンク等)

e - 1. 滞留水移送装置

滞留水移送装置は、配管、移送ポンプ等により構成され、動的機器の多重化や複数の移送ラインとすることにより、機器の単一故障が発生した場合でも、早期の機能回復が可能である。

① 設備の信頼性の向上について

滞留水を移送する配管として、耐圧ホース (ポリ塩化ビニル製) またはポリエチレン管を使用している。これまで滞留水が移送配管から漏えいする事象は発生していないものの、他の系統に使用している耐圧ホースにて漏えい事象が発生している。主な漏えい原因として、植物の貫通に起因する耐圧ホースの損傷、外力による耐圧ホースと接続金具の離脱があげられる。

漏えいが発生した場合の系外放出リスクが高い屋外配管のうち、4号機タービン建屋からプロセス主建屋及び高温焼却炉建屋への移送配管については、信頼性の高いポリエチレン管への取替を実施済みである。その他の屋外配管についても系外への放出リスク、作業員の被

ばく等を踏まえて優先順位を付け、ポリエチレン管への取替を実施していく。

具体的には、耐圧ホースを使用している箇所のうち、屋外に敷設されている2号機－3号機間の移送配管は平成24年度上期中、共用プールダクトから高温焼却炉建屋への移送配管は準備が整い次第、ポリエチレン管へ取替を実施する。その他、移送配管で耐圧ホースを使用している箇所のうち、作業箇所が狭隘でポンプ設置時に柔軟性がある耐圧ホースを使用する必要がある取水用水中ポンプ出口を除き、系外への放出リスク、作業員の被ばく等を踏まえて優先順位を検討し、平成24年度上期までにポリエチレン管への取替計画を策定していく。また、ポリエチレン管への変更までの間は、耐圧ホースに漏えいが発生した場合、移送停止及び移送ラインの切替操作を行い、漏えいの拡大を防止するとともに、当該ラインの速やかな復旧が可能となるよう、必要な配管等の交換品を予め配備する。

屋外に敷設したポリエチレン管には、遮へい材、保温材の取り付けを行い、人等のアクセスの多い箇所についてはU字溝内に敷設した。これらにより、外力・凍結による損傷、紫外線による劣化を防止し、漏えいリスクの低減を図っている。また今後ポリエチレン管へ取替を行う箇所についても同様の対策を実施していく。

冬季においては、屋外に敷設されている耐圧ホース又はポリエチレン管内の滞留水が凍結する懸念があったことから、保温材の取り付けや夜間の気温を確認し、必要に応じて配管内への通水を行う凍結防止対策の運用を実施した。凍結防止対策の有効性は確認されていることから、過去の凍結事例を踏まえて、毎年9月を目処に「冬季対策会議」を開催し、必要な対策を12月までに終了する運用を展開する。

また、屋外敷設箇所は雰囲気線量の測定及びパトロールにより、系外への漏えいの有無を確認しており、今後も継続して実施する。

## ② 点検・保守活動による信頼性の確保について

滞留水移送装置は複数のラインにて構成するとともに動的機器を多重化しているため、機器の単一故障が発生しても切り替え操作を行うことにより早期に機能回復が可能である。しかしながら、機器の信頼性を確保する観点から、現場の状況にあわせた保守活動を以下の通り行っていくこととする。

- ・ 本装置は高レベルの汚染水を内包しており、高線量雰囲気下であることから、建屋移送先切り替えの弁操作等に合わせて操作箇所

近傍の配管、弁の目視点検（漏えい確認）、屋外敷設箇所の雰囲気線量の測定・パトロール、建屋の滞留水水位変動等のトレンド監視による状態監視を行っている。

- ・ 上記保守活動を継続的に実施し、不具合の予兆、機器の損傷あるいは機能喪失を早期に検知し設備の信頼性を確保していく。
- ・ 本装置が高線量雰囲気下にあり、分解等による修理が困難であることから、不具合の予兆が確認された場合、及び不具合が発生した場合において速やかな復旧が可能なよう必要な配管、ポンプ等の交換品について検討し、予め配備する。
- ・ 状態監視の頻度については、現場の環境や作業員の被ばく線量により実施頻度等を考慮して計画して行く。またポンプ等の取替等については、トレンド監視の結果を踏まえ検討していく。
- ・ ポリエチレン管については、発電所での使用実績が少ないことから、長期間使用に関する影響評価を実施していく。
- ・ 上記の点検・保守活動及び運転経験によって知見が得られたものについては、適宜保全計画に反映して行くものとする。

### ③ 工程

本項目に関する工程を表 1 - 5 に示す。

表 1 - 5 滞留水移送装置 工程

	平成 24 年度			
	4～6月	7～9月	10～12月	1～3月
ポリエチレン管化	2号機－3号機間の移送ライン		計画的な保全及び継続的改善※	□□□
	その他耐圧ホースのポリエチレン管化計画策定			
状態監視を含む 保全方針の策定	保全方針検討・策定		計画的な保全及び継続的改善※	□□□

※次年度以降も継続

## e-2. 処理装置

処理装置は、セシウム吸着装置（300 m<sup>3</sup>/日×4系列）、第二セシウム吸着装置（600 m<sup>3</sup>/日×2系列）、除染装置（1、200 m<sup>3</sup>/日×1系列）で構成され、滞留水に含まれる主要核種であるセシウム134、セシウム137を除去する。処理装置は、単独もしくは組み合わせでの運転が可能であり、各処理装置の動的機器についても原則として多重化しており、機器の単一故障、装置の単一故障においても、早期の機能回復が可能である。

また、処理装置の前段には滞留水の油分を除去する油分分離装置を設置している。油分分離装置はセシウム吸着装置の上流側に50%容量のものを3台設置しており、単一故障が発生した場合でも、早期の機能回復が可能である。

### ① 設備の信頼性の向上について

油分分離装置の処理水移送ポンプは、高線量雰囲気下のエリアに設置され保守性が悪いこと、2台中1台が不具合により停止中であることから、平成24年3月に処理水移送ポンプ2台を低線量雰囲気下のエリアに追設した。

第二セシウム吸着装置は、滞留水の取水元が高温焼却炉建屋に限定されていたことから、プロセス主建屋からセシウム吸着装置を経由せずに取水できるラインを、平成24年3月に新設し、取水ラインの多様化を図った（図1-16）。また、第二セシウム吸着装置は、弁駆動用等の空気圧縮機の不具合事象により装置が自動停止した実績があることから、空気圧縮機が故障しても速やかに再起動を可能とするために空気圧縮機の予備機を平成24年3月に追設した。

セシウム吸着装置は、スキッド内に設置されているポンプで多くの不具合が発生し取替を実施しているが、取替作業は狭隘かつ高線量雰囲気下での作業となることから、運転継続上の信頼性向上及び故障時の作業性向上を図るため、平成24年6月にスキッド外にポンプを追設した。なお、漏えい拡大防止を図るため、追設ポンプはユニット化して新設のスキッド内に格納するとともに、漏えい検知器を設置することにより、スキッド外への漏えいを防止することとしている（図1-17）。

### ② 点検・保守活動による信頼性の確保について

処理装置は、設備構成毎に独立性を確保し、動的機器は原則多重化

しているため、機器、装置の単一故障が発生しても早期の機能回復が可能である。しかしながら、長期的な機器、装置の信頼性を確保する観点から、現場の状況に合わせた保守活動を以下の通り行っていくこととする。

- ・ 放射性汚染水を内包し高線量雰囲気下であることから定期的なパトロール、吸着塔交換作業等に合わせた配管・ポンプ等の目視点検、ポンプ流量等パラメータのトレンド監視による状態監視を行っていく。
- ・ 配管（鋼管）の腐食を想定し、過剰な被ばくを避ける観点から代表部位における肉厚測定等の非破壊検査計画を平成24年度上期までに策定し、実施するとともに、他部位の劣化予測を行う。また、非破壊検査結果に基づき必要な対策を講じる。
- ・ 長期使用によるポンプの劣化を予測するため、代表ポンプにおいて振動測定等を行う。
- ・ 状態監視の頻度については、現場の環境や作業による被ばく線量等により実施頻度を考慮して計画して行く。またポンプ等の取替等についてはトレンド監視や代表機器の振動測定等の結果を踏まえ検討していく。
- ・ 上記保守活動を継続的に実施し、不具合の予兆、機器の損傷あるいは機能喪失を早期に検知し設備の信頼性を確保していく。
- ・ 本装置が高線量雰囲気下にあり、分解等による修理が困難であることから、不具合の予兆が確認された場合、及び不具合が発生した場合において速やかに復旧が可能なよう必要な予備品・消耗品について確認し、予め配備する。
- ・ 上記の点検・保守活動及び運転経験によって知見が得られたものについては、適宜保全計画に反映して行くものとする。

③ 工程

本項目に関する工程を表1-6に示す。

表1-6 処理装置 工程

	平成24年度			
	4～6月	7～9月	10～12月	1～3月
セシウム吸着装置 ポンプスキッド追設	増設工事 □			
配管（鋼管）の腐食 対策	非破壊検査計画検討・策定 □		非破壊検査の実施・結果に基づく必要な対策の実施※	
状態監視を含む 保全方針の策定	保全方針検討・策定 □		計画的な保全及び継続的改善※	

※次年度以降も継続

e-3. 淡水化装置

淡水化装置は、逆浸透膜装置（RO装置）、蒸発濃縮缶装置及びタンクへの移送配管から構成される。

逆浸透膜装置は、系統容量（1200m<sup>3</sup>/日）に対し、約22%容量（270m<sup>3</sup>/日）のものを1系列、25%容量（300m<sup>3</sup>/日）のものを1系列、100%容量（1200m<sup>3</sup>/日）を2系列設置している。また、100%容量の逆浸透膜装置は、50%容量の逆浸透膜装置を2台設置し多重化することにより、単一故障が発生した場合でも、早期の機能回復が可能である。蒸発濃縮缶装置は、系統容量（720m<sup>3</sup>/日）に対し、約2%容量のものを1台、約4%容量のものを1台、約7%容量のものを1台、約11%容量のものを2台、35%容量のものを3台設置し多重化することにより、単一故障が発生した場合でも、早期の機能回復が可能である。

① 設備の信頼性の向上について

逆浸透膜装置、及び蒸発濃縮缶装置を設置している蛇腹ハウス等に

は、装置から漏えい水が系外に流出することを防ぐために堰を設置している。しかしながら、平成23年12月4日に蒸発濃縮缶装置からの漏えい水が系外へ流出した事象に鑑み、装置設置ハウスの堰に対して、堰の隙間を塞ぐシール材補修、及びハウス内のコンクリート製床の漏えい防止性能を持たせる処置を実施している。堰のシール材補修は平成23年12月までに完了し、コンクリート製床の漏えい防止性能を持たせる処置は漏えいが発生した蒸発濃縮装置3A/3B/3C設置ハウスのみ平成24年3月までに完了した。それ以外のハウスについても平成24年6月までに完了した。あわせて、漏えいを早期に検知するために、淡水化装置設置堰内に漏えい検知器を設置し、漏えい発生時には水処理制御室に警報を発報する機能を平成23年12月までに設置した。また、堰内を水処理制御室から遠隔監視が可能となるように監視カメラを平成24年6月末まで設置した。あわせて、巡視点検による監視強化を行う。さらに、シール部等の目視点検を今後も継続実施し、堰の健全性の維持を図るとともに、蛇腹ハウス内はコンクリート製床面に漏水防止機能を持たせるための床塗装を平成24年度上期中に実施する。なお、逆浸透膜装置を長期間停止して作業エリアを確保することが困難であることから、より信頼性の高いコンクリート製堰等への変更については、上記対策の有効性を確認した上で継続して検討する。

また、淡水化装置を設置している蛇腹ハウス等は、装置の停止・休止が困難であることから、当面は、蛇腹ハウスの適切な保全（点検・補修）を行い、機能維持を図りつつ使用し、設備の更新に併せて取替等を検討する。

移送配管は主に耐圧ホース（ポリ塩化ビニル製）を使用しているが、耐圧ホースにはフランジ継手が多数あり、外力の作用により継手部の接続金具が外れ、内包水を漏えいさせる事象が発生していること、また、植物の貫通に起因する漏えい事象も発生しており、耐圧ホースは漏えいポテンシャルが高い。そのため、耐圧ホースから漏えいが発生した際に系外へ流出する可能性が高い箇所から、逐次ポリエチレン管に交換を実施することとし、淡水化装置からRO濃縮水貯槽までの濃縮水を移送する耐圧ホースは既にポリエチレン管に取替済みである。また、漏えいが発生した際に系外へ流出する可能性が高い箇所について平成24年5月までに、RO処理水貯槽から処理水バッファタンクまでのラインを平成24年9月までに完了させる計画である。また、耐圧ホースを使用している箇所のうち、タンク間を接続している配管

については、地震によるタンクの滑動を考慮した場合、ポリエチレン管より高い柔軟性、可撓性を有する耐圧ホースを使用する方が技術的に好ましいと判断されることから、定期的な点検等を取り入れながら使用していく。系外への放出リスク、作業員の被ばく等を踏まえて優先順位を検討し、平成24年度上期までにポリエチレン管への取替計画を策定していく（図1-18）。

冬季においては、屋外に敷設されている耐圧ホース等の配管内の滞留水が凍結する懸念があったことから、保温材の取り付けや夜間の気温を確認し、必要に応じて配管内への通水を行う運用を実施した。凍結防止対策の有効性は確認されていることから、過去の凍結事例を踏まえて、毎年9月を目処に「冬季対策会議」を開催し、必要な対策を12月までに終了する運用を展開する。

## ② 点検・保守活動による信頼性の確保について

淡水化装置は、設備毎に多重性を有しているため、機器の単一故障が発生しても早期に機能回復が可能である。しかしながら、長期的な機器の信頼性を確保する観点から、現場の状況に合わせた保守活動を以下の通り行っていくこととする。

- ・ 放射性汚染水を内包していることから定期的なパトロールに合わせて配管・ポンプ等の目視点検等を行うとともに、ポンプ流量・タンク水位等パラメータをトレンド監視による状態監視を行っていく。
- ・ 長期使用によるポンプの劣化を予測するため、代表ポンプにおいて振動測定等を行う。
- ・ 状態監視の頻度については、現場の環境や作業による被ばく線量等により実施頻度を考慮して計画していく。またポンプ等の取替等については、トレンド監視や代表機器の振動測定等の結果を踏まえ検討していく。
- ・ 上記保守活動を継続的に実施し、不具合の予兆、機器の損傷あるいは機能喪失を早期に検知し設備の信頼性を確保していく。
- ・ 本装置の分解等による修理は、過剰な被ばくを伴うため困難なことから、不具合の予兆が確認された場合、及び不具合が発生した場合において速やかに復旧が可能なよう必要な予備品・消耗品について確認し、予め配備する。
- ・ ポリエチレン管については、発電所での使用実績が少ないことから、長期間使用に関する影響評価を実施していく。

- ・ 上記の点検・保守活動及び運転経験によって知見が得られたものについては、適宜保全計画に反映していくものとする。

③ 工程

本項目に関する工程を表 1 - 7 に示す。

表 1 - 7 淡水化装置 工程

	平成 2 4 年度			
	4 ~ 6 月	7 ~ 9 月	1 0 ~ 1 2 月	1 ~ 3 月
漏えい防止	コンクリート製床漏えい防止処置			
	ポリエチレン管化 (淡水化装置まわり)		ポリエチレン管化 (RO処理水貯槽から処理水バッファタンク)	
	その他耐圧ホースのポリエチレン管化計画策定 計画に基づき順次実施			
				□ □ □
漏えい監視	監視カメラ設置			
状態監視を含む 保全方針の策定	保全方針検討・策定			
			計画的な保全及び継続的改善※	

※次年度以降も継続

e - 4. タンク

タンクは、滞留水を処理装置、淡水化装置にて処理した水を貯留することを目的に各装置間に設置しており、サプレッション・プール水サージタンク、廃液供給タンク、RO後濃縮塩水受タンク、RO及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク、濃縮廃液貯槽にて構成される。

① 設備の信頼性の向上について

タンクは、炭素鋼製の角型タンク、円筒型タンク、防災タンクを使用している。円筒型タンクは構成部材をフランジボルトにより接合し

組み立てる構造となっているため、フランジボルト接合部からの漏えいが平成24年1月10日、2月3日、2月6日に発生している。そのため、漏えいの発生する可能性が高い接合部に対してトルク確認及び必要に応じて増し締め（以下、「トルク確認等」という）を、漏えい発生時の環境への影響が大きいRO濃縮水貯槽を対象に実施した。また、漏えいの実績、及び漏えい原因を踏まえ、漏えいの発生する可能性が高い箇所に対して、毎年冬季の前にフランジボルトのトルク確認等を実施する。

また、タンクからの漏えいが系外への流出に直接繋がらないように、タンクコンクリート基礎部に鉄筋コンクリート堰、およびタンク設置エリア外周部に土堰堤等を設置する。土堰堤はタンク設置後速やかに設置し、鉄筋コンクリート堰は順次設置することとし、RO濃縮水を貯留している設置済みのタンクについては、鉄筋コンクリート堰を平成24年6月末までに設置した。また、漏えいの早期発見のため、平成24年6月末までにタンク設置エリアに監視カメラを設置し、水処理制御室で確認が出来るようにした。監視カメラ設置までの期間は、巡視点検を2回/日に増やし、漏えい発生時の早期発見に努める。

さらに漏えい検知のための連続モニタリングの実現性を、検知技術および評価方法を踏まえて検討していく。RO濃縮水に主に含まれる核種はβ線を発生させるストロンチウム等であり、タンク設置エリアは高ガンマ線バックグラウンド環境下となっていることから、こうした環境下でβ線検知に適している光学刺激蛍光(OSL)光ファイバ式放射線モニタの適用を現在検討している。OSL光ファイバ式放射線モニタに使用する検出素子は、個人線量計等に使用されている実績があり、実験室での試験において、高ガンマ線バックグラウンド環境下でβ線を検知可能であることが確かめられている。現地適用に先立ちモックアップ試験を平成24年度上期中に行い、実際の使用環境において実滞留水を用いて、β線の感度、検知性について試験を行い、適用性を評価して行く。

また、OSL光ファイバ式放射線モニタ以外の測定方法に関しても、適用性の検討を行っていく。

鋼製角型タンクは、単基容量が少なく、連結部が多いため漏えいリスクが高い構成となっている。そのため、漏えい時の環境への影響が大きいRO濃縮水一時貯槽(Eエリア)について、単基容量が大きく、タンク間の接続部が少ない円筒型タンクに取替を実施する。

また、構内の排水路に対して、タンクからの漏えい水が、万一、堤

を超え排水路に直接流入することを防ぐため、エリア外周部の排水路のうち、流入する可能性が高い排水路を平成24年度上期までに、暗渠化することとする。

② 点検・保守活動による信頼性の確保について

タンクの信頼性を確保する観点から、保守活動を以下の通り行っていくこととする。

- ・ フランジボルト接合部から漏えいが確認された場合に備え、速やかに漏えい拡大防止及び被ばく低減措置が出来るように、フランジボルトの増し締め治具、吸収材、遮へい材等を準備する。
- ・ フランジボルト接合部に対して、接合部外面への止水シート貼付等の補修方法等について検討を平成24年度中に行い、保全計画に反映していく。
- ・ 上記の点検・保守活動及び運転経験によって知見が得られたものについては、適宜保全計画に反映していくものとする。

③ 工程

本項目に関する工程を表1-8に示す。

表1-8 タンク 工程

	平成24年度			
	4～6月	7～9月	10～12月	1～3月
漏えい拡大防止	鉄筋コンクリート堰設置		□□□ タンク設置にあわせて順次実施	
	土堰堤設置			
	RO濃縮水一時貯槽 (Eエリア) リプレース			
	排水路暗渠化			
漏えい監視	監視カメラ設置			
	漏えい検知技術の検討・評価			
保全方針の策定	補修方法等検討			

#### f. 原子炉格納容器ガス管理設備

1～3号機原子炉格納容器ガス管理設備は、排気ファン、除湿機、電気ヒータ、フィルタユニット等の主要機器およびこれらを接続する配管、ダクト、ホース等の系統ライン等により構成される。(図1-19～21)

##### ① 設備の信頼性の向上について

原子炉格納容器ガス管理設備を構成する排気ファン、除湿機、電気ヒータおよびフィルタユニット等の主要な機器については、1系列100%容量を2系列とすることで多重性を有する設計であり、機器の単一故障が生じた場合においても、系統切り替えにより速やかに設備機能を回復できる設計となっている。

原子炉格納容器ガス管理設備については、免震重要棟にて各種パラメータを監視できるよう、遠隔監視システムを導入しているが、設備設置後は伝送異常やウェブカメラの電源脆弱性等に起因する遠隔監視機能の一時的な喪失事象が何度か発生している。これらを踏まえ、システムの管理ソフトウェアの更新、ウェブカメラ等の電源の独立化等により、遠隔監視機能に係わる信頼性向上を図っている。

2号機については、電源切替え時にB系排気ファンがトリップする事象が発生している。原因は、電源切替え時の制御電源の瞬停に伴い、ファン起動電流にファンの慣性回転による励起電流が重畳し、過電流状態が起きていたものと推定され、インバータを撤去して直接制御する回路に変更すると共に、無停電電源を設置して電源の安定性を向上させることにより、設備の機能に係わる信頼性向上を図っている。

##### ② 点検・保守活動による信頼性の確保について

原子炉格納容器ガス管理設備の供用期間としては、原子炉格納容器の冠水または開放等までが考えられる。このため、主要機器および系統ラインについては定期的なパトロールによる機器の状態監視、日常のパラメータ監視により設備に異常がないことの確認、定期的な系統切替時の機器の状態確認等の保守活動を継続的に実施するとともに、現場の環境により実施頻度等を考慮して、定期的な取替等を組み合わせた保守活動を実施していくよう計画していく。

なお、これらの点検・保守活動によって知見が得られたものについては、適宜保全計画に反映していくものとする。

③ 工程

本項目に関する工程を表 1 - 9 に示す。

表 1 - 9 原子炉格納容器ガス管理設備 工程

	平成 24 年度			
	4 ~ 6 月	7 ~ 9 月	10 ~ 12 月	1 ~ 3 月
保全方針の策定	保全方針検討・策定		▽完了 (9 月末)	
	保全手法の適用性検討や現場調査			
	計画的な保全および継続的改善※			

※次年度以降も継続

g. 固体廃棄物貯蔵設備、瓦礫等一時保管エリア

放射性雑固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に保管しているが、その一部を固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に保管している。

瓦礫等は、仮設保管設備、容器収納、シート養生、屋外集積、覆土式一時保管施設、固体廃棄物貯蔵庫にて一時保管している。

① 設備の信頼性の向上について

放射性雑固体廃棄物及び瓦礫等は、処理・処分を実施するまでの間、保管期間が長期に亘る可能性があるため、現状実施している仮設設備での保管を、今後、恒久的な貯蔵設備等での保管に移行していく計画を検討し、平成 24 年度末を目途に計画を策定する。

また、保管する設備やエリアについては、作業員や敷地境界への線量の影響に配慮したものとし、定期的な巡視や線量測定を行っていくなどの長期の保管計画を平成 24 年度末を目途に策定する。

② 工程

本項目に関する工程を表 1 - 1 0 に示す。

表 1 - 1 0 固体廃棄物貯蔵設備、瓦礫等一時保管エリア 工程

	平成 2 4 年度			
	4 ~ 6 月	7 ~ 9 月	1 0 ~ 1 2 月	1 ~ 3 月
将来的な保管方法の計画策定		長期の保管計画の検討・策定 (仮設設備から恒久的な貯蔵設備等での 保管に移行していく計画を含む)		

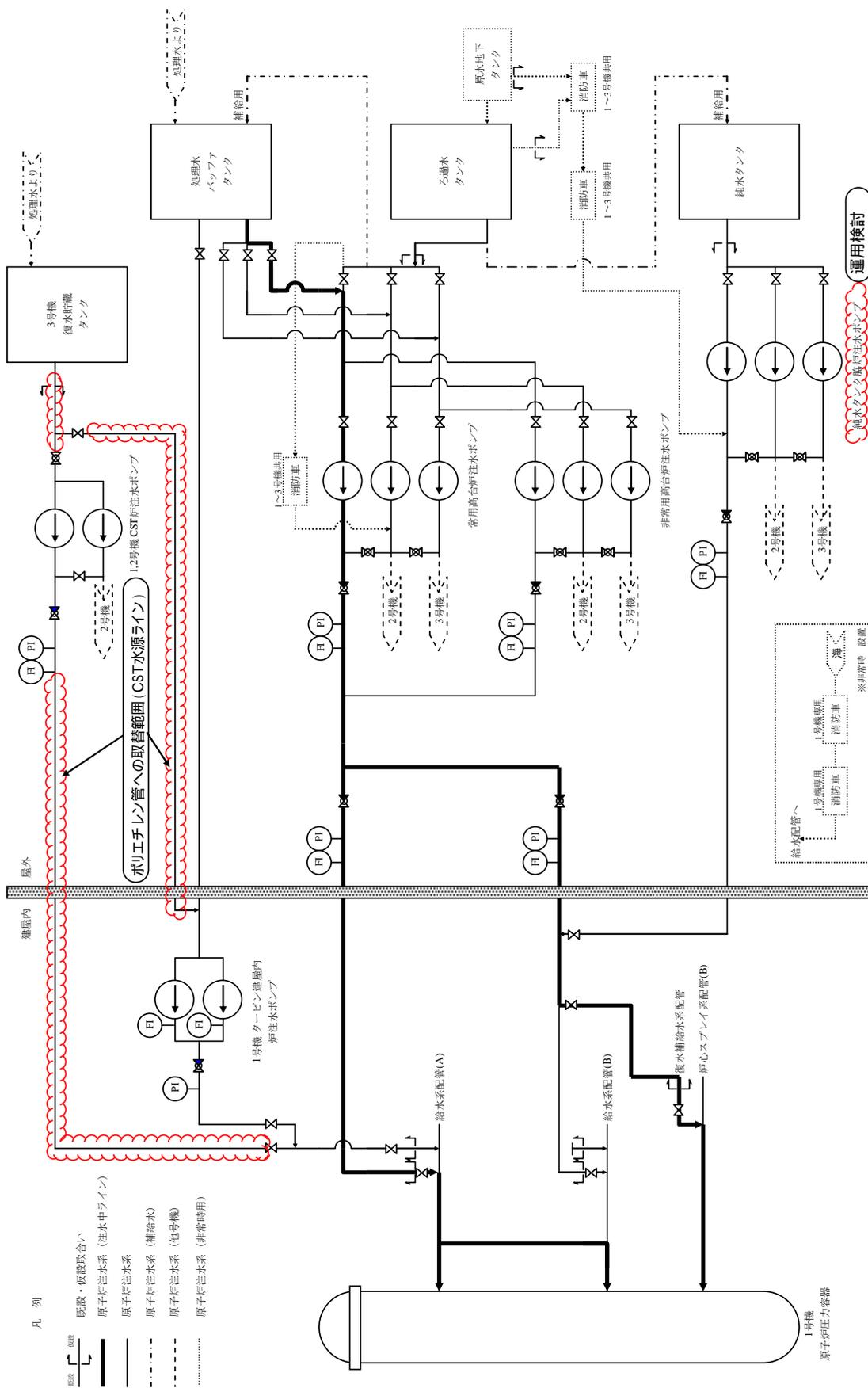
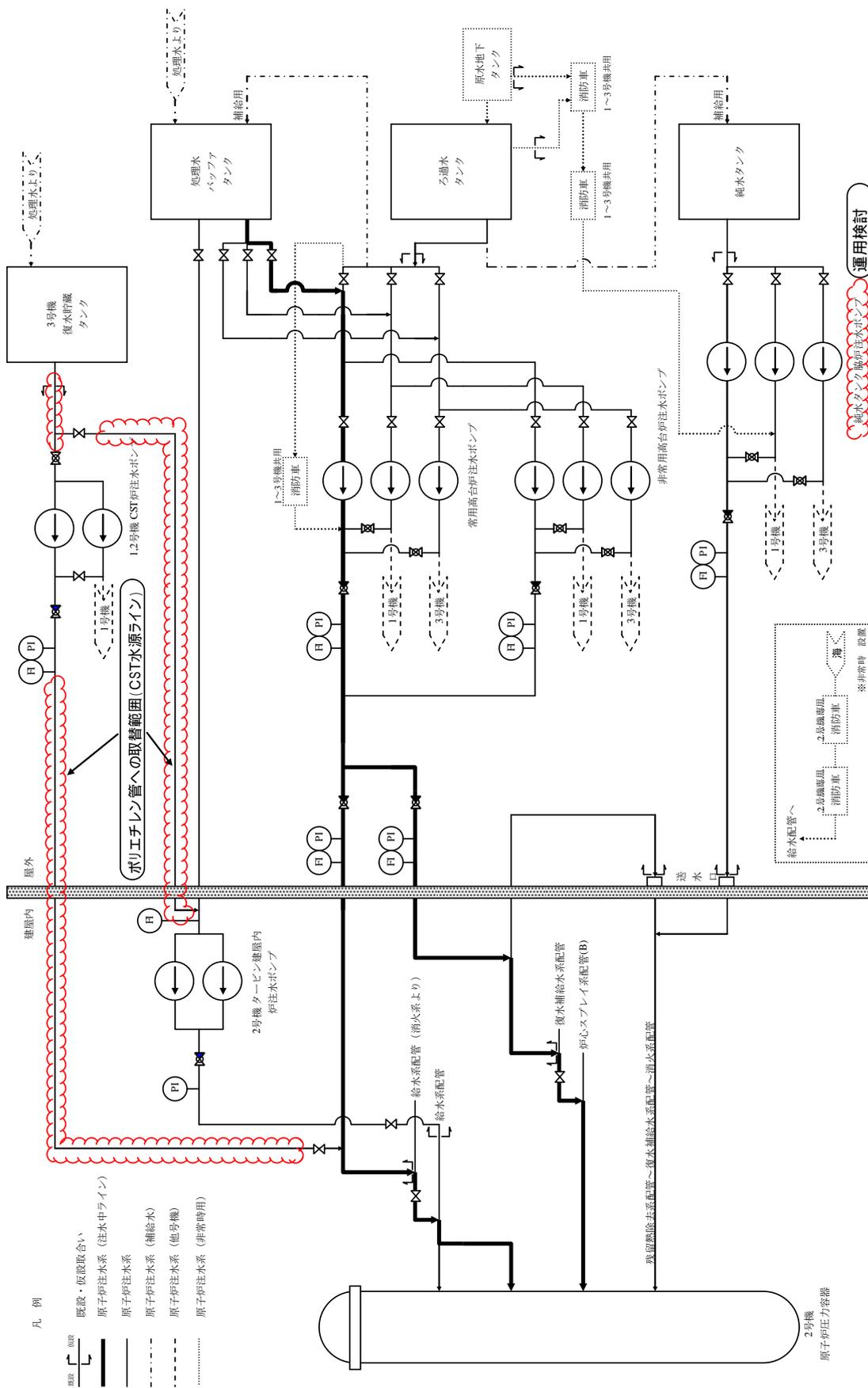


図1-1 原子炉注水系における信頼性向上範囲概略図 (1号機)



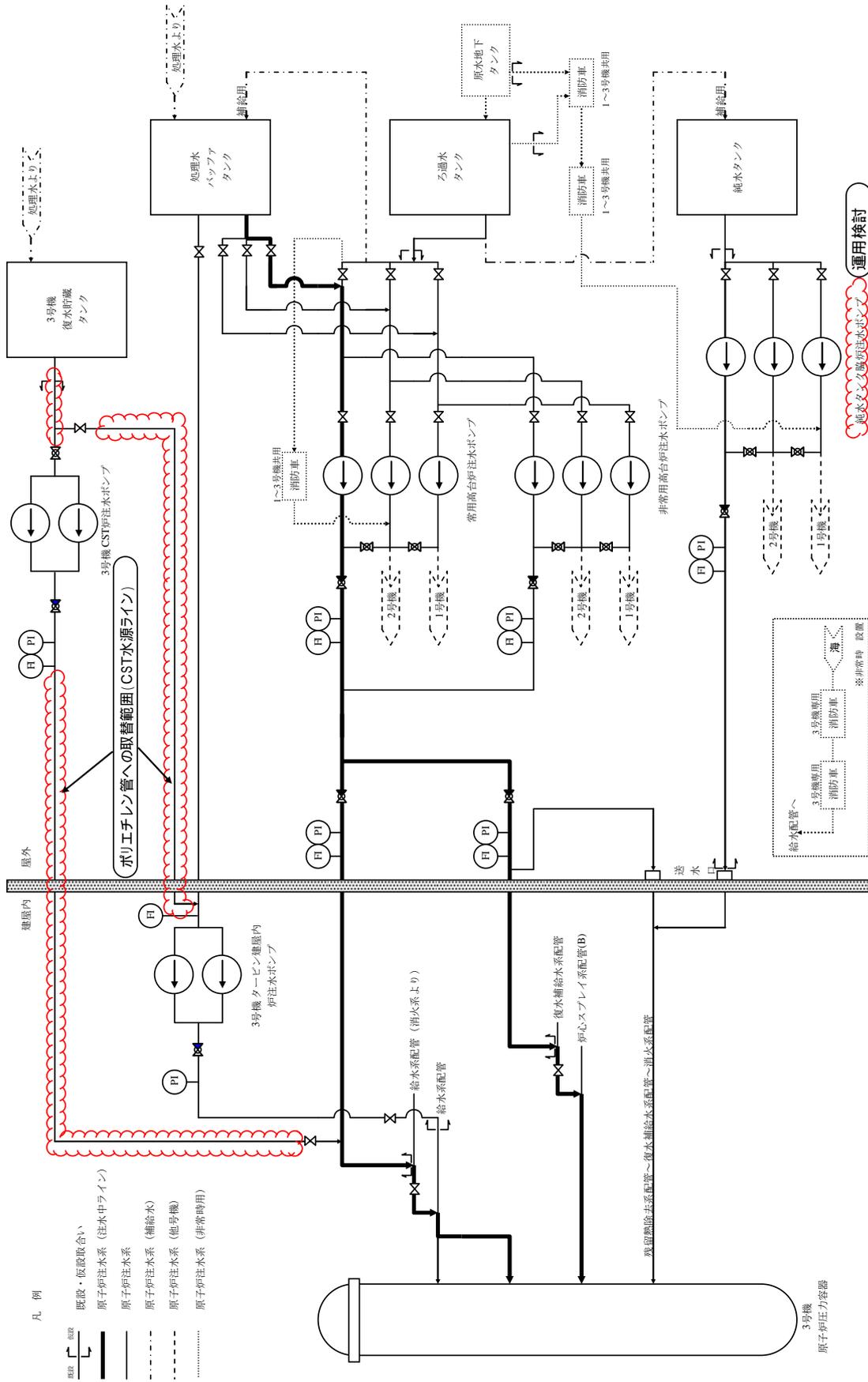


図 1-3 原子炉注水系における信頼性向上範囲概略図 (3号機)

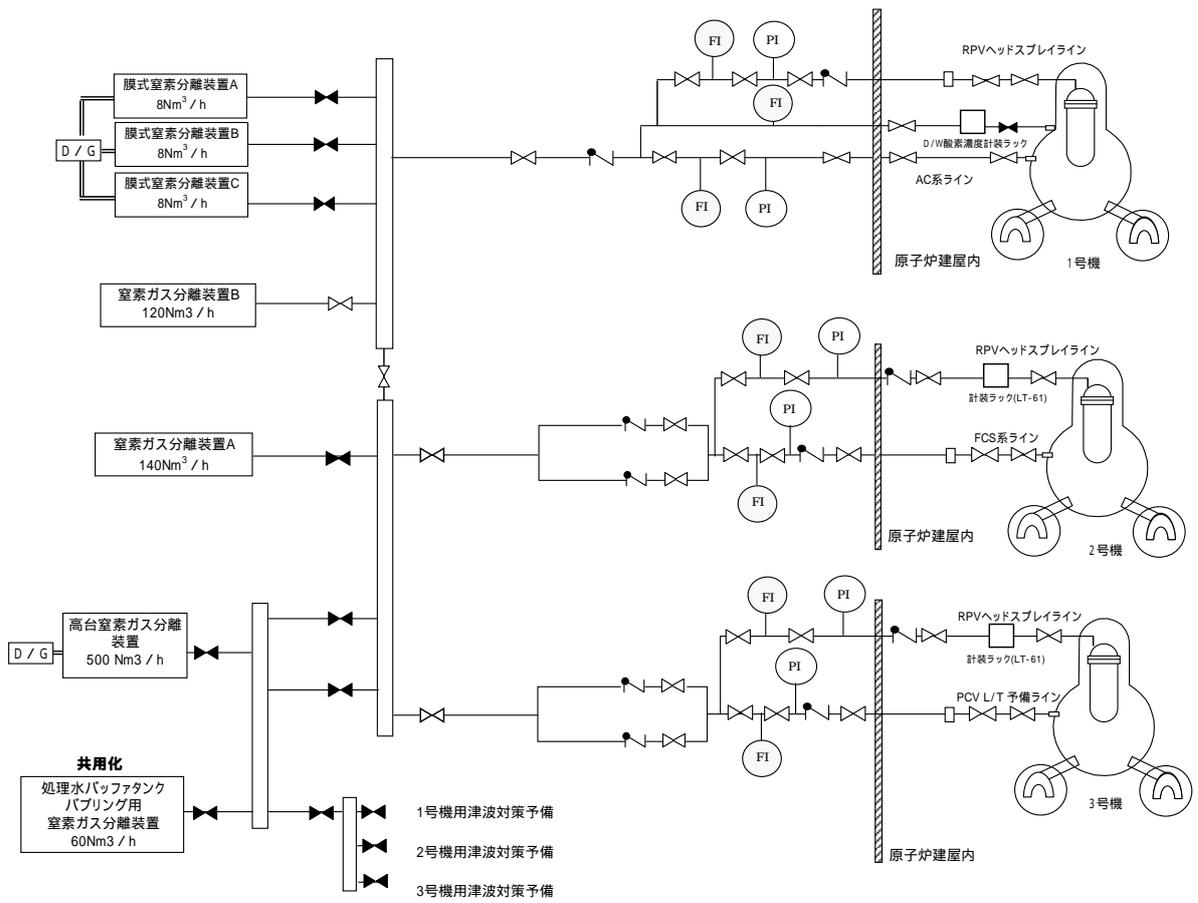


図 1 - 4 原子炉格納容器内窒素封入設備 系統概要図

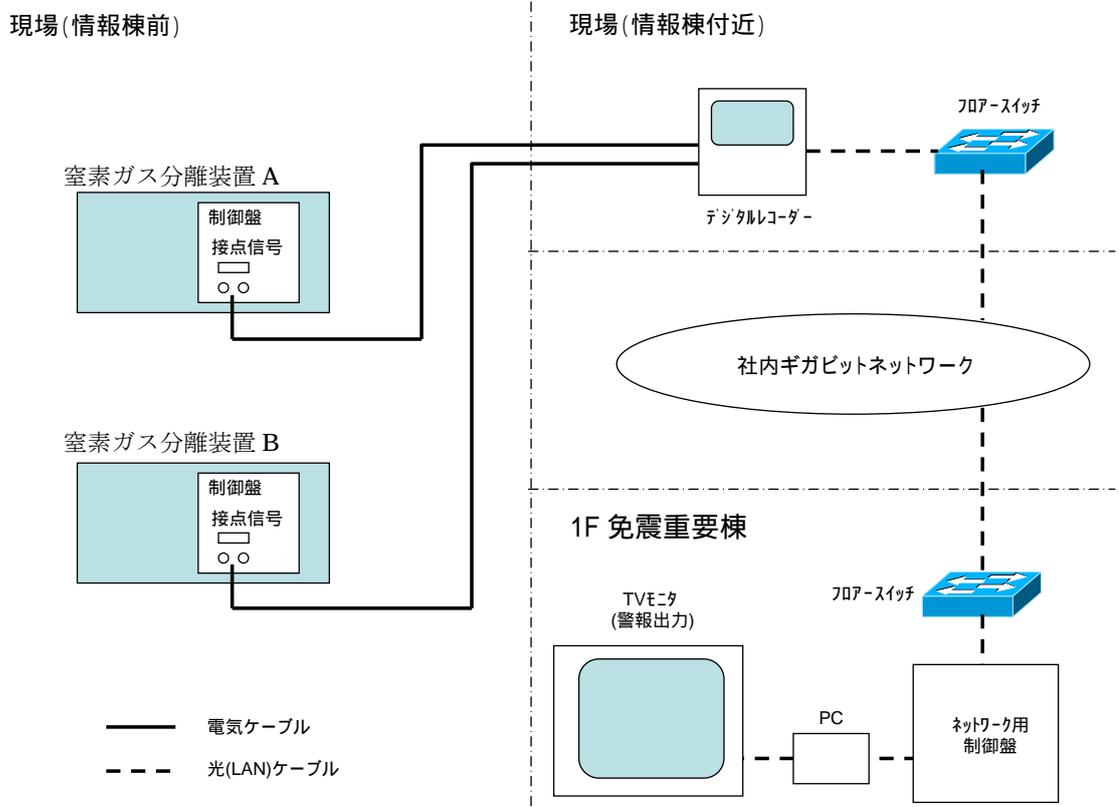


図 1 - 5 原子炉格納容器内窒素封入設備 警報信号伝送図

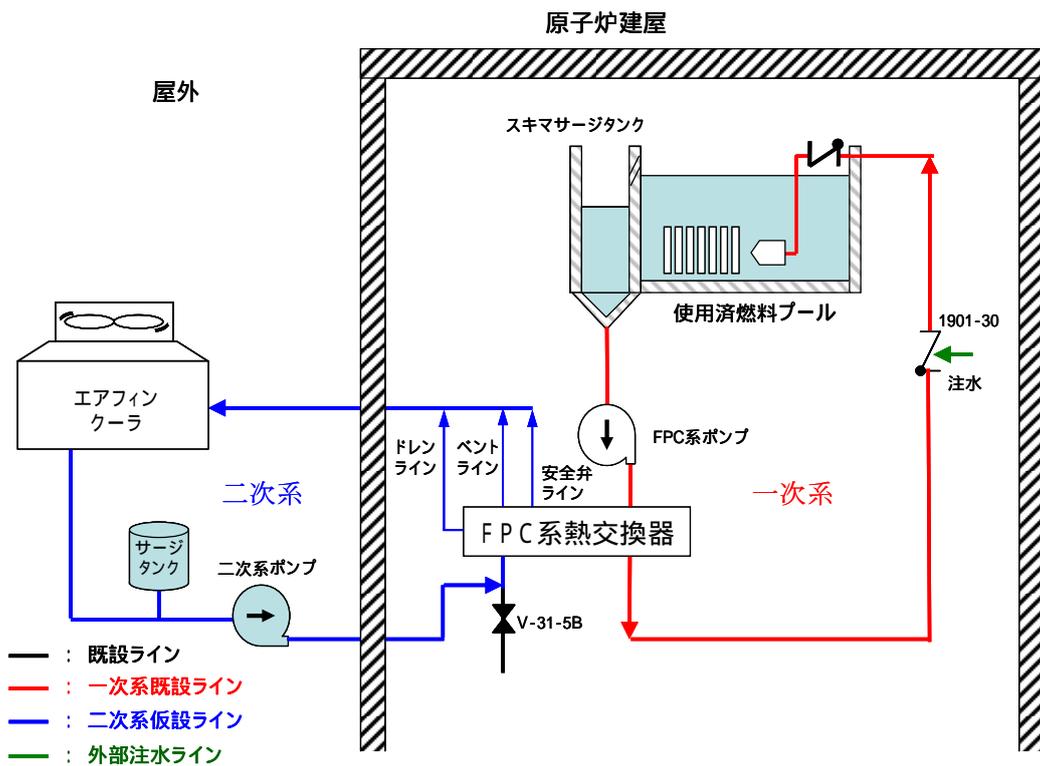


図 1-6 使用済燃料プール冷却系 システムの概要 (1号機)

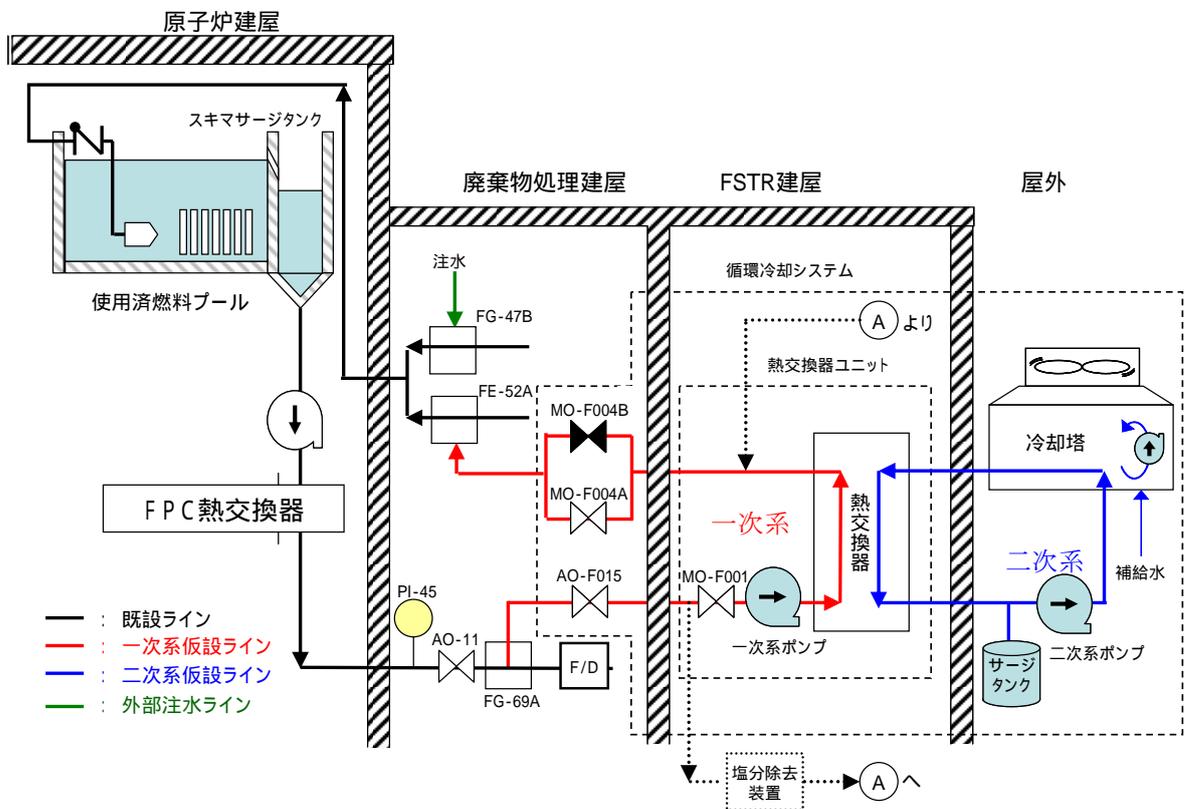


図 1-7 使用済燃料プール冷却系 システムの概要 (2号機)

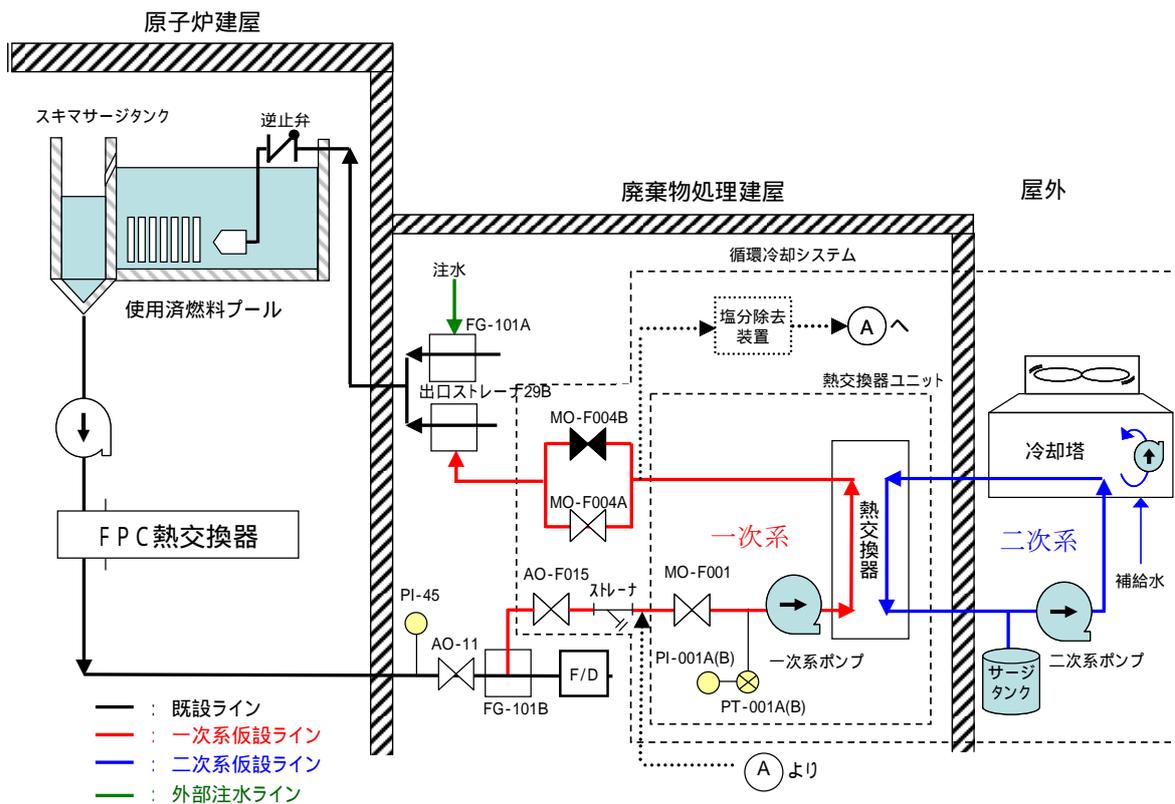


図 1 - 8 使用済燃料プール冷却系 システムの概要 (3号機)

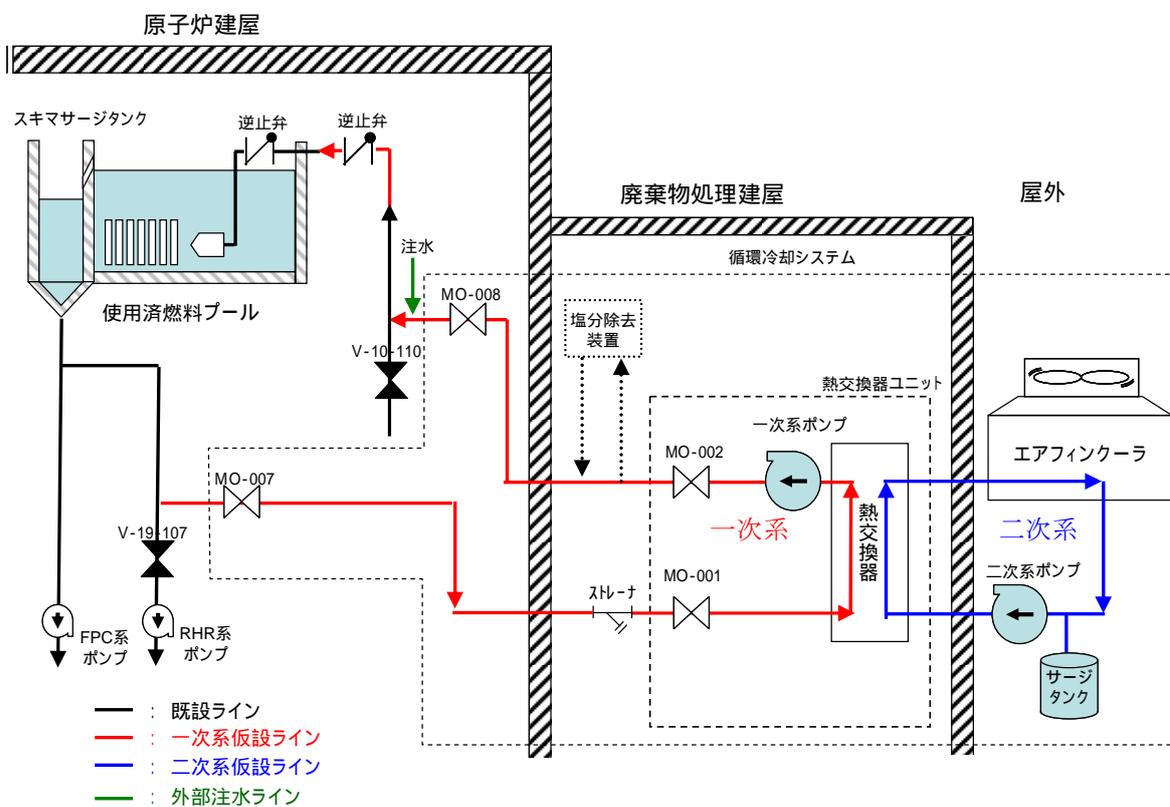


図 1 - 9 使用済燃料プール冷却系 システムの概要 (4号機)

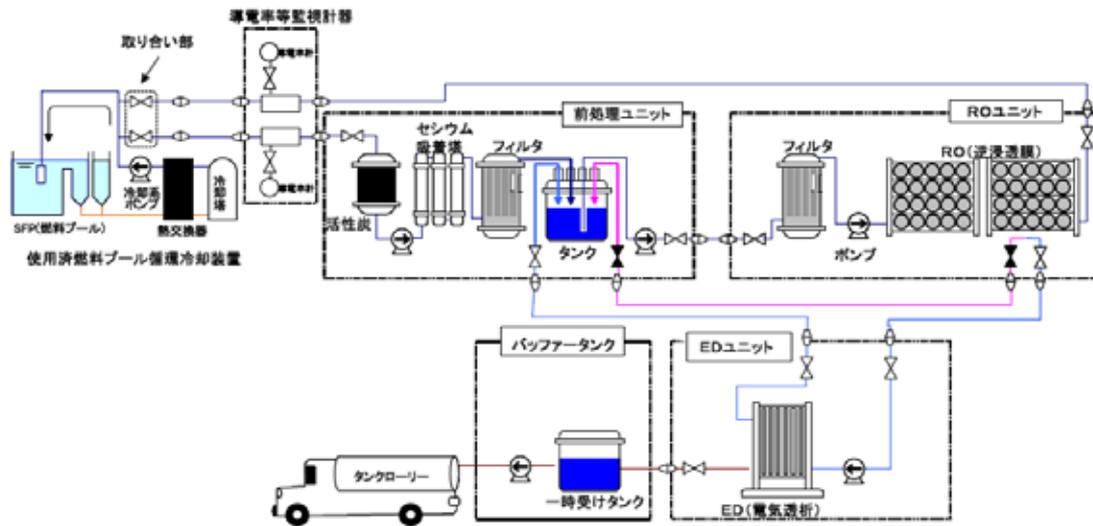


図 1 - 1 0 使用済燃料プール冷却系 塩分除去装置の概要

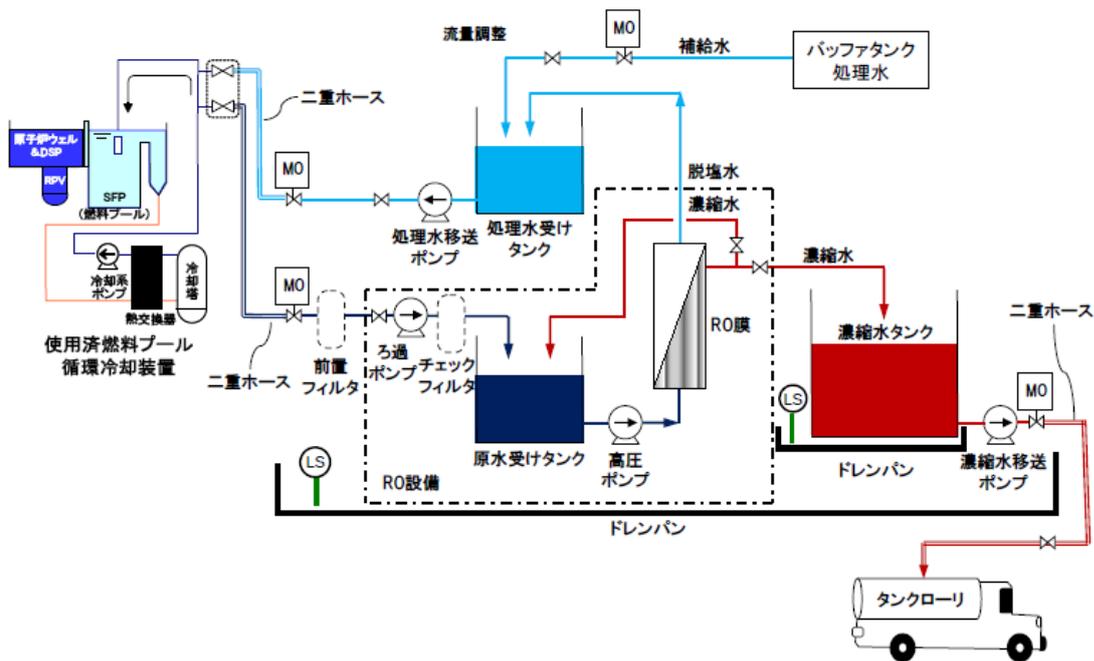


図 1 - 1 1 使用済燃料プール冷却系 モバイル塩分除去装置の概要

- 塩化物イオンによる SUS304 の局部腐食発生限界を考慮。
  - ・ 図中曲線の下領域が腐食が発生しない環境。
  - ・ 使用済燃料プール水の温度は実績として 40°C 以下で管理されていることから、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。
  - ・ 以上から、使用済燃料プール水質の目標値を保守的に 100 ppm と設定。
  - ・ なお、プール水温度が長期間 40°C を上回る場合には目標値を見直すこととする。

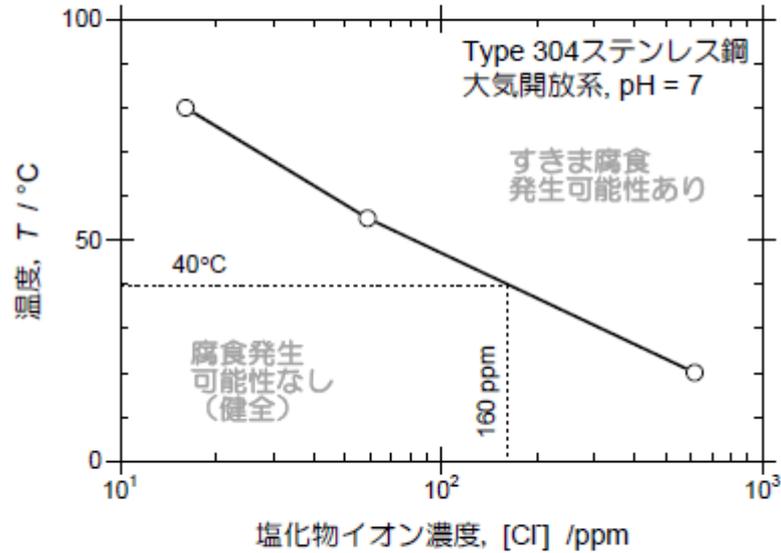
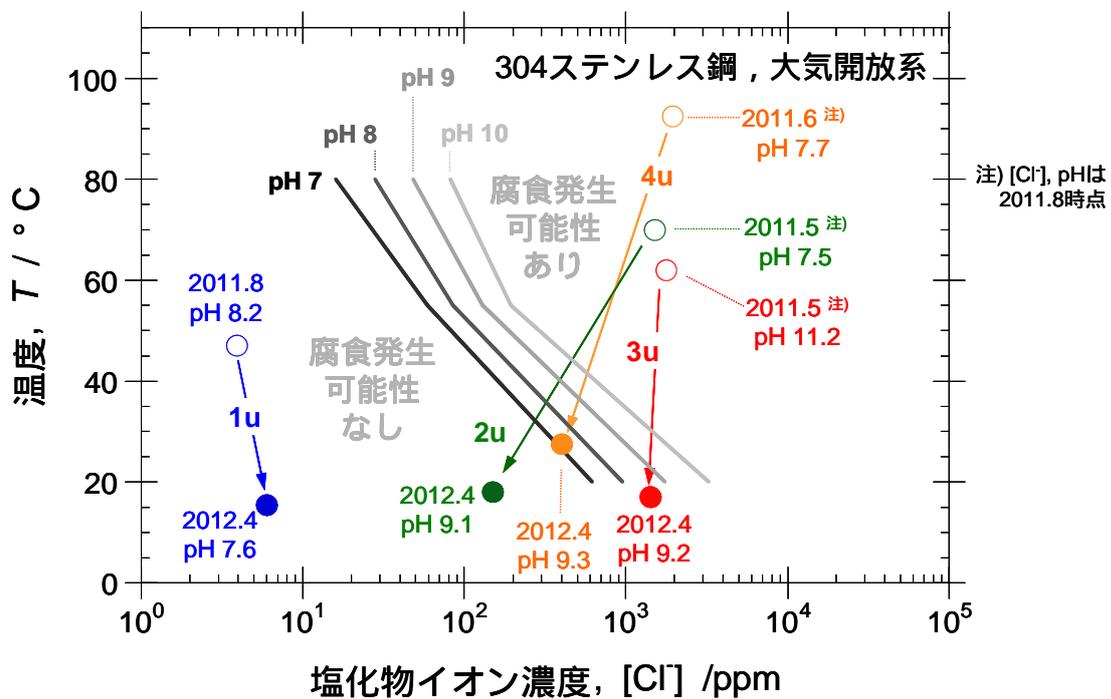


図 1 大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ<sup>1),2)</sup>

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

塩化物イオン濃度の目標値 100 ppm の根拠 (施設運営計画に係る報告書より)

図 1 - 1 2 使用済燃料プール冷却系 塩化物イオン濃度の目標値 100 ppm の根拠



1) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).

2) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS'91, ANS, p. 201 (1991).

図 1 - 1 3 304 ステンレス鋼のすきま腐食発生領域図と燃料プールの状況との比較 (相当する pH の線より左下が防食領域)



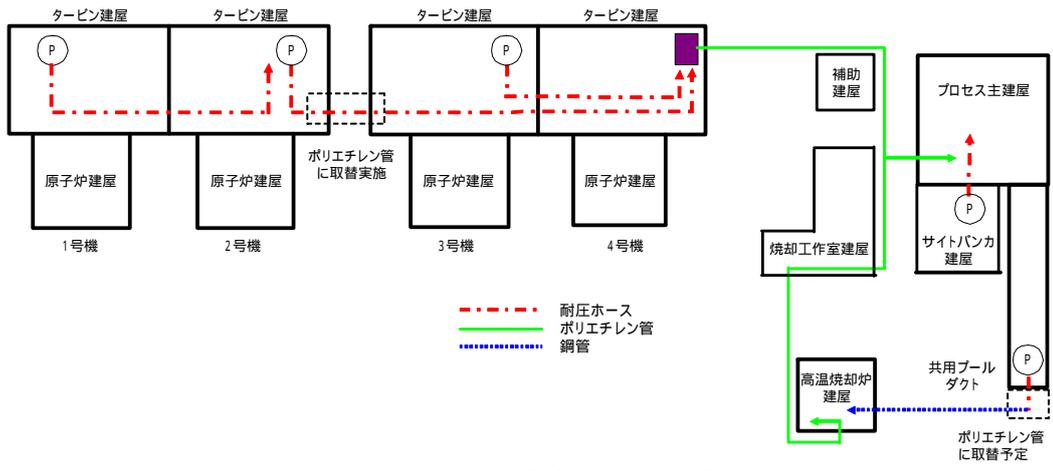


図1-15 滞留水移送配管概略図（通常使用系統）

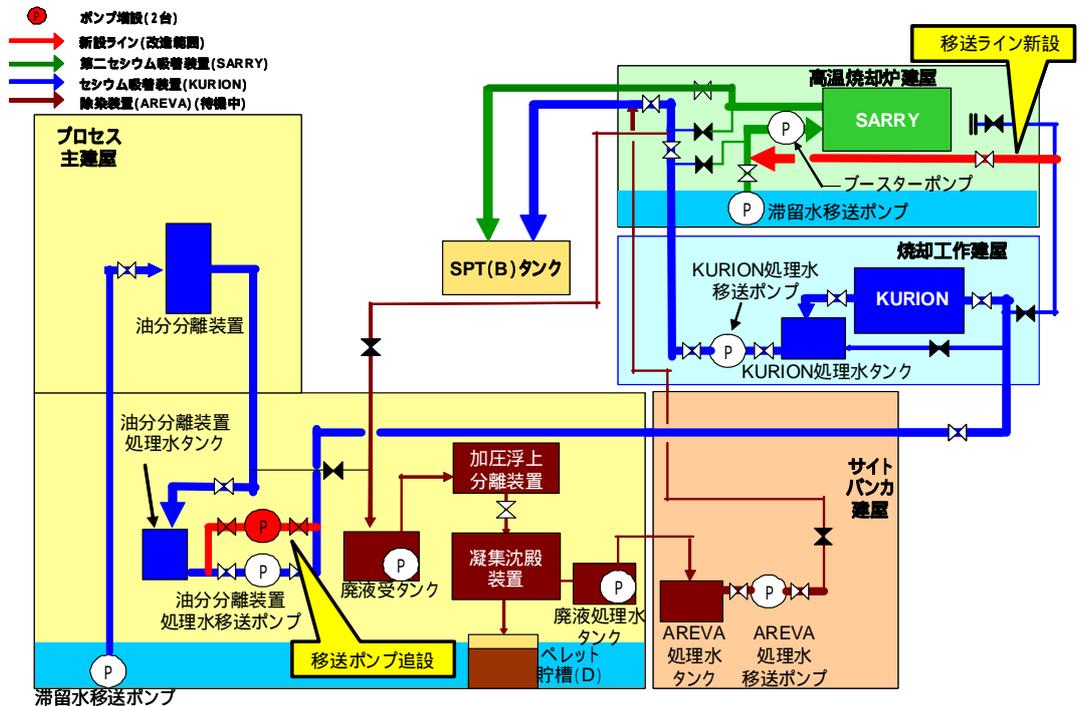


図1-16 処理設備 信頼性向上工事

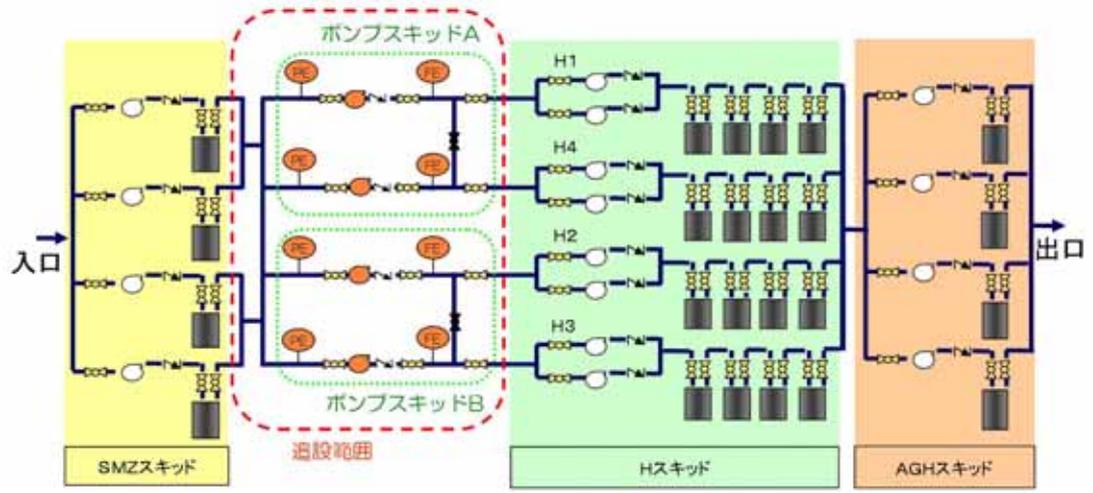


図1-17 セシウム吸着装置 ポンプスキッド増設

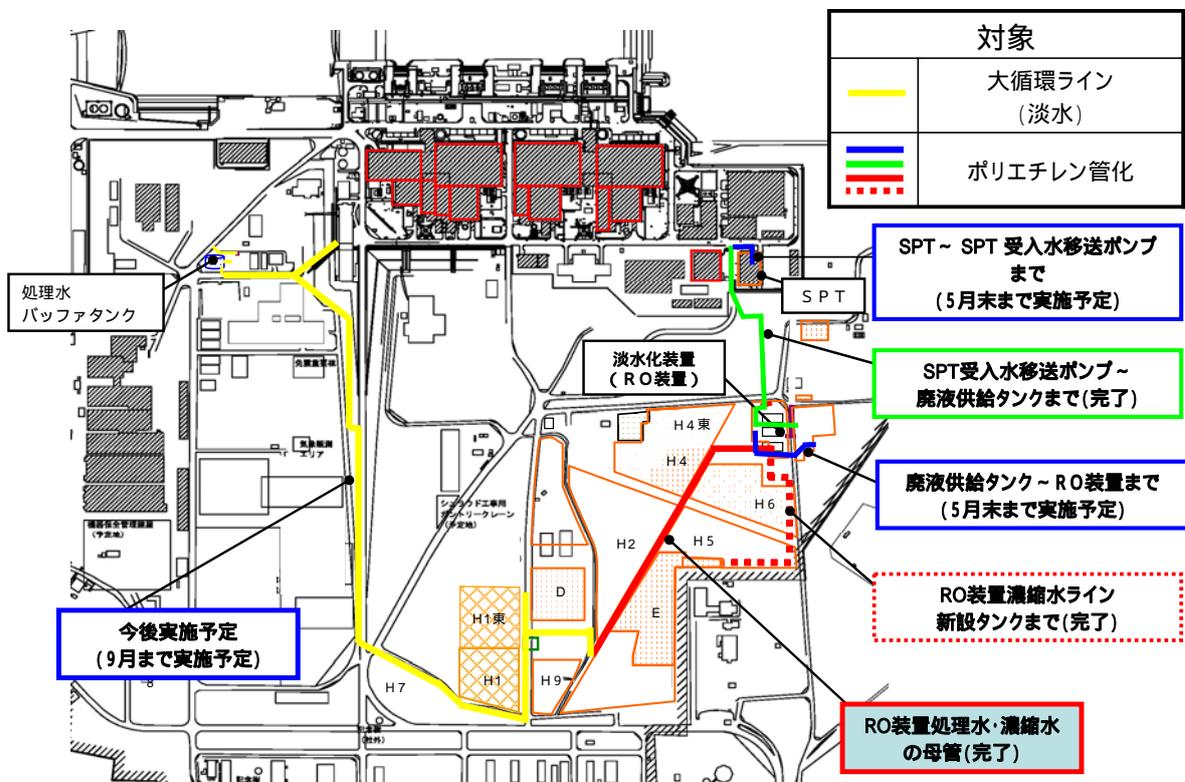


図1-18 淡水化装置 ポリエチレン管施工範囲

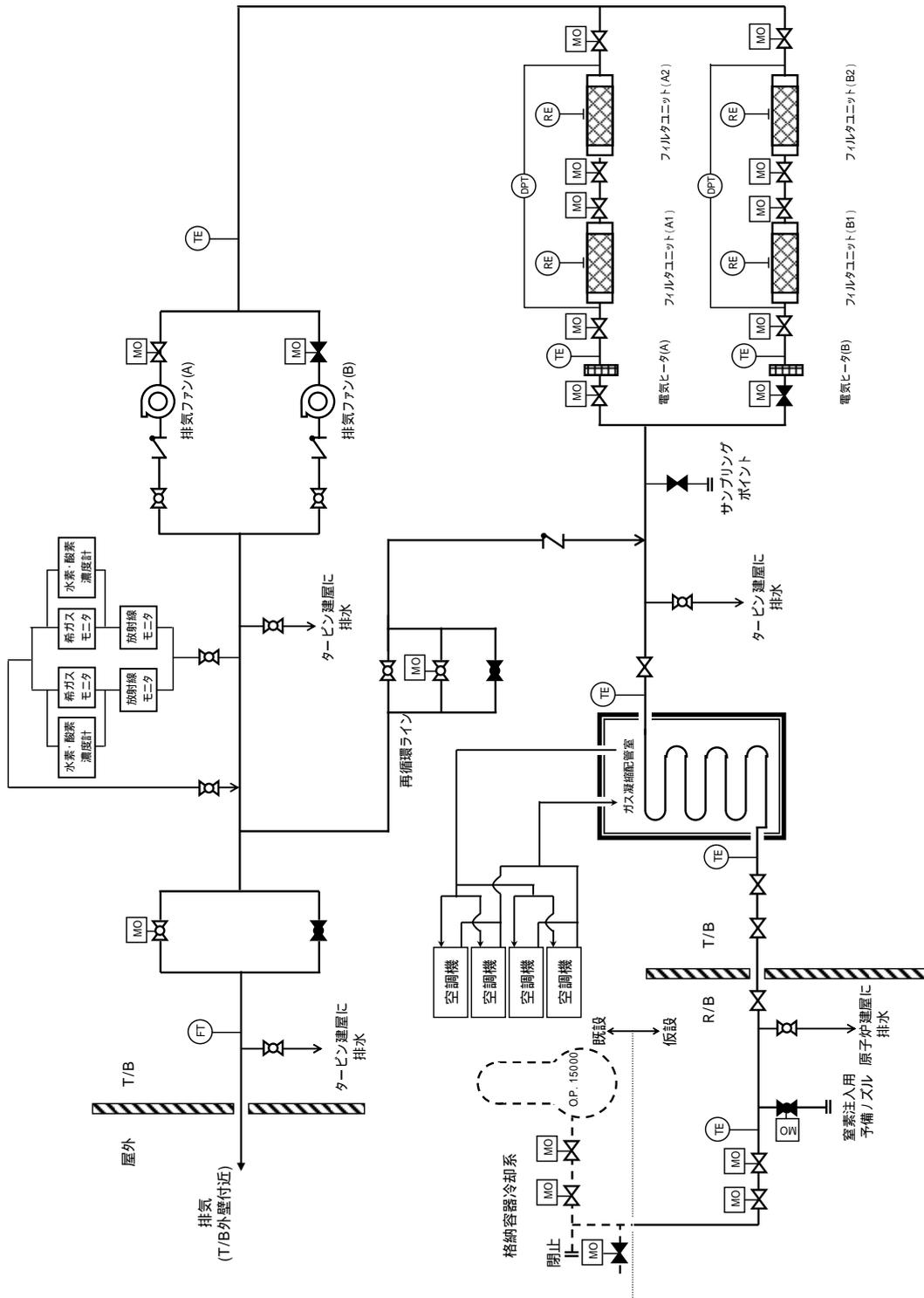


図 1-1-9 1号機原子炉格納容器ガスマネジメント設備 系統概略図

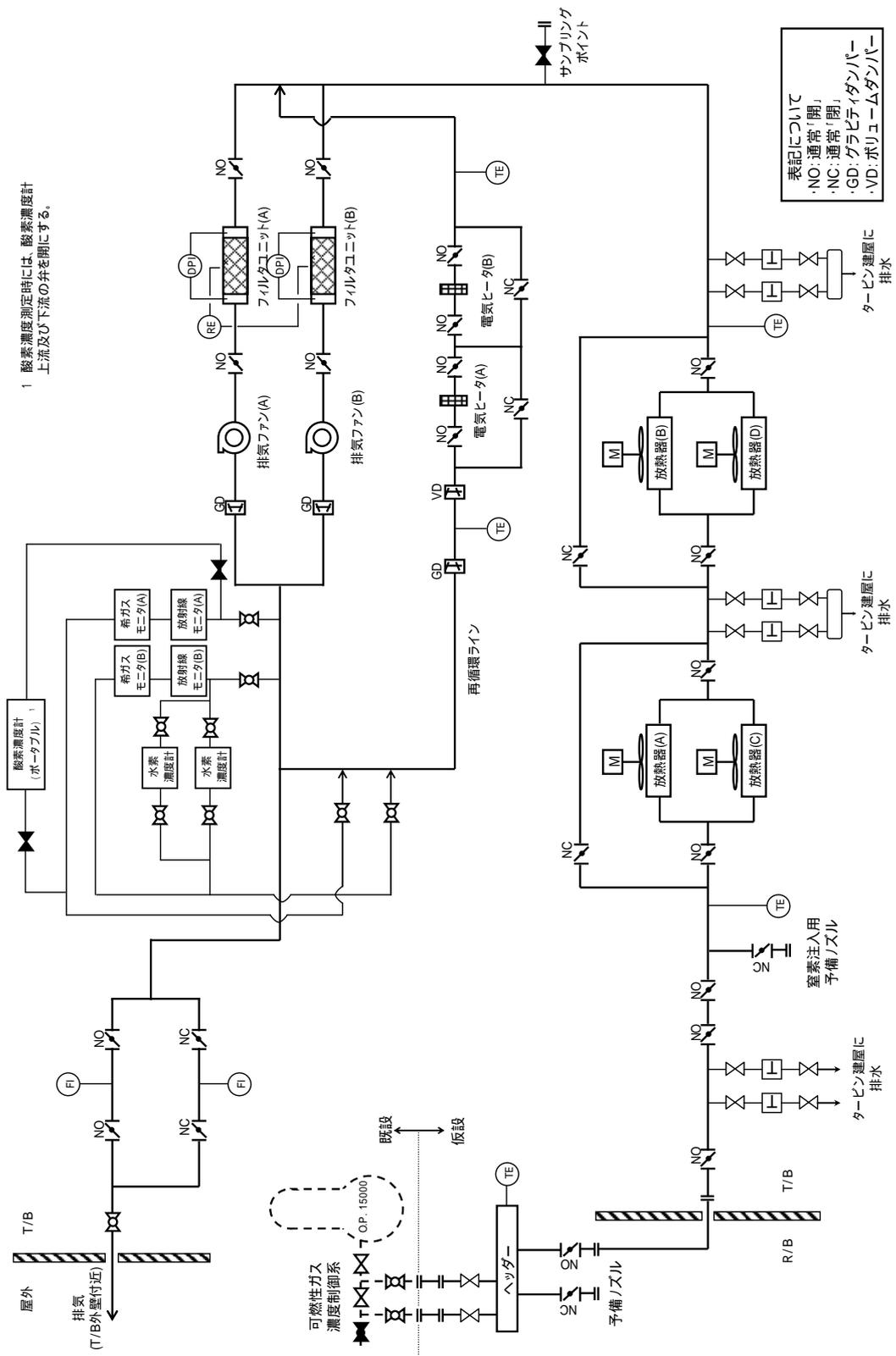
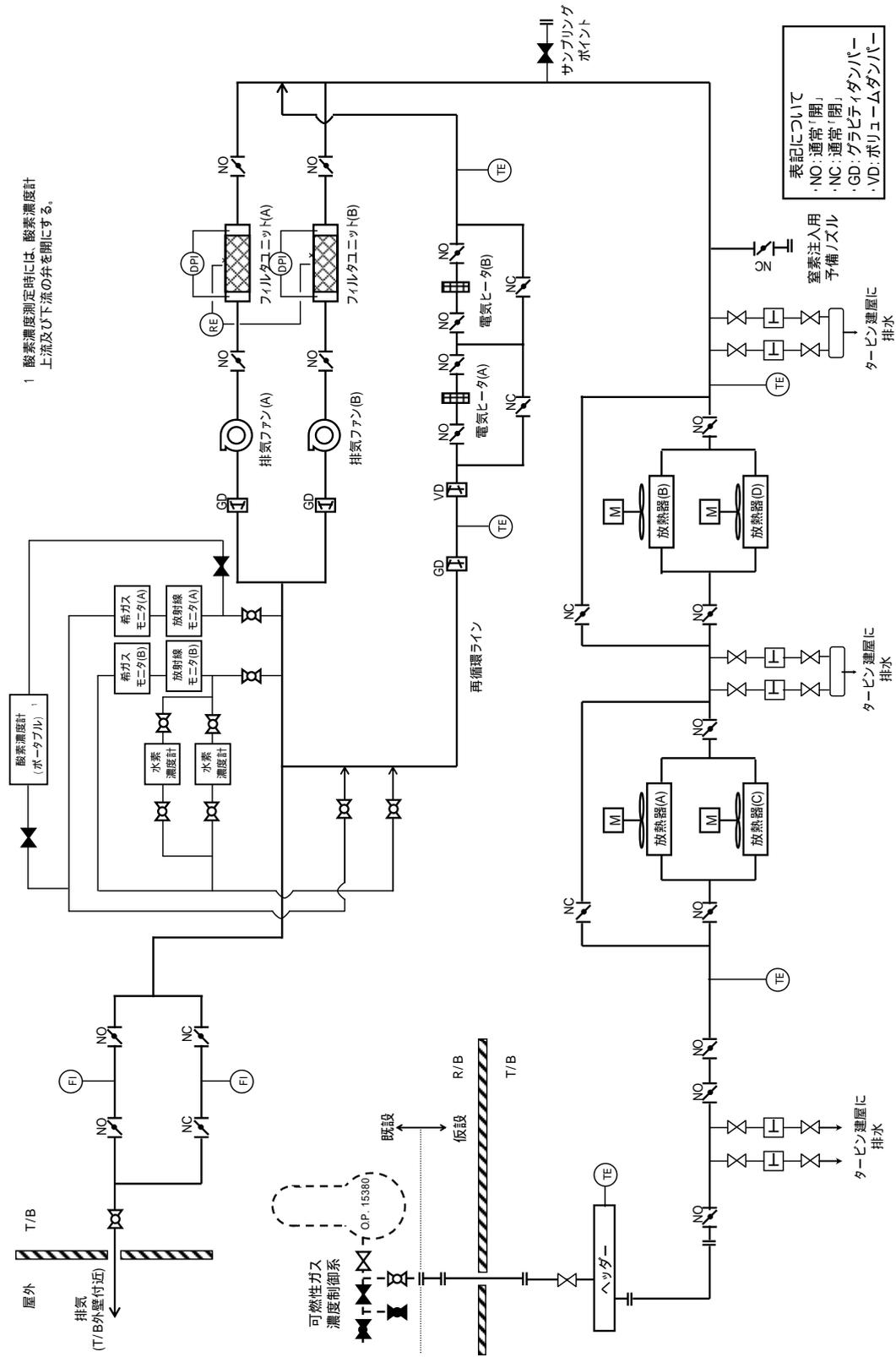


図1-20 2号機原子炉格納容器ガス管理設備 系統概略図



1 酸素濃度測定時には、酸素濃度計  
上流及び下流の弁を閉にする。

図 1-2-1 3号機原子炉格納容器ガス管理設備 系統概略図

2. 「電源について、仮設設備から恒久的な設備へ更新するなど、長期間の使用に耐えるよう信頼性を向上・維持すること。」に関する報告

(1) 外部電源

a. 対象設備

現状の外部電源は以下の6回線である。

- ・ 275kV大熊線2号線
- ・ 66kV大熊線3号線
- ・ 66kV大熊線4号線
- ・ 66kV双葉線1号線(夜の森線1号線用開閉装置で受電)
- ・ 66kV双葉線2号線(夜の森線2号線用開閉装置で受電)
- ・ 66kV東北電力(株)東電原子力線

b. 中期的安全確保施設運営計画(その1)報告以降の取組(図2-1、2-7参照)

外部電源の信頼性向上対策として、以下の通り仮設の受変電設備に代わり南側66kV開閉所及び所内共通変圧器を新設した。また、南側66kV開閉所の母線、遮断器の監視及び操作を免震重要棟から可能とするため、遠方監視・操作装置を新設した。

南側66kV開閉所の新設

3/4号機用電源、共用プール用電源、汚染水処理設備等へは、大熊線3号線から仮設の受変電設備(66kV開閉器、受電用変圧器、6kV開閉装置(MC))を通して電源を供給していた。これら仮設の受変電設備に代わり、従来の原子力発電所と同等の信頼性確保と電源容量の確保のため南側66kV開閉所を新設し、平成24年3月に運転を開始した。新設した受変電設備のうち開閉設備には地震に強いガス絶縁開閉装置(GIS)を採用し、また、開閉所は高台(OP.30mエリア)に設置することで、津波の影響を受けないようにした。開閉所には大熊線3号線その他、大熊線4号線、東電原子力線を接続することで送電線の多重性を確保した。

所内共通変圧器の新設

南側66kV開閉所近傍に所内共通変圧器を2台設置した。変圧器の容量は1台あたり30MVAとし、1台が点検又は故障で停止となっても現状及び今後計画している負荷に対して十分な電源容量を確保した。

変圧器の基礎ボルト本数を従来に比べて増やし耐震性を高めるとともに、開閉所同様、高台(OP.30mエリア)に設置することで津波の影響を受けないようにした。

c. 現状の外部電源供給形態と信頼性について(表2-1、図2-1参照)

通常時、外部電源は双葉線1/2号線、大熊線3/4号線及び大熊線2号線から受電している。双葉線1/2号線は既設の5/6号66kV開閉所(夜の森線受電用開閉装置)に接続され、連系線を通して所内共通M/C(1A)及び所内共通M/C(1B)に電源を供給している(M/C:メタルクラッドスイッチギア(所内高圧母線))。5/6号66

kV開閉所の2重母線は並列運用しているため、双葉線1/2号線のいずれかが停止となっても、所内共通M/C(1A)及び所内共通M/C(1B)への電源供給は維持される。

大熊線3/4号線は南側66kV開閉所に接続され、所内共通M/C(2A)及び所内共通M/C(2B)を通して、プロセス建屋常用M/C、プロセス建屋後備M/C、蒸発濃縮処理設備M/C、所内共通D/G(A)M/C、仮設3/4号M/C(A)、予備変M/Cに電源を供給している。大熊線3/4号線用保護継電器設置までは、南側66kV開閉所の2重母線は送電線2回線受電時は単独運用としており、大熊線3/4号線のいずれかが停止となると、66kV母線のうち1母線が一旦停止となるため、その母線から受電する所内高圧母線が停止する(母線連絡遮断器の手動投入で復旧)。

大熊線2号線については、仮設の受変電設備(受電用変圧器、6kV開閉装置(MC))を通して電源を供給できる構成になっているが、現在は充電しているのみで負荷には電源を供給していない。また、東電原子力線は、大熊線3/4号線から受電できない際の予備電源としている。

以上をまとめると「表2-1」の通りとなる。現状の外部電源の受変電設備のうち、仮設設備を使用し長期信頼性が確保されていないものは大熊線2号線受変電設備のみと評価される。また、大熊線3/4号線については送電線保護継電器の設置までは、送電線停止で66kV母線及び所内共通M/Cが一旦停電となってしまう。

表2-1 外部電源の信頼性

	長期使用に対する信頼性*	送電線1回線停止時の停電範囲	通常接続する所内高圧母線
275kV大熊線2号線	【低】 受電用変圧器、6kV開閉装置(MC)に仮設設備を使用	なし	なし
66kV大熊線3号線	【高】	所内共通M/C(2A)停電 (手動操作要)	所内共通M/C(2A) - プロセス建屋常用M/C - 所内共通D/G(A)M/C - 仮設3/4号M/C(A) - 予備変M/C
66kV大熊線4号線	【高】	所内共通M/C(2B)停電 (手動操作要)	所内共通M/C(2B) - プロセス建屋後備M/C - 蒸発濃縮処理設備M/C
66kV双葉線1号線	【高】	1回線停止時も停電なし	所内共通M/C(1A)
66kV双葉線2号線	【高】	1回線停止時も停電なし	所内共通M/C(1B)
66kV東電原子力線	【高】	予備	予備

\* 従来から実績のある設備を採用し、地震・津波に対する対策を実施済みのものを【高】、仮設設備のままのものを【低】と評価。地震については中越沖地震、東北地方太平洋沖地震で損傷がなかったものと同様な設備であること、津波については東北地方太平洋沖地震での津波影響範囲外に設置していることを評価基準とした。

#### d . 今後の計画

「(1)c .」に記載の通り、外部電源の受変電設備のうち275kV大熊線2号線用のみが一部の機器に仮設の受変電設備(受電用変圧器、6kV開閉装置(MC))を使用している(図2-1参照)。

現在、大熊線2号線の負荷はない。今後、「(3)d .」に記載するように2台目の所内共通ディーゼル発電機の復旧により非常用電源についても十分な信頼性を確保し(平成24年10月目途)、「(2)d .」に記載するように所内高圧母線の連系を強化し、南側66kV開閉所からの電力融通の信頼性向上を図った上で大熊線2号線からの仮設受変電設備を通しての受電は廃止する(平成24年11月目途)(表2-3、図2-3、図2-4参照)。

また、南側66kV開閉所については、大熊線3/4号線用保護継電器設置後に66kV2重母線を並列運用し、大熊線3/4号線のいずれかが停止となっても、所内高圧母線への電源供給が維持されるようにする(平成24年9月目途)(表2-3参照)。

さらに外部電源受変電設備について耐震性評価を実施する(平成25年3月目途)(表2-3参照)。

#### e . 保全による信頼性維持

外部電源の受変電設備については、設備の重要性を踏まえ、従来の同類設備の保全ルールを踏襲し、時間基準保全に基づく保全計画を策定した。

今後、この保全計画に沿った設備・機器の信頼性を維持する活動を実施していく。

### (2) 所内高圧母線及び連系線

#### a . 対象設備

現状の所内高圧母線は以下の母線である(各母線の負荷は表2-2参照)。

- ・ 所内共通M/C(1A)
- ・ 所内共通M/C(1B)
- ・ 所内共通M/C(2A)
- ・ 所内共通M/C(2B)
- ・ プロセス建屋常用M/C
- ・ プロセス建屋後備M/C
- ・ 蒸発濃縮処理設備M/C
- ・ 所内共通D/G(A)M/C
- ・ 仮設3/4号M/C(A)
- ・ 予備変M/C
- ・ 大熊線2号線用の仮設6kV開閉装置(MC)

#### b . 中期的安全確保施設運営計画(その1)報告以降の取組

単一の所内高圧母線の故障があっても、所内負荷の全機能が喪失しないよう、2系統目の所内高圧母線として所内共通M/C(1B)及び所内共通M/C(2B)を新設した。合わせて電源設備の信頼性向上のため、仮設1/2号M/C(A)、仮設1

／2号M/C(B)を電気系統から切り離れた。また、仮設3／4号M/C(B)の負荷を本設M/Cに移設した(平成24年7月)。

さらに、遠方監視・操作装置を新設することで、所内共通M/C(2A)、所内共通M/C(2B)、プロセス建屋常用M/C、プロセス建屋後備M/C及び蒸発濃縮処理設備M/Cについて、免震重要棟から電圧表示等の遠方監視及び遮断器の操作を可能とし、所内共通M/C(1A)、所内共通M/C(1B)については遠方監視を可能とした(図2-1、図2-2、図2-7参照)。

#### 所内共通M/C(1B)新設

常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプ、窒素ガス分離装置等は、仮設1／2号M/C(A)、仮設1／2号M/C(B)を通して電源を供給していた。電源の信頼性向上のため、これら仮設設備に代えて、所内共通M/C(1A)に加え、所内共通M/C(1B)を津波の影響を受けない高台(O.P.30mエリア)に新設した。その後、仮設1／2号M/C(A)及び仮設1／2号M/C(B)の負荷については、接続先を所内共通M/C(1A)又は所内共通M/C(1B)に変更し、仮設M/Cは電気系統から切り離れた。

#### 所内共通M/C(2B)新設

プロセス建屋常用M/C、プロセス建屋後備M/C、蒸発濃縮処理設備M/C、仮設3／4号M/C(A)、仮設3／4号M/C(B)には、仮設の6kV開閉装置(MC)を通して電源を供給していた。電源の信頼性向上のため所内共通M/C(2A)に加えて、所内共通M/C(2B)を津波の影響を受けない高台(O.P.30mエリア)に新設した。その後、プロセス建屋常用M/C、プロセス建屋後備M/C、蒸発濃縮処理設備M/C、仮設3／4号M/C(A)、仮設3／4号M/C(B)の受電元を所内共通M/C(2A)又は所内共通M/C(2B)に変更した。予備変M/Cの受電元についても大熊線2号線MCから所内共通M/C(2A)に変更した(平成24年5月)。また、仮設3／4号M/C(B)の負荷を本設M/Cに移設した(平成24年7月)。

#### 所内共通D/G(A)M/C新設

所内共通ディーゼル発電機A号機の受電用として、所内共通D/G(A)M/Cを運用補助共用施設共用プール棟地下1階に新設した。

### c. 現状の所内高圧母線形態と信頼性について(表2-2、図2-1参照)

所内高圧母線のうち所内共通M/C(1A)、所内共通M/C(1B)については、双葉線1／2号線から5／6号機66kV開閉所を通して受電し、主に1～4号機の北側エリアに設置されている負荷に電源を供給している。単一の所内高圧母線の故障があっても、所内負荷の全機能が喪失しないように、所内共通M/C(1A)、所内共通M/C(1B)に所内負荷を分割接続、或いは双方に接続することができる構成としている。

所内共通M/C(2A)及び所内共通M/C(2B)については、大熊線3／4号線から南側66kV開閉所を通して受電し、プロセス建屋常用M/C、プロセス建屋後備M/C、蒸発濃縮処理設備M/C、所内共通D/G(A)M/Cを通して、主に1～4号機の南側エリアに設置されている負荷に、また所内共通M/C(2A)か

ら予備変M/Cを通して構内配電線並びに仮設3/4号M/C(A)に接続されている負荷に電源を供給している。単一の所内高圧母線の故障があっても、所内負荷の全機能が喪失しないように、所内共通M/C(2A)及び2A系統の所内高圧母線(仮設3/4号M/C(A)、プロセス建屋常用M/C、所内共通D/G(A)M/C、予備変M/C)、所内共通M/C(2B)及び2B系統の所内高圧母線(プロセス建屋後備M/C、蒸発濃縮処理設備M/C)に所内負荷を分割接続、或いは双方に接続することができる構成としている。

表2-2 所内高圧母線の信頼性

所内高圧母線	長期使用に対する信頼性*	主な負荷
所内共通M/C(1A) (O.P.30m)	【高】	タービン建屋内炉注水ポンプ、窒素ガス分離装置、滞留水移送装置、P/C 2C、使用済燃料プール冷却設備、格納容器ガス管理システム、ホウ酸水注入設備
所内共通M/C(1B) (O.P.30m)	【高】	常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプ、窒素ガス分離装置、使用済燃料プール冷却設備、格納容器ガス管理システム、滞留水移送装置
所内共通M/C(2A) (O.P.30m)	【高】	プロセス建屋常用M/C、所内共通D/G(A)M/C、予備変M/C
所内共通M/C(2B) (O.P.30m)	【高】	プロセス建屋後備M/C 蒸発濃縮処理設備M/C
プロセス建屋常用M/C (プロセス建屋4F)	【高】	セシウム吸着装置、除染装置
プロセス建屋後備M/C (プロセス建屋4F)	【高】	第二セシウム吸着装置、CST炉注水ポンプ、格納容器ガス管理システム
蒸発濃縮処理設備M/C (O.P.30m)	【高】	淡水化装置(逆浸透膜装置、蒸発濃縮缶装置)
所内共通D/G(A)M/C (運用補助共用施設共用プール棟B1F)	【中】	所内共通ディーゼル発電機A号機
仮設3/4号M/C(A) (O.P.10m)	【低】	P/C 4D、使用済燃料プール冷却設備、共用プール、格納容器ガス管理システム、タービン建屋内炉注水ポンプ
予備変M/C (O.P.30m)	【高】	構内配電線、仮設3/4号M/C(A)
大熊線2号線用の仮設6kV開閉装置(MC) (O.P.30m)	【低】	なし

\* 従来から実績のある設備を採用し、地震・津波に対する対策を実施済みのものを【高】、一部未完了なものを【中】、仮設設備のままのものを【低】と評価。地震については中越沖地震、東北地方太平洋沖地震で損傷がなかったものと同様な設備であること、津波についてはO.P.30m以上か建屋の上層階に設置、又は防水性向上対策が完了していることを評価基準とした。

所内共通M/C(1A)と所内共通M/C(2A)間は、予備変M/C及び大熊線2

号線用の仮設 6 kV開閉装置(MC)を通して連系可能な構成としている。

現状の所内高圧母線設備について長期使用に対する信頼性を評価すると「表 2 - 2」の通りとなる。仮設設備を使用し、長期信頼性が確保されていないものは、仮設 3 / 4号M / C(A)及び大熊線 2号線用の仮設 6 kV開閉装置(MC)である。また、所内共通D / G(A)M / Cについては、設置している運用補助共用施設共用プール棟の防水性向上対策が一部未完了となっている。

#### d . 今後の計画

所内高圧電源の信頼性向上のため、仮設 3 / 4号M / C(A)の重要負荷(P / C 4 D、使用済燃料プール冷却設備、格納容器ガス管理システム、共用プール等)を、プロセス建屋常用M / C、プロセス建屋後備M / C或いは今後設置予定の共用プールM / C等の本設M / Cへ移設する(移設計画は平成 2 4年 7月を目途に作成、移設は平成 2 5年 3月目途、ただし共用プールM / Cへ移設するものは平成 2 5年 9月目途に実施の予定)(表 2 - 3、図 2 - 2、図 2 - 6参照)。

また、所内共通M / C(1 A)と所内共通M / C(2 A)の連系については、これらを直接結ぶように構成変更し、大熊線 2号線用の仮設 6 kV開閉装置(MC)を経由しない構成とする。さらに、所内共通M / C(1 B)と所内共通M / C(2 B)の連系線を新たに布設し、1 ~ 6号機間の外部電源、ディーゼル発電機を含めた電源融通の容量を向上させる。これにより 1 ~ 6号機間の 2系統の独立した所内高圧電源系統が完成し、「c .」で述べたように、所内負荷をA系・B系電源に分割接続、或いは双方に接続することで負荷の全機能喪失の可能性をさらに低減し、また、所内高圧母線故障時の多様な融通経路が確保できるようになる(平成 2 4年 1 1月目途)(表 2 - 3、図 2 - 4参照)。

所内共通D / G(A)M / Cについては、遠方監視・操作装置を新設し、免震重要棟からの遠方監視・操作を可能とする(平成 2 4年 1 2月目途)。また、合わせて所内共通M / C(1 A)、所内共通M / C(1 B)の遮断器の遠方操作についても可能とする(平成 2 4年 1 1月目途)(表 2 - 3、図 2 - 4、図 2 - 5参照)。

「(4)」で記載するプラント内の低圧電源母線(P / C)の信頼性向上策として検討を進めるP / Cの 2系列化に際し、その電源供給元の確保の観点で新たにタービン建屋内に高圧所内母線を設置することも検討する(平成 2 4年 7月検討完了目途)(表 2 - 3、図 2 - 6参照)。

運用補助共用施設共用プール棟地下 1階に設置した所内共通D / G(A)M / Cの津波対策として、運用補助共用施設共用プール棟地下部分については主な水の浸入ルートであるケーブル引き込み部を地下から地上へ変更し、従来のケーブルルートを閉鎖するなどの防水性向上対策を実施しているが、建屋地上部分についても防水性向上対策を実施し、津波に対する信頼性を向上させる(平成 2 5年 9月目途)。

さらに本設の所内高圧母線について耐震性評価計画を作成し(平成 2 4年 7月目途)その計画に基づき評価を行う(表 2 - 3参照)。

#### e . 保全による信頼性維持

所内高圧母線設備については、設備の重要性を踏まえ、従来の同類設備の保全ル

ールを踏襲し、時間基準保全に基づく保全計画を策定した。

今後、この保全計画に沿った設備・機器の信頼性を維持する活動を実施していく。

### (3) 非常用電源設備

#### a. 対象設備

現状の非常用電源設備は以下のとおりである。

- ・ 所内共通ディーゼル発電機 A 号機
- ・ 電源車 ( 7 5 0 k V A ) 1 台
- ・ 電源車 ( 5 0 0 k V A ) 1 台

#### b. 中期的安全確保施設運営計画(その1)報告以降の取組(図 2 - 1、図 2 - 7 参照)

運用補助共用施設共用プール棟内の所内共通ディーゼル発電機 A 号機(旧非常用ディーゼル発電機 4 B ) を復旧した。

また、電源車を接続する高圧母線を仮設機器から高台( O . P . 3 0 m エリア ) 設置の本設設備へ変更した。

##### 所内共通ディーゼル発電機 A 号機復旧

津波により被水したため使用不能となっていたディーゼル発電機用電源盤を新品に取替え、所内共通ディーゼル発電機 A 号機 ( 旧非常用ディーゼル発電機 4 B ) を運用補助共用施設共用プール棟内に復旧した。取替えた電源盤は従来同様耐震 S クラス設計とした。また、東北地方太平洋沖地震での津波の際に、電源盤を設置した運用補助共用施設共用プール棟地下への主な水の浸入ルートとなったケーブル引き込み部については、地下から地上へ変更し、従来のケーブルルートを閉鎖するなどの防水性向上対策を実施した。

##### 電源車接続先変更

電源車の接続先を高台( O . P . 3 0 m エリア ) に設置した所内共通 M / C ( 1 A ) ( 7 5 0 k V A 電源車 ) 、所内共通 M / C ( 2 A ) ( 5 0 0 k V A 電源車 ) に変更し、津波の影響を受けないようにするとともに、予め M / C の受電用端子にケーブルを接続しておくことで、非常時の電源車接続時間の短縮を図った。

#### c. 現状の非常用電源設備の信頼性について

所内共通ディーゼル発電機 A 号機については、従来同様、耐震 S クラス設計の電源盤を採用し、高い信頼性を確保しているが、当該設備を設置している運用補助共用施設共用プール棟地上部分の防水性向上対策が一部未完了となっている。

電源車については、所内共通 M / C 用建屋脇に固定化することで、可能な範囲で信頼性を高めた。

#### d. 今後の計画

所内共通ディーゼル発電機については、所内共通ディーゼル発電機 B 号機 ( 旧非常用ディーゼル発電機 2 B ) を復旧し冗長化を図る(平成 2 4 年 1 0 月目途)。また、津波対策として所内共通ディーゼル発電機を設置している運用補助共用施設共用プール地上部分についても防水性向上対策を実施する(平成 2 5 年 9 月目途)(表 2 - 3、図 2 - 3 参照)。

さらに非常用電源系統について耐震性評価計画を作成し（平成24年7月目途）その計画に基づき評価を行う（表2-3参照）。

e. 保全による信頼性維持

所内共通ディーゼル発電機については、設備の重要性を踏まえ、従来の同類設備の保全ルールを踏襲し、時間基準保全に基づく保全計画を策定した。

電源車については、当社配電部の保全内容を踏まえ、月に1回の頻度で運転確認、1年に1回の頻度で社内点検、2年に1回の頻度でメーカー点検（部品交換）、6年に1回の頻度でオーバーホールを行うこととした。

今後、この保全計画に沿った設備・機器の信頼性を維持する活動を実施していく。

（4）プラント内共通低圧電源母線（P/C）

現状、1/2号機の原子炉監視計器用電源、照明電源等には既設のP/C2C、3/4号機の原子炉監視計器用電源、照明電源等には既設のP/C4Dを使用している。電源の信頼性向上のため、それぞれP/Cをもう1系統復旧し電源を二系列化することを検討する（平成24年7月検討完了目途）（表2-3、図2-6参照）。

（5）津波対策

a. 現状の電源設備の信頼性（図2-7参照）

アウターライズ津波を想定した場合、主要電源設備については、O.P.10m以上のエリアに設置しており、仮設防潮堤により海水の浸入は防止できるため、電源設備の機能は維持される。

アウターライズ津波を超える津波を想定した場合、大熊線3/4号線、東電原子力線から受電する南側66kV開閉所や所内共通変圧器は、O.P.30m以上の高台に設置しており、津波による影響はないと想定される。また、双葉線1/2号線から受電する5/6号66kV開閉所や起動用変圧器は、O.P.13mのエリアに設置しているが、東北地方太平洋沖地震の被害状況から津波による影響はないと想定される。

所内高圧母線のうち所内共通M/C(1A)、所内共通M/C(1B)、所内共通M/C(2A)、所内共通M/C(2B)、予備変M/C、蒸発濃縮処理設備M/C、プロセス建屋常用M/C、プロセス建屋後備M/Cは、O.P.30m以上の高台エリアや建屋内の上層階の床面に設置しており、津波による影響がないと想定される。

このため常用高台炉注水ポンプ、純水タンク脇炉注水ポンプ、ホウ酸水注入設備は、所内共通M/C(1A)又は所内共通M/C(1B)からの電源供給が継続される。

仮設3/4号M/C(A)については、O.P.10mのエリアに設置しているため、機能は維持できないと想定される。

仮設3/4号M/C(A)から電源を供給している設備及び受電設備をO.P.10mに設置している設備については、電源の供給/受電ができなくなるため、一旦は仮設エンジン発電機等を活用して電源を確保し、その後仮設変圧器、仮設分電盤を設置し、健全な電源盤から電源を供給し復旧させる。

所内共通ディーゼル発電機A号機及び所内共通D/G(A)M/Cは、O.P.10m

エリアの運用補助共用施設共用プール棟の1階又は地下1階に設置しており、地下は主な水の浸入ルートであるケーブル引き込み部を地下から地上へ変更し、従来のケーブルルートを閉鎖するなどの防水性向上対策を実施しているが、地上の防水性向上対策は一部未実施のため、津波の規模によっては機能が維持できない可能性がある。

仮に所内共通ディーゼル発電機の機能が喪失しても、電源車で所内高圧母線を受電し、原子炉注水ポンプ等の重要負荷へ電源供給することが可能である。

#### b. 今後の計画

現在確保している復旧資材に加え、必要なエンジン発電機、変圧器、分電盤、ケーブル等を追加準備する(平成24年12月目途)。

また、仮設3/4号M/C(A)の重要負荷(P/C4D、使用済燃料プール冷却設備、格納容器ガス管理システム、共用プール等)を、津波の影響を受けないプロセス建屋常用M/C、プロセス建屋後備M/C或いは共用プールM/C等の本設M/Cへ移設する(平成25年3月目途、ただし共用プールM/Cへ移設するものは平成25年9月目途)。

さらに、所内共通ディーゼル発電機A号機及び所内共通D/G(A)M/Cに関しては、それらを設置している運用補助共用施設共用プール地上部分について防水性向上対策を実施する(平成25年9月目途)(表2-3参照)。

#### (6) 耐雷対策

新たに設置した主要設備については、設備の周りに接地網を構築し、それらに構内接地幹線を延長・接続することで接地抵抗を低減する耐雷対策を実施した。今後設置する設備についても、同様な対策を実施する。

#### (7) 負荷側の電源信頼性向上対策

##### a. 原子炉注水設備

原子炉注水ポンプのうち常用系各ポンプは所内電源系から受電している。電源喪失時には専用ディーゼル発電機で運転可能な原子炉注水ポンプを使用して注水可能である。また、所内共通ディーゼル発電機及び電源車から電源を供給することで常用系各ポンプの運転が可能である。

常用系各ポンプ(常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ、CST炉注水ポンプ)の電源を別系統から受電する構成に変更し、単一の電源故障で全てのポンプの電源が喪失しないようにした(平成24年7月)。

さらに、電源喪失時にタービン建屋内炉注水ポンプに対して、所内共通ディーゼル発電機等から短時間で電源が供給可能となる方策について検討する(平成24年7月検討完了目途)(表2-3参照)。

##### b. 温度計(原子炉压力容器底部、原子炉格納容器)

温度監視用デジタルレコーダ及び通信設備の電源回路については、外部電源喪失時には電源が供給されなくなるため、計装用発電機を起動し受電する対策を施して

いる。

しかし、現状では計装用発電機を起動し受電するまでの間、一時的に監視不能となるため、停電後3時間は機能維持できるように無停電電源装置を設置する計画である(平成24年12月目途)。なお、免震重要棟の監視装置は、ガスタービンで電源が確保されるため連続監視可能である。

c．原子炉格納容器内窒素封入設備

窒素封入装置のうち常用設備は所内共通系2系統から受電しているが、全電源喪失時においてもディーゼル駆動の窒素封入装置を別に配備し封入可能としている。また、所内共通ディーゼル発電機から電源を供給することで常用系封入設備の運転が可能である。

d．汚染水処理設備

セシウム吸着装置及び除染装置はプロセス建屋常用M/Cから、第二セシウム吸着装置はプロセス建屋後備M/Cから受電する構成とし、単一の電源故障で全ての汚染水処理設備の電源が喪失しないようにした。

電源喪失時には所内共通ディーゼル発電機から電源を供給することが可能である。

e．原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備はシステム(A/B)毎に別電源系統より電源を供給しており、所内高圧電源母線が1母線停止しても待機系に切替えることで運転継続可能となっている。全電源喪失時には所内共通ディーゼル発電機から電源を供給することが可能である。

f．免震重要棟

免震重要棟については、停電時は速やかにガスタービンが起動し、停電後60秒で電源が回復し監視装置も復旧する。燃料は燃料タンクに3日分確保している。

g．モニタリングポスト

モニタリングポスト及びその通信設備は、各モニタリングポストに設置している無停電電源装置から電源を供給する構成になっており、停電後8時間は観測可能である。全電源喪失時には所内共通ディーゼル発電機から無停電電源装置に8時間以内に電源を供給することで、連続監視可能である。

h．気象観測装置

気象観測装置電源は、免震重要棟から供給している。このため免震重要棟の外部電源が停止となると一旦は機能停止となるが、ガスタービンが起動し電源が復旧するとともに観測を再開することができる。

(8)瞬停対策

瞬時電圧低下発生時に停止してしまう設備について影響を評価し、中期的安全確保

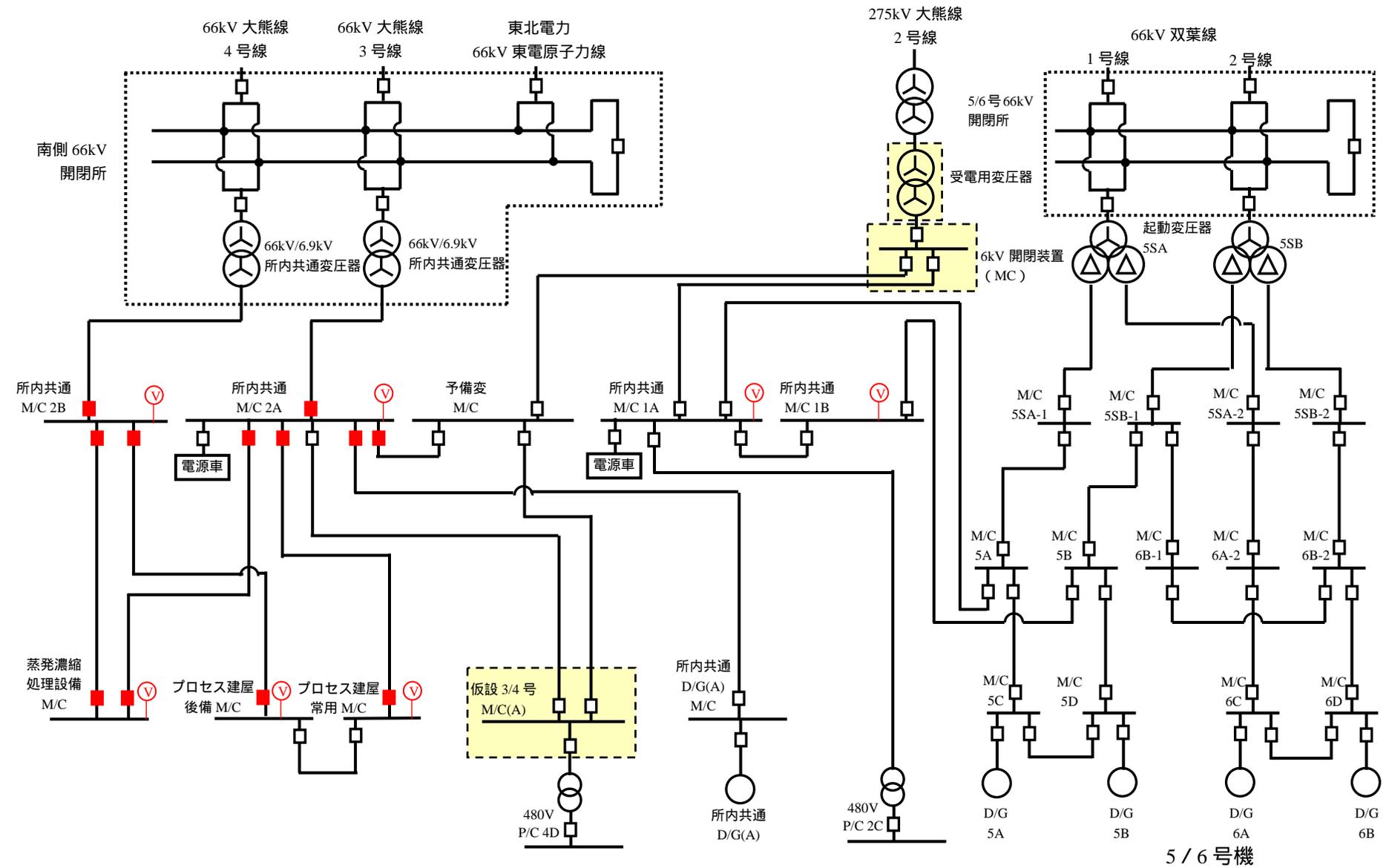
の考え方における停止許容時間内に復旧可能かを踏まえ対策の要否を検討し、下記の対策を実施する。

原子炉格納容器ガス管理設備においては、無停電電源装置（UPS）の設置等の対策を行い、瞬時電圧低下時に設備停止したとしても復電後に自動復旧するようにした。常用高台炉注水ポンプについては、瞬時電圧低下時に設備が停止しても復電後に自動復帰するような制御回路になっており対策は不要である。タービン建屋内炉注水ポンプについては、瞬時電圧低下時に設備停止したとしても復電後に自動復旧するような制御回路へ変更した（平成24年5月）。他の設備については、瞬時電圧低下時に設備が停止したとしても、停止許容時間内に設備の再起動が可能であることから対策は不要と判断した。

監視系設備については、瞬時電圧低下時に復電後自動復旧するため新たな対策は不要と考えるが、未臨界監視において特に重要な温度監視用デジタルレコーダ及び通信設備の電源回路については、前述の「(7) b .」の通り無停電電源装置を設置し、連続監視可能となる予定である（平成24年12月目途）。免震重要棟の監視装置は、無停電電源装置が設置されており連続監視可能である。

表 2 - 3 電気系統設備信頼性向上対策工程（平成 24 年 7 月時点）

		平成 24 年度												平成 25 年度		備考		
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	上期	下期			
外部電源	275kV 大熊線 2 号線の廃止																	
	大熊 3/4 号線用保護継電器設置 南側 66kV 開閉所母線並列運用																	
	耐震性評価																	
所内高圧母線及び 連系線	重要負荷の給電元変更 （仮設 3/4 号 M/C(A)(B)）																	H25.3 目途 （ただし共用プール M/C へ移設するもの は H25.9 目途）
	負荷側の電源信頼性向上対策 （原子炉注水設備）																	
	所内共通 M/C(1A)～(2A)間の連系 線の構成変更																	
	所内共通 M/C(1B)～(2B)間の連系 線の新設																	
	T / B 内高圧所内母線設置 プラント内共通低圧母線（P/C） の信頼性向上対策																	
	遠方監視・操作装置の新設 （所内共通 M/C（1A）（1B）、所 内共通 D/G（A）M/C）																	
	耐震性評価																	
非常用電源設備	所内共通 D/G(BX 旧非常用ディー ゼル発電機 2B) の復旧																	
	運用補助共用施設共用プール棟 の防水性向上対策																	
	耐震性評価																	



仮設備  
注：M/C 母線は 6.9kV

図 2 - 1 所内単線結線図（現状：平成 24 年 7 月）

ⓧ  
— : M/C 遠方監視母線（赤色：新規）  
■ : 遠方操作可能遮断器（新規）

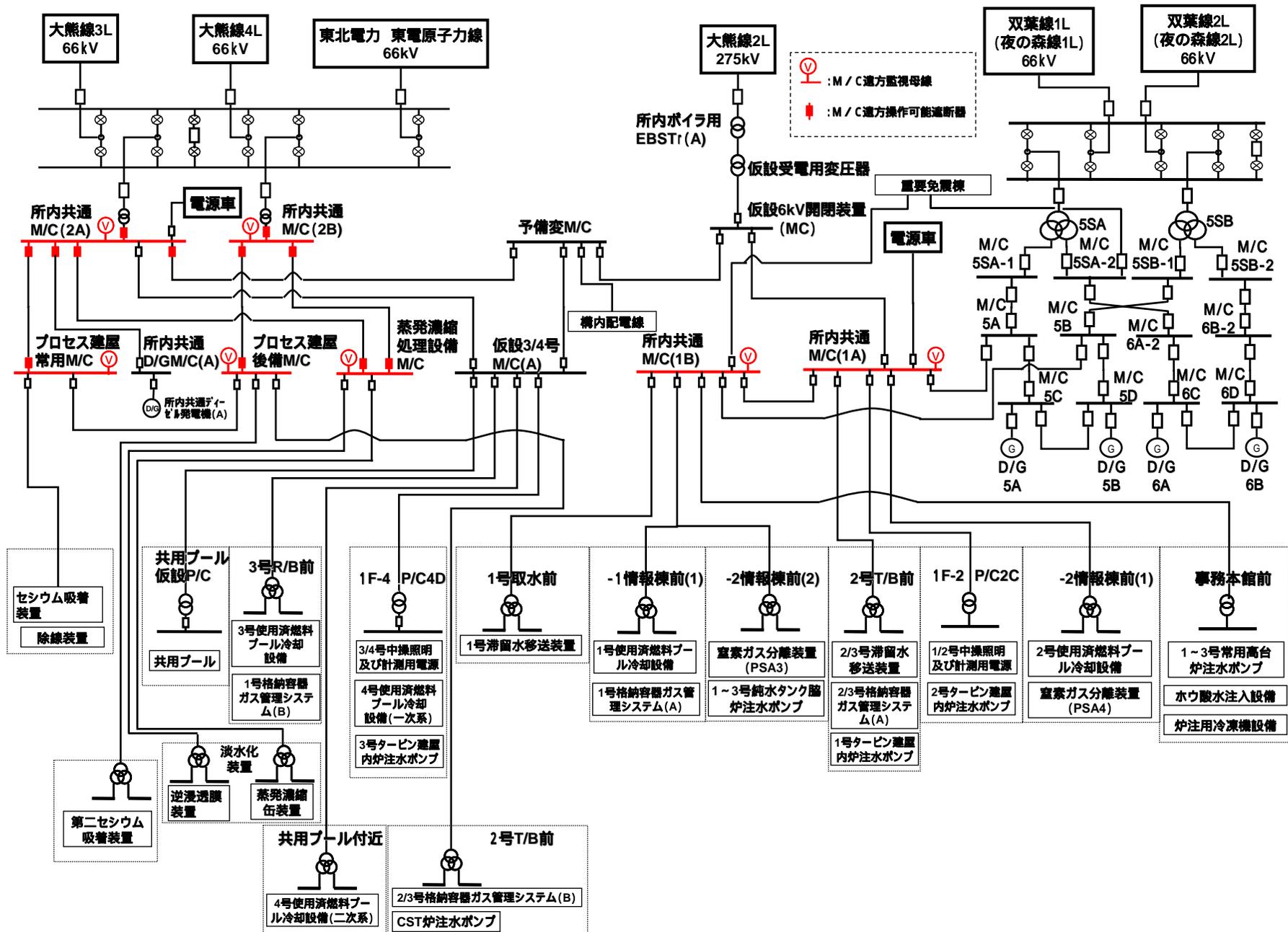
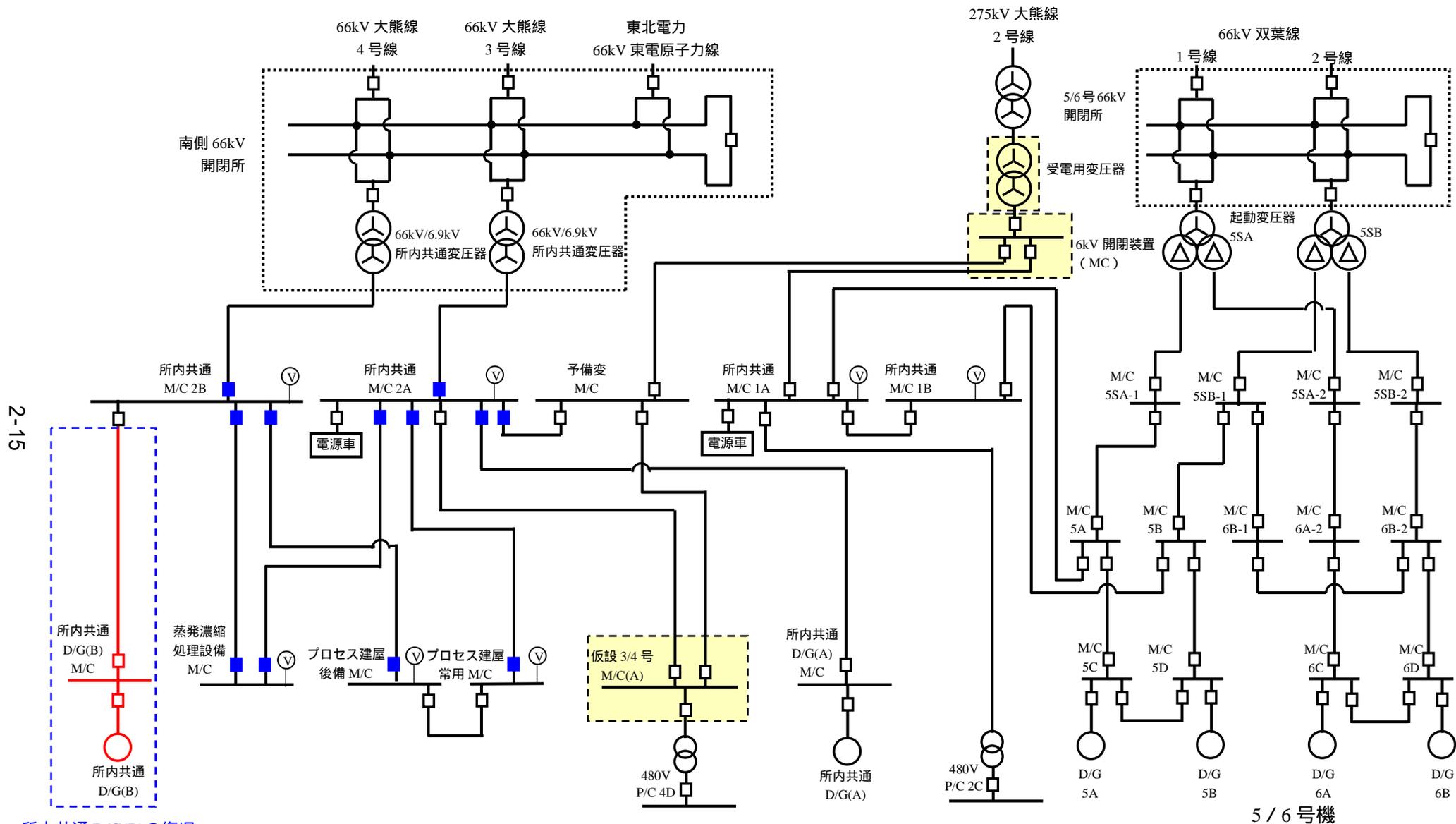


図 2 - 2 重要負荷及び遠方監視・操作対象 M / C 説明図 (平成 24 年 7 月時点)



所内共通 D/G(B)の復旧

仮設設備  
注：M/C 母線は 6.9kV

図 2 - 3 所内単線結線図 (平成 24 年 10 月末)

- : M/C 遠方監視母線 (赤色：新規)
- : 遠方操作可能遮断器 (新規)
- : 遠方操作可能遮断器 (既設)

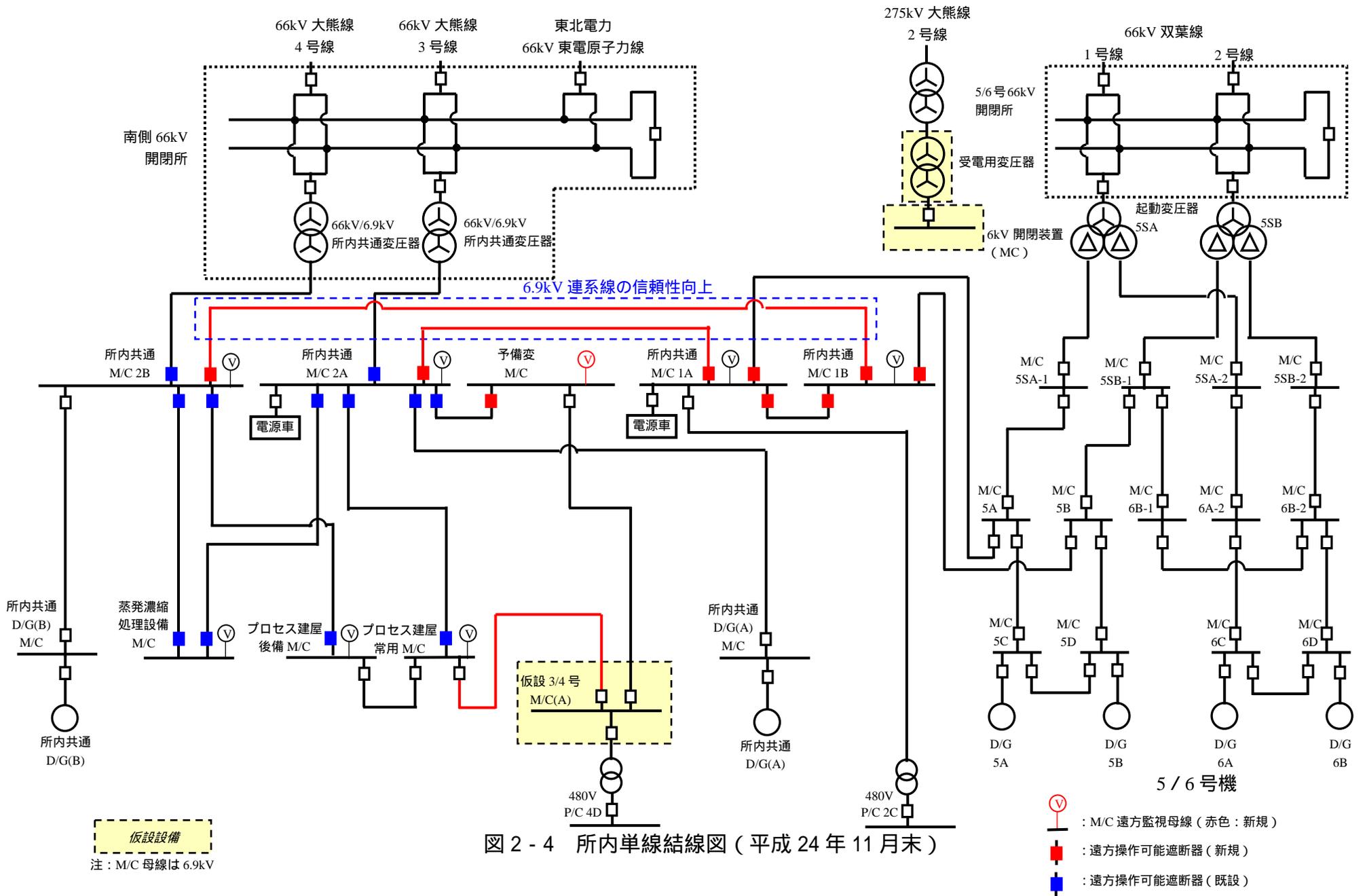


図 2 - 4 所内単線結線図 (平成 24 年 11 月末)

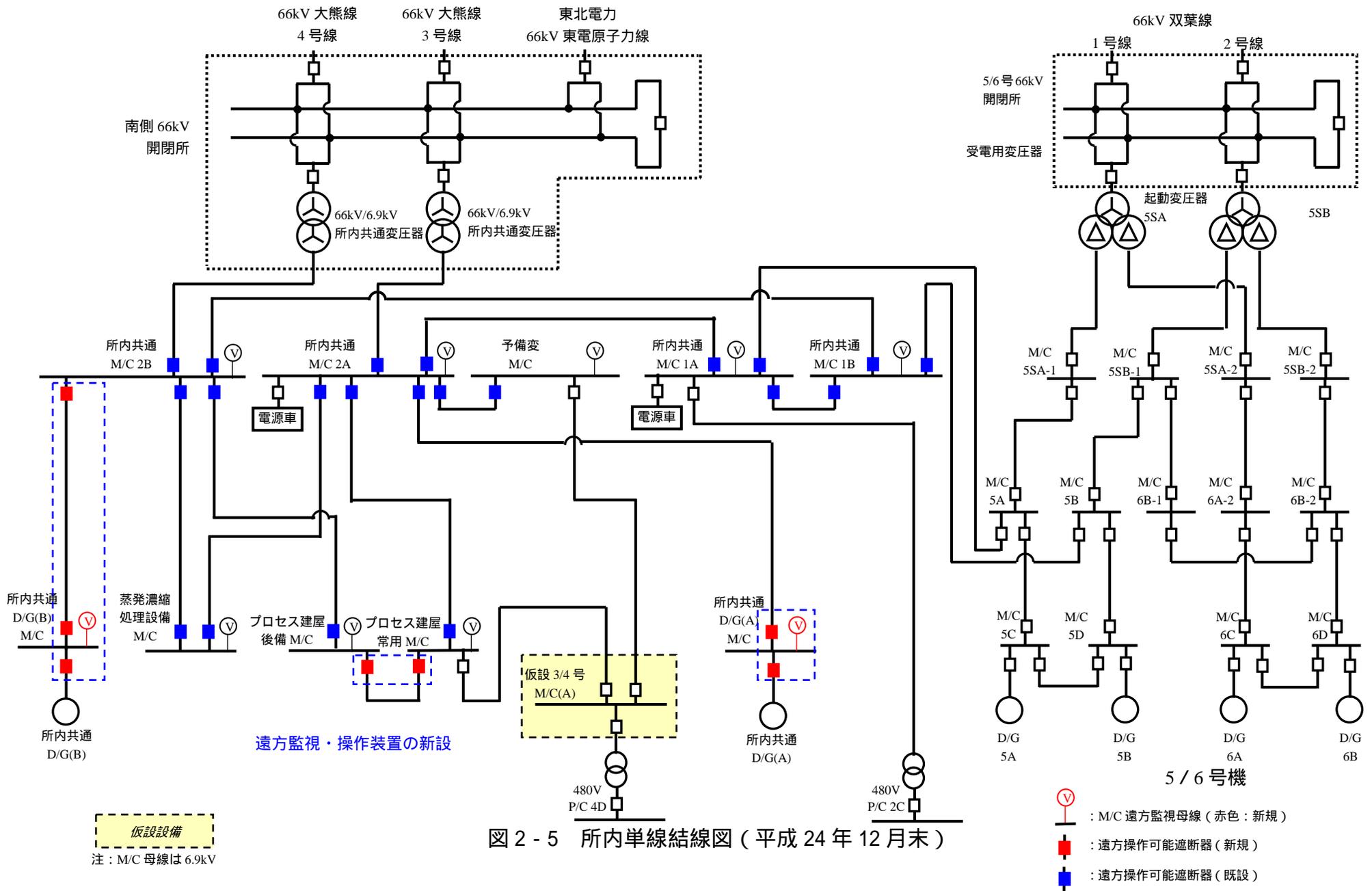
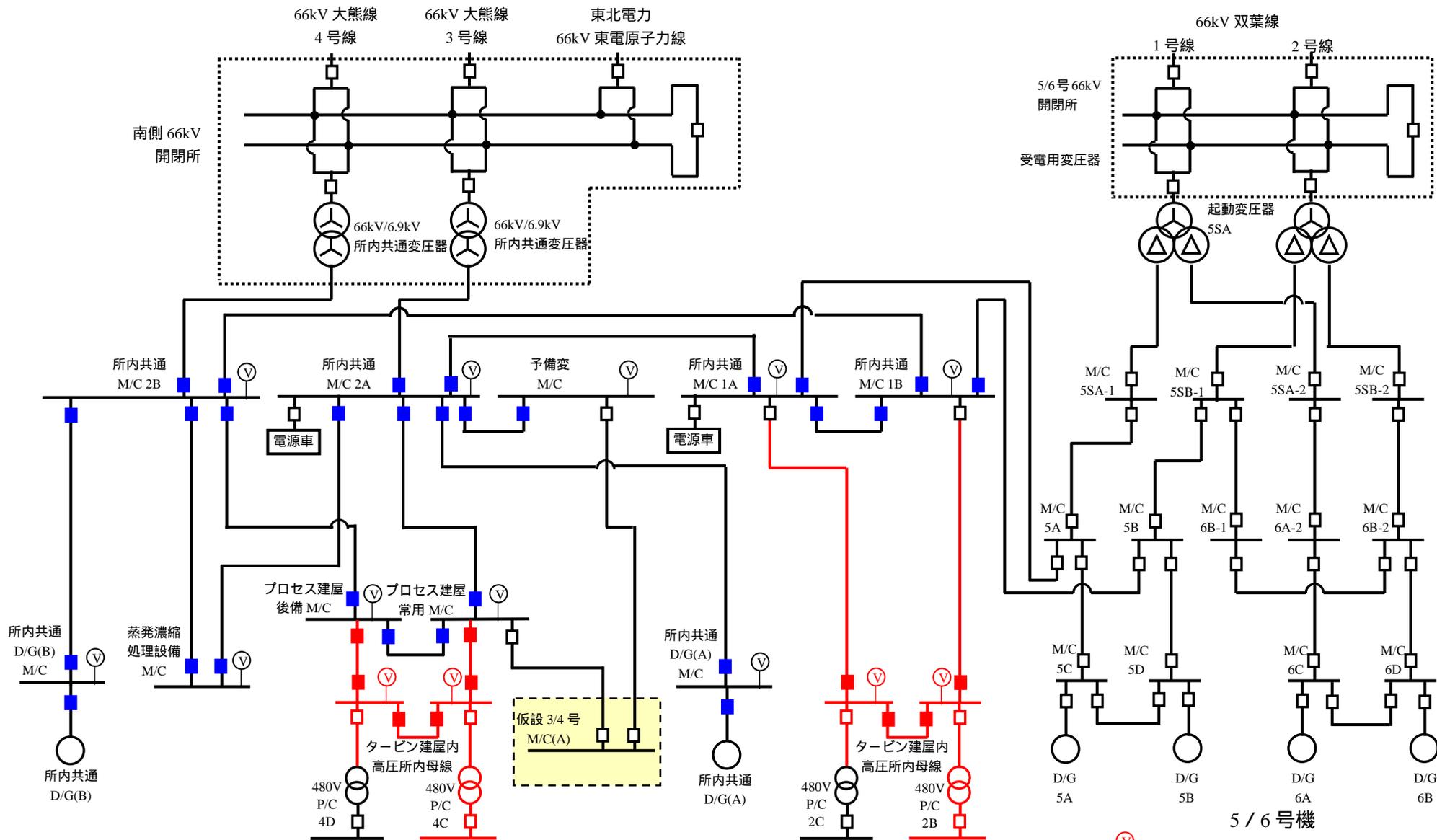


図 2 - 5 所内単線結線図 (平成 24 年 12 月末)



仮設備  
注：M/C 母線は 6.9kV

図 2 - 6 所内単線結線図 (案) (平成 25 年 3 月末予定)

- V : M/C 遠方監視母線 (赤色：新規)
- : 遠方操作可能遮断器 (新規)
- : 遠方操作可能遮断器 (既設)

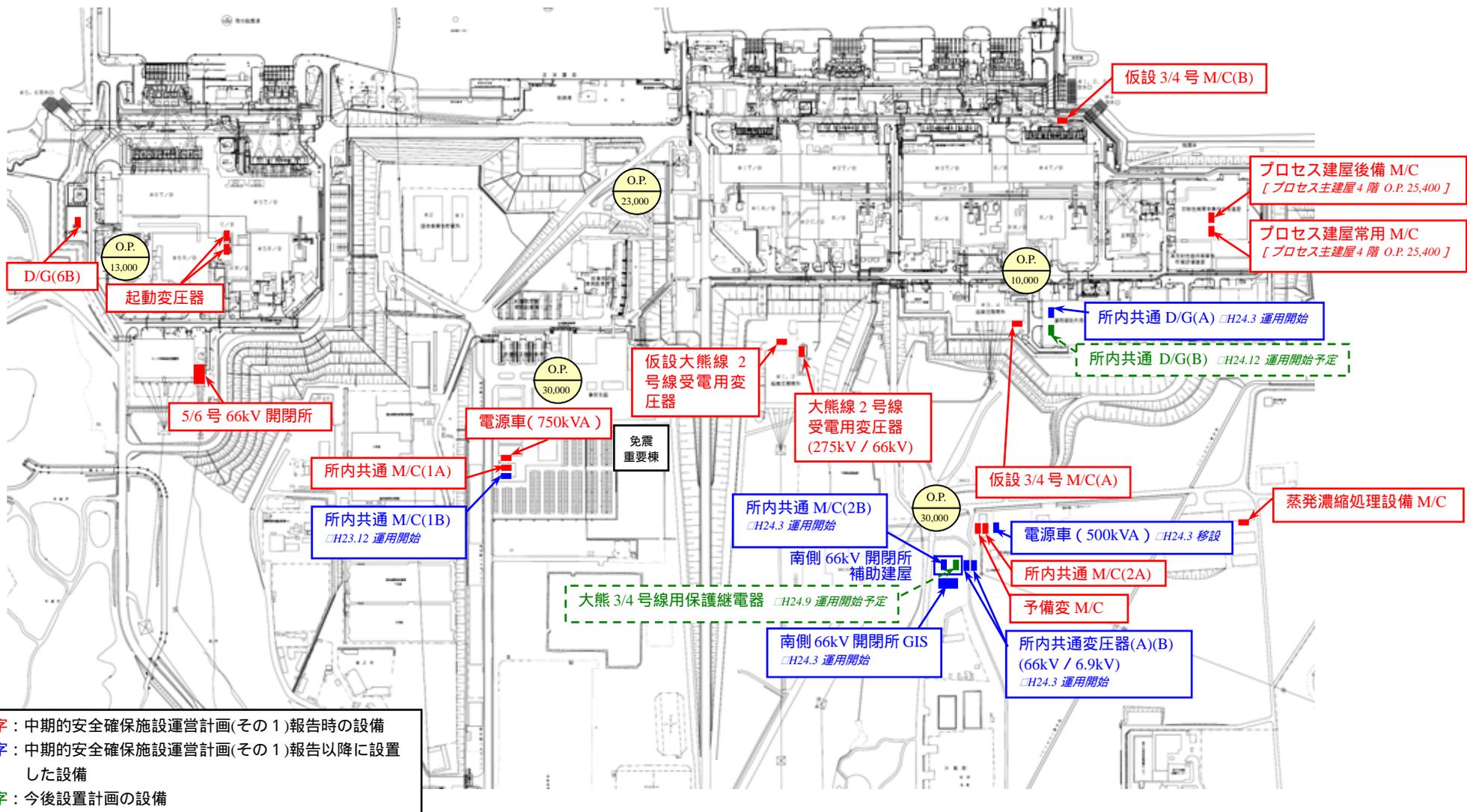


図 2 - 7 電気系統の設備設置図 (平成 24 年 7 月)

3. 「これまでに地震、津波により想定されるリスクを評価していない設備・機器又は今後更新等する設備・機器について、地震、津波により想定されるリスクを評価し、耐震性の確保、汚染水の流出防止等について必要な対策を実施すること。」に関する報告

(1) 地震

a. 機器

原子炉圧力容器注水設備、原子炉格納容器窒素封入設備、使用済燃料プール冷却設備、ホウ酸水注入設備、原子炉格納容器ガス管理設備は、中期的安全確保の考え方に基づく施設運営計画により、地震により想定されるリスクを評価しており、機能喪失時の代替手段を定めている。

また、電気系統設備に関しても同様に、地震により想定されるリスクを機能喪失時の代替手段を含めて評価し、以下の対策工事を実施している。

- ・所内共通ディーゼル発電機については、耐震性を有している電源盤（Sクラス）を設置し、従来の非常用ディーゼル発電機と同等の耐震性を確保。
- ・所内高圧母線については、仮設設備より従来発電所で採用している電源盤と同等の設備で恒久設備化することにより耐震性を向上。
- ・開閉所設備においても耐震性に優れたGIS（ガス絶縁開閉装置）を採用。

一方、汚染水処理設備に関しては、施設運営計画において地震により想定されるリスクを評価しているが、中低濃度タンクについては、滞留水に含まれる主要なガンマ核種であるセシウムを除去した水を貯留することを踏まえ、耐震Bクラス相当として評価を実施している。しかしながら、逆浸透膜（RO）装置により発生するRO濃縮水には高濃度のストロンチウムが含まれており、地震によりタンクからの漏えいが生じた場合、この貯留水を系外に放出するリスクがある。

そのため、万一漏えいしても系外に放出することがないように、以下の対策を実施しているところである。

- ・タンクエリアでの堰の設置（継続実施中）
- ・鋼製丸型タンクの滑動によるタンク間の連結管損傷による漏えい拡大防止対策として、連結管の弁を満水後に全閉する運用（継続実施中）
- ・地上防災タンクの滑動を防止するため基礎部を固定（平成24年3月完了）

以上より、万一地震によりタンクが破損し漏えいが生じたとしても、漏えい量は抑制される。

さらに、現在設置工事を行っている多核種除去設備により、RO濃縮水に含まれるストロンチウム等の放射性核種濃度を、告示濃度限度を十分下回るように除去し、漏えい時の放射線被ばくのリスクをさらに低減していくこととする。

なお、タンクについて、基準地震動  $S_s$  に対する強度評価を現在実施しており、必要に応じて対策等を平成24年度上期までに検討していく。

## b. 建屋

対象設備は、燃料を内包する建屋（1～4号機原子炉建屋、運用補助共用施設共用プール棟）および地下に滞留水を貯留する建屋（1～4号機原子炉建屋、1～4号機タービン建屋、1～4号機廃棄物処理建屋、1～4号機コントロール建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋）とする。

### i. 1～4号機原子炉建屋

基準地震動  $S_s$  に対して、1～4号機原子炉建屋の損傷や温度上昇等を考慮した評価を実施し、耐震壁および使用済燃料プール躯体が終局状態に至らないことを確認している。<sup>※1</sup>

- ※1：福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その1）（東京電力株式会社、平成23年5月28日）  
福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）（東京電力株式会社、平成23年7月13日）  
福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その3）（東京電力株式会社、平成23年8月26日）

### ii. 運用補助共用施設共用プール棟

基準地震動  $S_s$  に対して、運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁および使用済燃料共用プール躯体の耐震安全性評価を平成25年3月までに実施予定であり<sup>※2</sup>、必要に応じて対策等を検討していく。

- ※2：福島第一原子力発電所1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その2）（改訂2）（東京電力株式会社、平成24年4月23日変更）

### iii. プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋

基準地震動  $S_s$  に対して、地下滞留水を考慮したプロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の耐震安全性評価を実施し、耐震壁のせん断ひずみが弾性範囲内であることを確認している。<sup>※3、4</sup>

- ※3：プロセス主建屋への移送に関する報告書（東京電力株式会社、平成23年4月18日）
- ※4：プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋（以下、高温焼却炉建屋）への移送に関する報告書（東京電力株式会社、平成23年5月15日）

### iv. 地下に滞留水を貯留する1～4号機原子炉建屋、1～4号機タービン建屋、1～4号機廃棄物処理建屋及び1～4号機コントロール建屋

基準地震動  $S_s$  に対して、地下滞留水を考慮した 1～4 号機原子炉建屋、1～4 号機タービン建屋、1～4 号機廃棄物処理建屋及び 1～4 号機コントロール建屋の耐震壁の耐震安全性評価を平成 25 年 3 月までに実施予定であり<sup>※5</sup>、必要に応じて対策等を検討していく。

※5：福島第一原子力発電所 1～4 号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その 1）（改訂 2）（東京電力株式会社、平成 23 年 12 月 7 日）

なお、点検等により、損傷が新たに見つかった場合は、その影響を評価して耐震性を再評価する。

c. 工程

本項目に関する工程表を表 3-1 に示す。また、基準地震動  $S_s$  による建屋評価について、評価対象別の詳細な工程表を表 3-2 に示す。

表 3-1 地震対策の工程

	平成 24 年度	
	上期	下期
漏えい防止堰設置		□□□ タンク設置にあわせて順次実施
多核種除去設備の設置		
基準地震動 $S_s$ によるタンク強度評価及び対策検討		
基準地震動 $S_s$ による建屋評価		

表3-2 基準地震動S<sub>s</sub>による建屋評価の詳細工程

	平成24年度	
	上期	下期
運用補助共用施設 共用プール棟	S <sub>s</sub> に対する地震応答解析を実施し、耐震壁の耐震安全性評価を行う □	使用済燃料共用プール躯体の耐震安全性の詳細評価を行う □
地下滞留水を考慮した 1～4号機原子炉建屋	1, 2号機原子炉建屋について、S <sub>s</sub> に対する地震応答解析を実施し、地下外壁の耐震安全性評価を行う □	3, 4号機原子炉建屋について、S <sub>s</sub> に対する地震応答解析を実施し、地下外壁の耐震安全性評価を行う □
地下滞留水を考慮した 1～4号機タービン建屋	代表号機を選定し、S <sub>s</sub> に対する地震応答解析を実施し、地下外壁の耐震安全性評価を行う □	代表号機以外の建屋について、耐震安全性評価を行う(※6) □
地下滞留水を考慮した 1～4号機廃棄物処理建屋	代表号機を選定し、S <sub>s</sub> に対する地震応答解析を実施し、地下外壁の耐震安全性評価を行う □	代表号機以外の建屋について、耐震安全性評価を行う(※6) □
地下滞留水を考慮した 1～4号機コントロール建屋	代表号機を選定し、S <sub>s</sub> に対する地震応答解析を実施し、地下外壁の耐震安全性評価を行う □	代表号機以外の建屋について、耐震安全性評価を行う(※6) □

※6：代表号機以外の建屋については、代表号機の耐震安全性評価結果を踏まえ、建屋の類似性等を考慮して、耐震安全性評価を実施する。なお、代表号機は建屋滞留水の容量が最大の号機とする。

## (2) 津波

過去に福島沖のアウトサイズで大規模な地震・津波が発生したことは知られていないものの、東北地方太平洋沖地震の影響によってアウトサイズにおける地震の発生が専門家によって指摘されていることから(Lay et al.(2011)など)、福島沖のアウトサイズにおける地震に伴う津波を想定する。

津波の評価にあたって想定する地震規模については、日本海溝でのアウトサイズ地震の既往最大規模は1933年昭和三陸地震(M<sub>w</sub>8.4)であるが、ここでは、より安全側の評価としてプレート境界で発生した地震ではあるものの、三陸沖で過去に発生した最大規模の地震として1611年慶長三陸地震の地震規模M<sub>w</sub>8.6を採用する。

また、評価にあたっては、波源の断層パラメータの不確かさを考慮することとし、断層の位置、走向を変化させ、発電所の津波高さが最大となる場合を想定する。

上記解析の結果、発電所港湾内から敷地(1～4号機側O.P.+10m、5/6号機側O.P.+13m)への遡上は確認されないものの、敷地南東側から

1～4号機側敷地（O. P. + 10 m）への遡上が確認された。（添付資料1 図-2）このため、敷地の南東部に仮設防潮堤を設置することとし、これをモデル化して数値解析を実施した結果、敷地への遡上を防ぐことができることを確認した。

アウターライズ津波への対策としての仮設防潮堤は、切迫性の高いとされる津波に対する緊急的な対策として、平成23年5月に着手、同年6月末に設置完了している。

仮設防潮堤については、今回の地震により地盤が沈下した量（約0.7 m）も加味し、O. P. + 10 m盤各所において想定されたアウターライズ津波の高さに対して求められた浸水深さに対して必要な防潮堤高さを設定し、総延長約400 mの仮設防潮堤を構築した。

設計では、碎石を詰めた1段0.6 mの高さの堤体（フィルターユニットエコグリーン）を津波浸水深と津波の衝撃波力に抵抗できる規模（高さとせん断抵抗が必要な堤体敷幅）まで積み上げた（最大O. P. + 14.2 m）。

津波の衝撃波力<sup>※7</sup>については、防潮堤がない場合の進行波の浸水深の3倍の静水深による水圧を仮設防潮堤の前面に作用させ、各断面（最大7段積：O. P. + 14.2 mの高さまで）での津波波力に対する抵抗力を求め、全ての断面形状での堤体のすべりに対する安全性を確認している。また、仮設防潮堤の前面は、遮水材（CVスプレー）により覆われており遮水効果も有している。

以上のことから、アウターライズ津波を想定しても、仮設防潮堤によりO. P. + 10 m盤への海水の浸入は防止でき、各設備・施設の機能は維持される。

※7：津波波力の算定については、「朝倉ほか(2000)」、「津波避難ビル等に係るガイドライン(2005)内閣府」による。

堤体（フィルターユニット）の耐久性については、メーカーにて耐候性、耐薬品性等の促進試験を実施しており、国内本設工事（耐用年数30年）に適用実績があることを確認している。遮水材（CVスプレー）についても、メーカーにて実施した促進試験により、30年以上の耐候性を確認している。

また、2号機及び3号機の海水配管トレンチ及び電源ケーブルトレンチについては、平成23年4月2日及び5月11日の海域への汚染水流出において、タービン建屋からの経路となったことから、海域への汚染水流出防止措置として、平成23年6月までにO. P. + 4 m盤の開口部（ピット、トレンチ立坑入口）の閉塞を完了している。

平成24年1月から実施したトレンチ等内部点検において、溜まり水の放射性物質濃度（Cs）が $10^2 \sim 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ レベルであった2号機及び3号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットについては、平成24年4月15日から2号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送及び充填作業を開始し、4月29日に完了した。また、平成24年5月11日から3号機ポンプ室循環水ポンプ吐

出弁ピットの水移送及び充填作業を開始し、5月28日に完了した。

このことから、アウターライズ津波により、高レベル汚染水が滞留している海水配管トレンチや電源ケーブルトレンチ等に海水が流入し、汚染水が溢水することはないと考えている。

また、以下ではアウターライズ津波を超える津波を想定した場合のリスクを評価する。

#### a. 機器

原子炉圧力容器注水設備、原子炉格納容器窒素封入設備、使用済燃料プール冷却設備、ホウ酸水注入設備、原子炉格納容器ガス管理設備は、中期的安全確保の考え方に基づく施設運営計画により、津波により想定されるリスクを評価しており、機能喪失時の代替手段を定めている。

また、電気系統設備に関しても同様に、津波により想定されるリスクを機能喪失時の代替手段を含めて評価し、以下の対策工事を実施及び計画している。

- ・電気系統設備のうち所内共通ディーゼル発電機に関しては、東北地方太平洋沖地震で浸水の被害のあった運用補助共用施設共用プール棟地下階の電源盤室において、水の主な浸入ルートであるケーブル引き込み部については、地下から地上へ変更し、従来のケーブルルートを閉鎖するなどの防水性向上対策を実施。
- ・さらに、運用補助共用施設共用プール棟1階について防水性向上対策を実施予定。(平成25年9月目途)
- ・所内高圧母線を高台(O. P. +30m)に設置するとともに、電源車の接続箇所を設置済み。これにより、所内共通ディーゼル発電機が津波の影響で使用出来ない場合であっても、ここに電源車を接続することで必要最低限の負荷に対して電源が供給可能。
- ・ケーブルが流失しても必要最低限の負荷に供給するため、小型発電機、電源盤、ケーブル等を予め確保予定。(平成24年12月目途)

一方、汚染水処理設備に関しては、津波により機器が破損する可能性を考慮して、大津波警報が出された場合には、装置を停止し、隔離弁を閉めることにより、滞留水の流出を抑制することとしている。また、処理装置が損傷した場合には、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置の吸着塔等の予備品を使用することにより、滞留水の処理を速やかに再開させる。

また、汚染水が滞留しているタービン建屋等については、建屋内に海水が浸入し、汚染水が建屋から漏れ出す可能性を考慮し、予備の移送ポンプ、移送配管(耐圧ホース等)を配備し、高濃度滞留水受タンク、余剰水貯留用の空きタ

ンクあるいは水の貯留が可能な建屋へ汚染水を移送する措置等を施す。

津波発生時の対応については、要領にまとめて運用中であるが、具体的な手順や設備操作等のフローについて平成24年度末までに検討、整備していく。

#### b. 建屋

対象設備は、燃料を内包する建屋（1～4号機原子炉建屋、運用補助共用施設共用プール棟）および地下に滞留水を貯留する建屋（1～4号機原子炉建屋、1～4号機タービン建屋、1～4号機廃棄物処理建屋、1～4号機コントロール建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋）とする。

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に対し、1～4号機原子炉建屋、1～4号機タービン建屋、1～4号機廃棄物処理建屋、1～4号機コントロール建屋、運用補助共用施設共用プール棟、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋について、津波による外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されていない。（添付資料2）

なお、地下に汚染水が貯留する建屋について、現場の状況等を勘案し、堰、土嚢、防潮堤、建屋防水性向上等の津波流入の低減・防止策について、平成25年3月まで継続検討を実施し、作業安全性の確認を前提に、検討状況に応じて、平成24年度下期から対策を実施していく。

原子力発電所で想定すべき津波については、東北地方太平洋沖地震を踏まえ、現在国によって検討が行われており、これら状況を注視しつつ必要に応じて今後の津波に対する安全性評価及び対策へ反映していく。

#### c. 工程

本項目における工程表を表3-3に示す。

表 3 - 3 津波対策の工程

	平成 2 4 年度		平成 2 5 年度		平成 2 6 年度 以降
	上期	下期	上期	下期	
津波流入低減・防 止策検討及び実 施	現場調査 (建屋開口部調査等)	計画策定		実施(※8)	
運用補助共用施 設共用プール棟 防水性向上対策					
小型発電機・電源 盤・ケーブル等資 材確保					

※8：建屋等の対策は、作業安全性確認を前提とする。

### (3) その他の自然現象（豪雨、台風、竜巻）

#### a. 台風・豪雨について

高レベルの放射性汚染水を滞留・貯留している原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋、コントロール建屋、プロセス主建屋（除染装置を同建屋内に設置）、高温焼却炉建屋（第二セシウム吸着装置を同建屋内に設置）、焼却工作建屋（セシウム吸着装置を同建屋内に設置）、運用補助共用施設共用プール棟（非常用ディーゼル発電機を同建屋内に設置）等の既設の諸建屋は、過去の観測記録を保守的に設定している建築基準法の暴風時の荷重を考慮している。また、淡水化装置についても、蛇腹ハウス内に設置しており、台風等による風雨の影響を受けることはない。

以上より、台風・豪雨により建屋、機器の機能が喪失することはないが、地下階に滞留している高レベルの放射性汚染水（滞留水）については、滞留水の水位の上昇が懸念される。

気象庁HP、気象庁観測データ（図 3-1 参照）より、降水量 3000mm/年（平年値）を超える地域は、東海地方、紀伊半島、四国、九州及び北陸地方等となっており、国内の最大降水量は、852mm/日（高知県魚梁瀬、2011. 7. 19）、2452mm/月（三重県宮川、2011. 9）である。一方、福島第一原子力発電所の周辺の観測データとしては、降水量の平年値は 2000mm 以下であり、最大降水量も 285mm/日（福島県浪江、1996. 9. 22）、634mm/月（福島県浪江、2006. 10）となっている。

そこで、保守的に 1 日に 1000mm の降雨を想定した 1～4 号機建屋水位の評価を行ったところ（降雨による影響を評価するため、降雨による建屋水位上昇の寄与率を過去の実績から算定）、保安規定に定める水位レベル（O. P. +3500mm）を超えるものの、系外流出リスクの水位レベル（O. P. +4000mm）以下の O. P. +3747mm に留まると予測される（図 3-2 参照）。

以上より、保守的な豪雨を想定しても、滞留水を系外に流出することはないと考える。

#### b. 竜巻について

原子炉建屋、タービン建屋、運用補助共用施設共用プール棟、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋、焼却工作建屋等の諸建屋は、鉄筋コンクリート造であるため、竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。

原子炉圧力容器・格納容器注水設備については、高台、タービン建屋内、3 号復水貯蔵タンク等にポンプを分散配置しており、単独の竜巻で同時に機能喪失するリスクは小さいと考えるが、万一、竜巻により全てのシステムの運転再開が時間を要する場合には、消防車を用いた注水で対応する。また、消防車、仮設注水用機材等については分散配置し、全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

使用済燃料プールについては、プール上部を養生する等、実行可能な防護対策を行う。また、使用済燃料プール水の漏えいが発生した際は、非常用電動ポンプ、消防車もしくはコンクリートポンプ車等による注水により漏えいの抑制を行う。さらに、コンクリートポンプ車等について分散配置し、全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

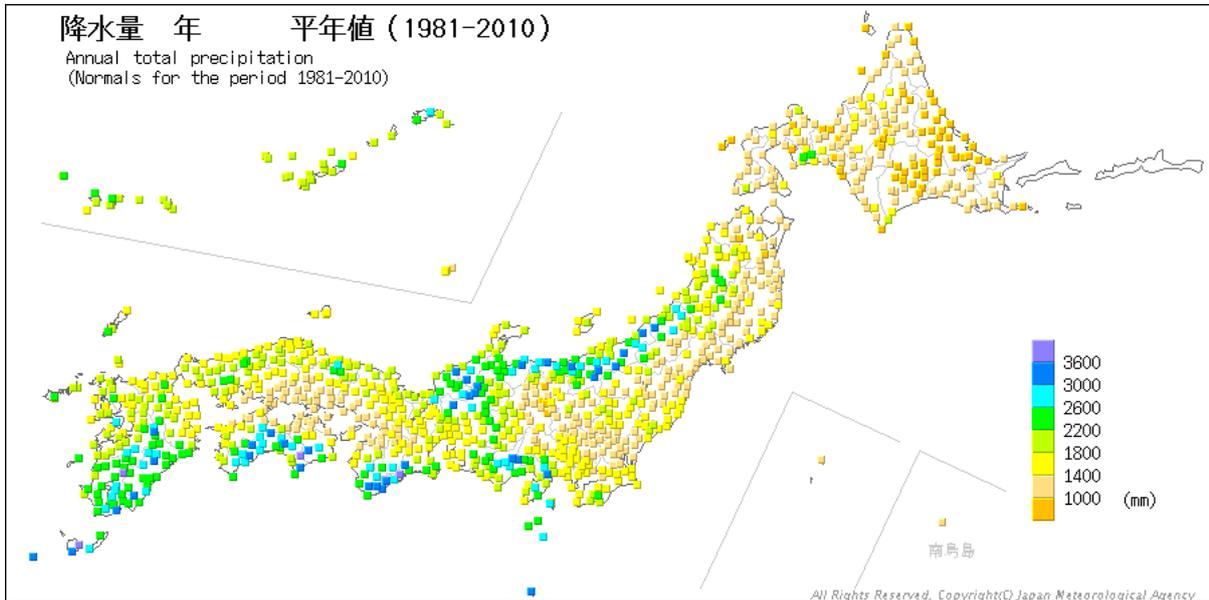
汚染水処理設備のうち処理装置については鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しており、竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。淡水化装置は、蛇腹ハウス内に設置しており、竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定できないが、十分な量の淡水を貯水しており、装置停止による炉注水源への影響は小さいと考える。なお、滞留水中の塩素濃度は減少傾向にあり、数年先には、淡水化装置をバイパスしての炉注水も可能と想定している。また、汚染水処理設備の制御室は、コンテナ内に設置しているため、竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定できないが、第二セシウム吸着装置は現場制御盤での起動が可能であり、滞留水処理の早期再開が可能である。処理水を移送しているホースについては、予備品を準備しておくこととしている。さらに、竜巻の発生の可能性が予見される場合には、汚染水処理設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の拡大防止を図る。また、車両などの飛来物によって塩水タンク等を破壊させることがないように、車両をタンクから遠ざける措置をとる。

電源設備のうち所内共通D/Gについては、鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しているため竜巻に対する直接的な被害を受けることはない。所内共通M/Cについては、鉄筋コンクリート造建屋又は鉄骨造建屋内に分散配置しており、全数が一度に機能喪失することがないこととしている。また、ケーブル電路については、屋外に布設しているため竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性があるが、所内共通M/Cについては、離れた複数の受変電設備から違う経路を使用して受電できるようにしているため、一部のケーブルが竜巻により損傷しても、他のケーブルを使用して所内共通M/Cへの供給が可能である。また、仮に受電経路が全て使用不能となった場合もしくは所内共通M/Cが使用不能となり重要な負荷への電源供給ができなくなった場合には、各設備に設置した専用の発電機で電源を確保する。さらに、電源車を使用可能な電源盤に接続し、安全上重要な設備への電源を確保する。

監視体制については、日常的に、作業員等は、避難ルートや避難場所を確認している。竜巻発生が予想される場合は、気象庁から段階的に発表される「気象情報」及び「雷注意報」を把握し、強風に対するクレーンの姿勢固定等、必要な対応を行う。竜巻発生0～1時間前に発表される「竜巻注意情報」が発令された場合、気象状況を適宜確認し、竜巻発生もしくは発生の恐れがあると判断した場合には、作業員等へ避難指示及び所内一斉放送を実施し、作業員等は、予め確認している避難ルートや避難場所に従って、避難を行う体制として

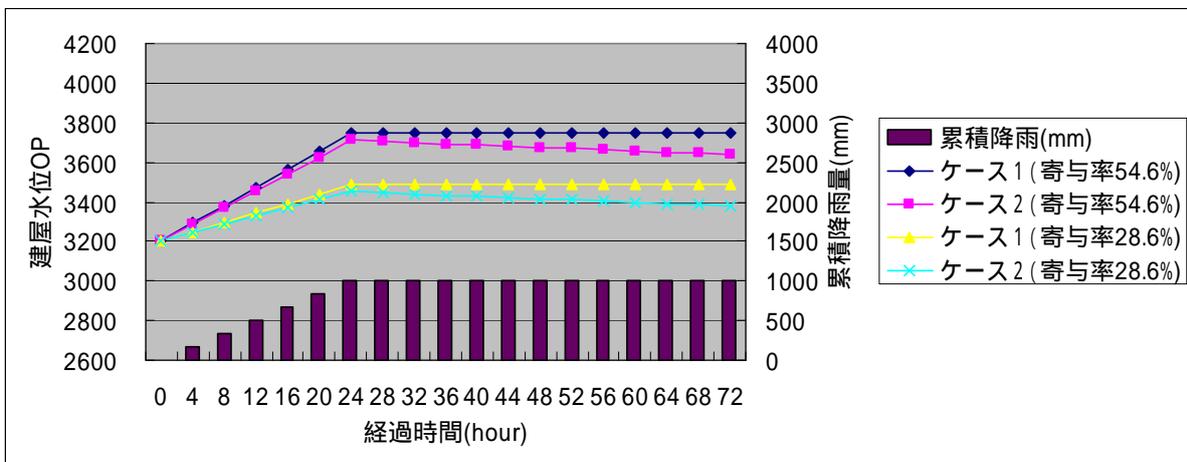
いる。

以上



気象庁 HP より抜粋

図 3 - 1 日本国内の降水量 (平年値)



ケース 1 : 通常時の移送 (ポンプ 2 台運転)

ケース 2 : 移送ポンプ増強 (ポンプ 4 台運転)

図 3 - 2 大量降雨時の影響評価

## 仮設防潮堤（フィルターユニット）の安定性検討

## 1. 検討条件

仮設防潮堤は、砕石を詰めた 1 段 0.6m 高さのフィルターユニットを所定の高さ（後述 0.P. +12.4~14.2m）まで積み上げた構造である。安定性検討に使用するフィルターユニット諸元は表-1 の通りである。

表-1 フィルターユニット諸元

フィルターユニット形状	幅 2.4m×長さ 2.4m×高さ 0.6m
フィルターユニット材質	ポリエステル、25mm 目
内容物	砕石（50mm~250mm）
フィルターユニット気中重量	39.2kN/個
フィルターユニット間の摩擦係数*	0.8
フィルターユニットと地盤面の摩擦係数*	0.6

## \*摩擦係数について

フィルターユニットの摩擦係数は、「港湾の施設の技術上の基準・同解説」(H19.7) に示される静止摩擦係数の特性値に基づいて設定する。

表-9.1 静止摩擦係数の特性値

コンクリートとコンクリート	0.5
コンクリートと岩盤	0.5
水中コンクリートと岩盤	0.7~0.8
コンクリートと捨石	0.6
捨石と捨石	0.8
木材と木材	0.2(湿)~0.5(乾)
摩擦増大マットと捨石	0.75

港湾の施設の技術上の基準・同解説 (H19.7) 上巻より抜粋・一部改変

仮設防潮堤の高さ、設計用津波高さを表-2 にまとめる。

仮設防潮堤の高さは、津波対策ありの条件において算定される津波高さを上回るように設定している（図-1\*）。例えば、最大津波高さ（0.P. +14.13m）となる箇所では、フィルターユニット 7 段積、高さ 0.P. +14.2m の仮設防潮堤を設定している。

仮設防潮堤に対する波力を決定するための設計用津波高さには、進行波の水深を使用している。具体的には、図-2\* に示した津波対策なしの条件において算定される進行波の水深より、10m 盤の最大浸水深を設計用津波高さとして使用している。

\*：福島第一・福島第二原子力発電所におけるアウターライズ津波対策（平成 24 年 4 月 27 日、地震・津波に関する意見聴取会（津波関係）、地震・津波（津波）1-4）

表-2 仮設防潮堤の高さと設計用津波高さ

断面形状	高さ	設計用津波高さ (仮設防潮堤がない場合の進行波の水深)
4段積	O.P. +12.4m	1.40 m
5段積	O.P. +13.0m	1.29 m
6段積	O.P. +13.6m	2.22 m
6段積 (コーナー)	O.P. +13.6m	2.36 m
7段積	O.P. +14.2m	2.20 m

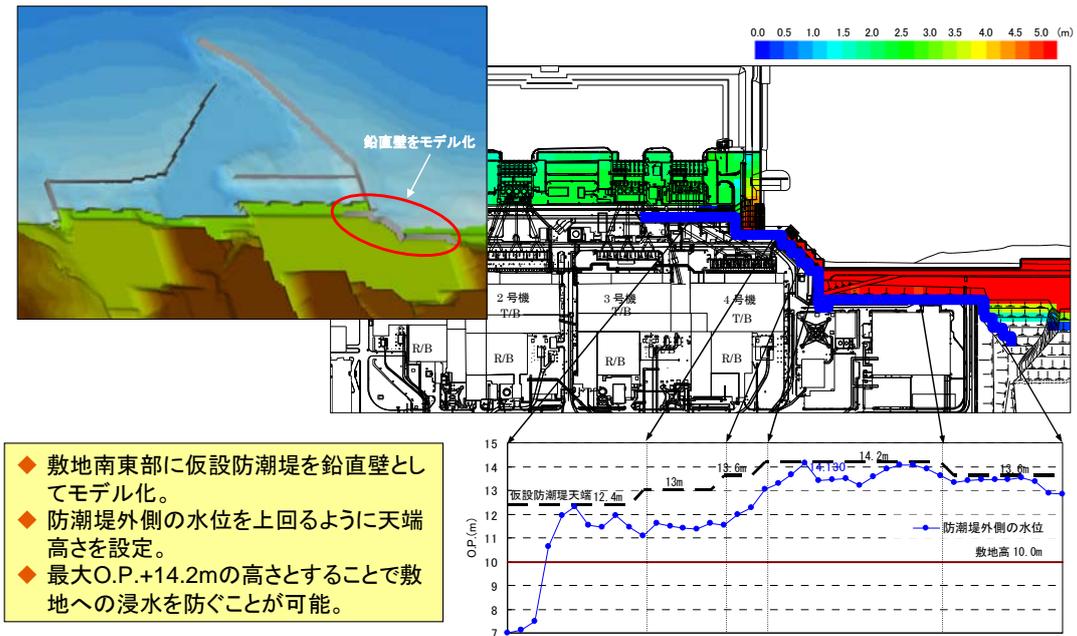
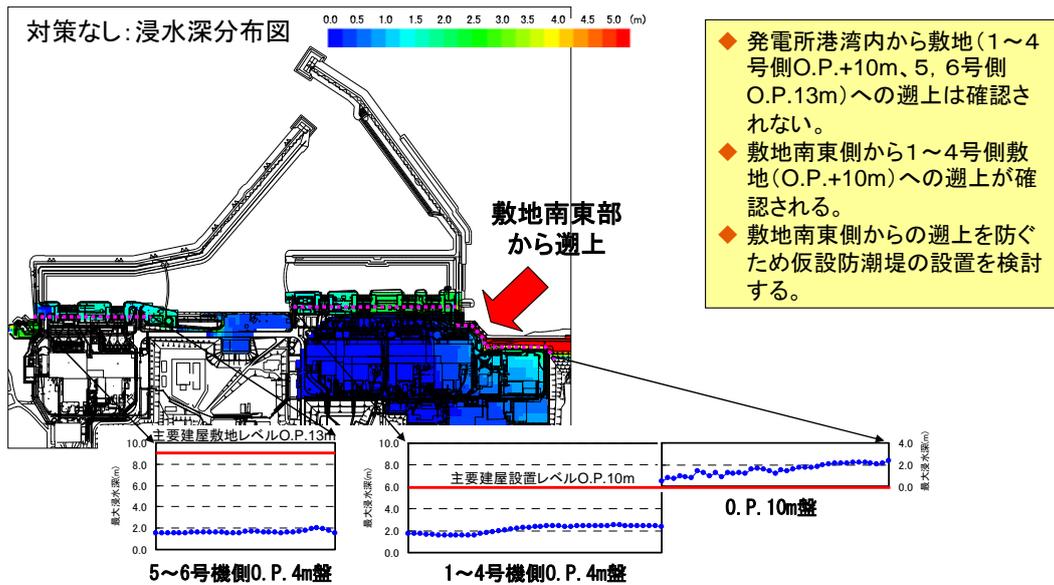


図-1 1F敷地南側における最大津波高さと仮設防潮堤高さの比較 (津波対策あり)



初期潮位(朔望平均満潮位)H.W.L.=O.P.+1.490m, 東北地方太平洋沖地震による地盤沈下=0.662mを考慮

図-2 1F敷地南側10m 盤沿いの最大浸水深 (日本海溝寄りプレート内 (正断層モデル)) 津波対策なし O.P. +10mに対する浸水深を示す

津波波力に対する安定性検討（滑動、転倒）では、津波波圧として仮設防潮堤がないときの進行波の水深（最大浸水深）の3倍の静水圧\*を設定する（図-3）。なお、仮設防潮堤の海側には遮水材を施工し、浸水を防止していることから、浮力は発生しない。図-3は例として、仮設防潮堤（7段積）の底部に対する滑動安定性評価を整理したものであり、摩擦抵抗力（206kN）が波力（191kN）を上回ることから滑動しないことを示している。

\*：津波避難ビル等に係るガイドライン（2005 内閣府）

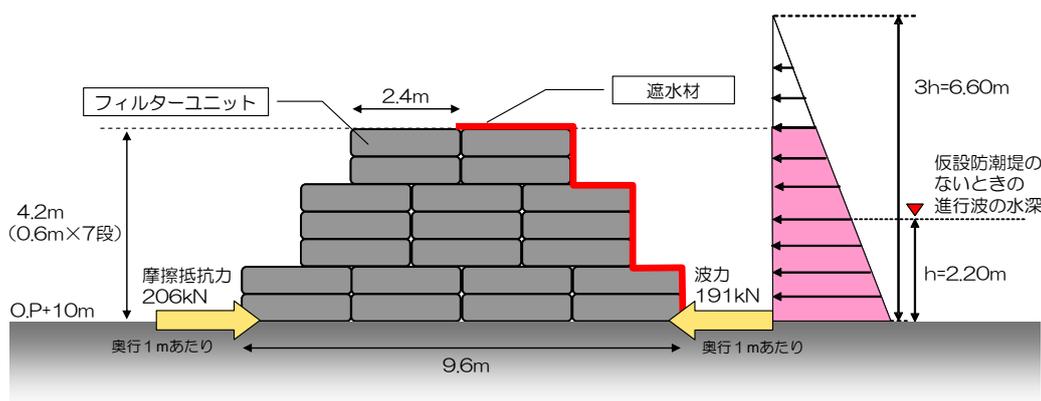


図-3 仮設防潮堤 津波波力の考え方（7段積の例）

地震については、水平震度 0.3 に対する安定性検討（滑動、転倒）を行う。また、地震に対する裕度についても検討する。

仮設防潮堤の断面形状、配置を図-4に示し、表-3に仮設防潮堤寸法をまとめる。

表-3 仮設防潮堤 寸法一覧

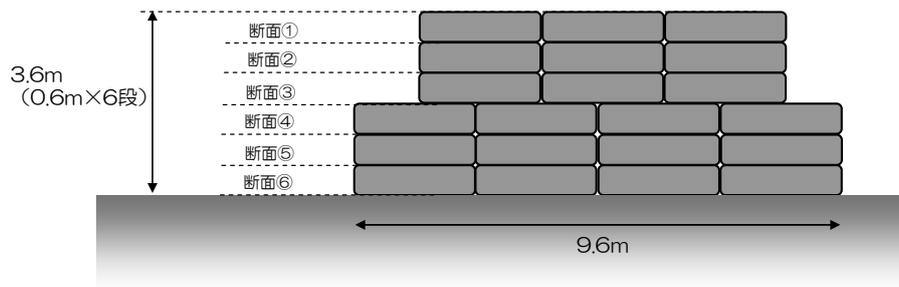
断面形状	高さ	底盤幅	重心高さ
4段積	2.40m	4.80m	1.20m
5段積	3.00m	7.20m	1.41m
6段積	3.60m	9.60m	1.59m
6段積（コーナー）	3.60m	9.60m	1.67m
7段積	4.20m	9.60m	1.81m



## 2. 安定性の検討方法

津波波力に対する滑動安定性検討は、図－5の通り、各断面（検討位置）に対して、津波による波力およびフィルターユニットの摩擦抵抗（水平耐力）をそれぞれ算定し、摩擦抵抗が津波波力を上回っていることを確認する。また、転倒に対する安定性については、荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。

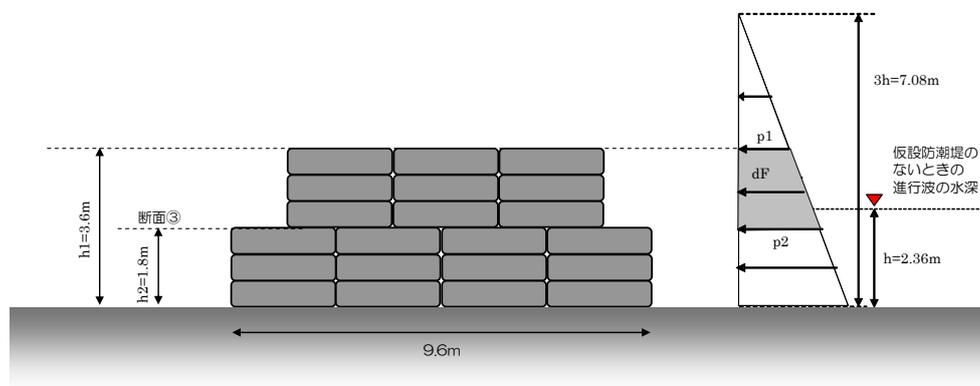
地震についても同様に、滑動は図－5の各断面について摩擦抵抗が地震力を上回ることを確認し、転倒は、荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。



図－5 仮設防潮堤断面図（6段積（コーナー）の場合）

### 【津波波力に対する滑動安定性評価の計算例】

6段積（コーナー）断面③（図－6）について、計算例を示す。



図－6 津波波力 滑動（仮設防潮堤6段積（コーナー）断面③の例）

### ○津波波力の算定

- ・ 仮設防潮堤 高さ 3.6m における波圧 (p1)

$$p1 = \rho g (3h - h1) = 1.03 \times 10^3 \times 9.8 \times (3 \times 2.36 - 3.6) = 35.1 \text{ kN/m}^2$$

$\rho$  : 海水密度 ( $1.03 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$ )、 $g$  : 重力加速度 ( $9.8 \text{ m/s}^2$ )、

$h$  : 設計用津波高さ (2.36 m)、 $h1$  : 仮設防潮堤高さ (3.6m)

- ・ 仮設防潮堤 高さ 1.8m (断面③) における波圧 (p2)

$$p2 = \rho g (3h - h2) = 1.03 \times 10^3 \times 9.8 \times (3 \times 2.36 - 1.8) = 53.3 \text{ kN/m}^2$$

$\rho$  : 海水密度 ( $1.03 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$ )、 $g$  : 重力加速度 ( $9.8 \text{ m/s}^2$ )、

$h$  : 設計用津波高さ (2.36 m)、 $h2$  : 断面③高さ (1.8m)

- ・仮設防潮堤 高さ 1.8m (断面③) における単位奥行き (1m) あたりの波力 (dF)  
 $dF = 0.5 \times (p_1 + p_2) \times (h_1 - h_2) = 0.5 \times (35.1 + 53.3) \times (3.6 - 1.8) = 79.6 \text{ kN/m}$

○摩擦抵抗力

検討位置の断面③に該当するフィルターユニットは 9 個  
 フィルターユニット気中重量：39.2kN/個、フィルターユニット間の摩擦係数：0.8  
 フィルターユニット寸法：2.4m (奥行 1 個当)

- ・摩擦抵抗力 (単位奥行き (1m) 当り)：39.2×9×0.8/2.4 = 117.6 kN/m

○評価

摩擦抵抗力は津波波力を上回り滑動しない。  
 津波波力 (dF) 79.6 kN < 摩擦抵抗力 117.6 kN . . . . . OK

【津波波力に対する転倒安定性評価の計算例】

6 段積 (コーナー) (図-7) について、計算例を示す。

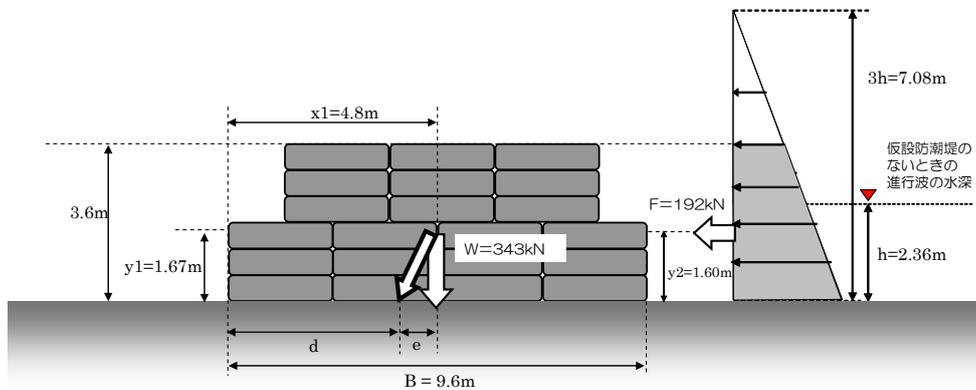


図-7 津波波力 転倒 (仮設防潮堤 6 段積 (コーナー) の例)

○荷重合力位置の算定

仮設防潮堤 6 段積 (コーナー) のフィルターユニット：21 個  
 フィルターユニット気中重量：39.2kN/個、フィルターユニット寸法：2.4m (奥行 1 個当)  
 単位奥行きあたりの仮設防潮堤重量：W = 39.2 (kN/個) × 21 (個) / 2.4 (m) = 343 kN/m  
 単位奥行きあたりの津波波力：F = 191.87 kN/m  
 仮設防潮堤重心高さ：y1 = 1.67m、仮設防潮堤重心距離：x1 = 4.8m  
 津波波力重心高さ：y2 = 1.5955m

- ・抵抗モーメント：Mr = W × x1 = 343 × 4.8 = 1646.4 kNm
- ・転倒モーメント：Mo = F × y2 = 191.87 × 1.5955 = 306.1 kNm
- ・底面合力作用位置：d = (Mr - Mo) / W = (1646.4 - 306.1) / 343 = 3.91 m
- ・底面合力偏心量：e = B/2 - d = 4.80 - 3.91 = 0.89 m

○評価

荷重合力は底面のミドルサード内であり、転倒することはない。  
 底面合力偏心量：e = 0.89 m < B/6 = 9.60 / 6 = 1.60 m . . . . . OK

### 3. 結果

表－4～7に検討結果を示す。

表－4 津波波力に対する滑動安定性検討結果

断面形状	津波波力	摩擦抵抗力	評価
4 段積 (津波高さ h=1.40m)	断面①： 13kN 断面②： 29kN 断面③： 49kN 断面④： 73kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 78kN 断面④： 78kN	○
5 段積 (津波高さ h=1.29m)	断面①： 7kN 断面②： 18kN 断面③： 32kN 断面④： 50kN 断面⑤： 72kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③： 105kN 断面④： 144kN 断面⑤： 137kN	○
6 段積 (津波高さ h=2.22m)	断面①： 20kN 断面②： 44kN 断面③： 72kN 断面④： 103kN 断面⑤： 138kN 断面⑥： 177kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③： 105kN 断面④： 144kN 断面⑤： 196kN 断面⑥： 186kN	○
6 段積 (コーナー) (津波高さ h=2.36m)	断面①： 23kN 断面②： 49kN 断面③： 80kN 断面④： 113kN 断面⑤： 151kN 断面⑥： 192kN	断面①： 39kN 断面②： 78kN 断面③： 118kN 断面④： 170kN 断面⑤： 222kN 断面⑥： 206kN	○
7 段積 (津波高さ h=2.20m)	断面①： 16kN 断面②： 36kN 断面③： 60kN 断面④： 87kN 断面⑤： 118kN 断面⑥： 153kN 断面⑦： 191kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 91kN 断面④： 131kN 断面⑤： 170kN 断面⑥： 222kN 断面⑦： 206kN	○

※ 単位奥行き (1m) あたりの津波波力、摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において、津波波力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部 (フィルターユニットと地盤面) の摩擦係数を 0.6 としていることから、滑動安定性は、全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

表－5 津波波力に対する転倒安定性検討結果

防潮堤断面	津波波力	偏心量	B/6	評価
4段積（8個） 底面幅 B：4.80m 重量：130.7kN	津波高さ：1.40m 津波波力：73kN 波力重心高さ：1.04m	0.58m	0.80m	○
5段積（14個） 底面幅 B：7.20m 重量：228.7kN	津波高さ：1.29m 津波波力：72kN 波力重心高さ：1.18m	0.37m	1.20m	○
6段積（19個） 底面幅 B：9.60m 重量：310.3kN	津波高さ：2.22m 津波波力：177kN 波力重心高さ：1.58m	0.90m	1.60m	○
6段積（コーナー）（21個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	津波高さ：2.36m 津波波力：192kN 波力重心高さ：1.60m	0.89m	1.60m	○
7段積（21個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	津波高さ：2.20m 津波波力：191kN 波力重心高さ：1.77m	0.99m	1.60m	○

※ 単位奥行き（1m）あたりの重量、波力として記載。

全ての断面において、津波波力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため、4段積ケースの偏心量と B/6 の比がやや大きい結果となる。

表－6 地震力に対する滑動安定性検討結果

断面形状	地震力	摩擦抵抗力	評価
4 段積	断面①： 10kN 断面②： 20kN 断面③： 29kN 断面④： 39kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 78kN 断面④： 78kN	○
5 段積	断面①： 10kN 断面②： 25kN 断面③： 39kN 断面④： 54kN 断面⑤： 69kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③： 105kN 断面④： 144kN 断面⑤： 137kN	○
6 段積	断面①： 10kN 断面②： 25kN 断面③： 39kN 断面④： 54kN 断面⑤： 74kN 断面⑥： 93kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③： 105kN 断面④： 144kN 断面⑤： 196kN 断面⑥： 186kN	○
6 段積（コーナー）	断面①： 15kN 断面②： 29kN 断面③： 44kN 断面④： 64kN 断面⑤： 83kN 断面⑥： 103kN	断面①： 39kN 断面②： 78kN 断面③： 118kN 断面④： 170kN 断面⑤： 222kN 断面⑥： 206kN	○
7 段積	断面①： 10kN 断面②： 20kN 断面③： 34kN 断面④： 49kN 断面⑤： 64kN 断面⑥： 83kN 断面⑦： 103kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 91kN 断面④： 131kN 断面⑤： 170kN 断面⑥： 222kN 断面⑦： 206kN	○

※ 単位奥行き（1m）あたりの地震力、摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において、地震力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部（フィルターユニットと地盤面）の摩擦係数を 0.6 としていることから、滑動安定性は、全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

仮設防潮堤を設計する上での支配的な荷重は津波波力となっていることから、水平震度 0.3 に対しては十分な余裕があり、摩擦係数から判断すれば、水平震度 0.6 までの安定性は確保することができる。

表－7 地震力に対する転倒安定性検討結果

防潮堤断面	地震力	偏心量	B/6	評価
4段積（8個） 底面幅 B：4.80m 重量：130.7kN	地震力：39kN 重心高さ：1.20 m	0.36m	0.80m	○
5段積（14個） 底面幅 B：7.20m 重量：228.7kN	地震力：69kN 重心高さ：1.41m	0.42m	1.20m	○
6段積（19個） 底面幅 B：9.60m 重量：310.3kN	地震力：93kN 重心高さ：1.59m	0.48m	1.60m	○
6段積（コーナー）（21個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	地震力：103kN 重心高さ：1.67m	0.50m	1.60m	○
7段積（21個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	地震力：103 kN 重心高さ：1.81 m	0.54m	1.60m	○

※ 単位奥行き（1m）あたりの重量、地震力として記載。

全ての断面において、地震力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため、4段積ケースの偏心量とB/6の比がやや大きい結果となる。

偏心量とB/6の関係を考えれば、4段積ケースにおいて水平震度0.67とした場合に、偏心量がミドルサード(B/6)を上回る結果となる。地震動に対する滑動安定性評価（表－6）と併せて考えれば、仮設防潮堤フィルターユニットの安定性評価においては、水平震度0.6まで問題は生じないものと考えることができる。

以 上

## 福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における平成 23 年東北地方太平洋沖地震により発生した津波の調査結果に係る報告（その 2）【概要版】

当社は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震により福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所に到達した津波について、図 1 に示す検討の流れに基づき、敷地内外における津波調査、津波の特徴、発電所への浸水による影響の分析等を実施しました。

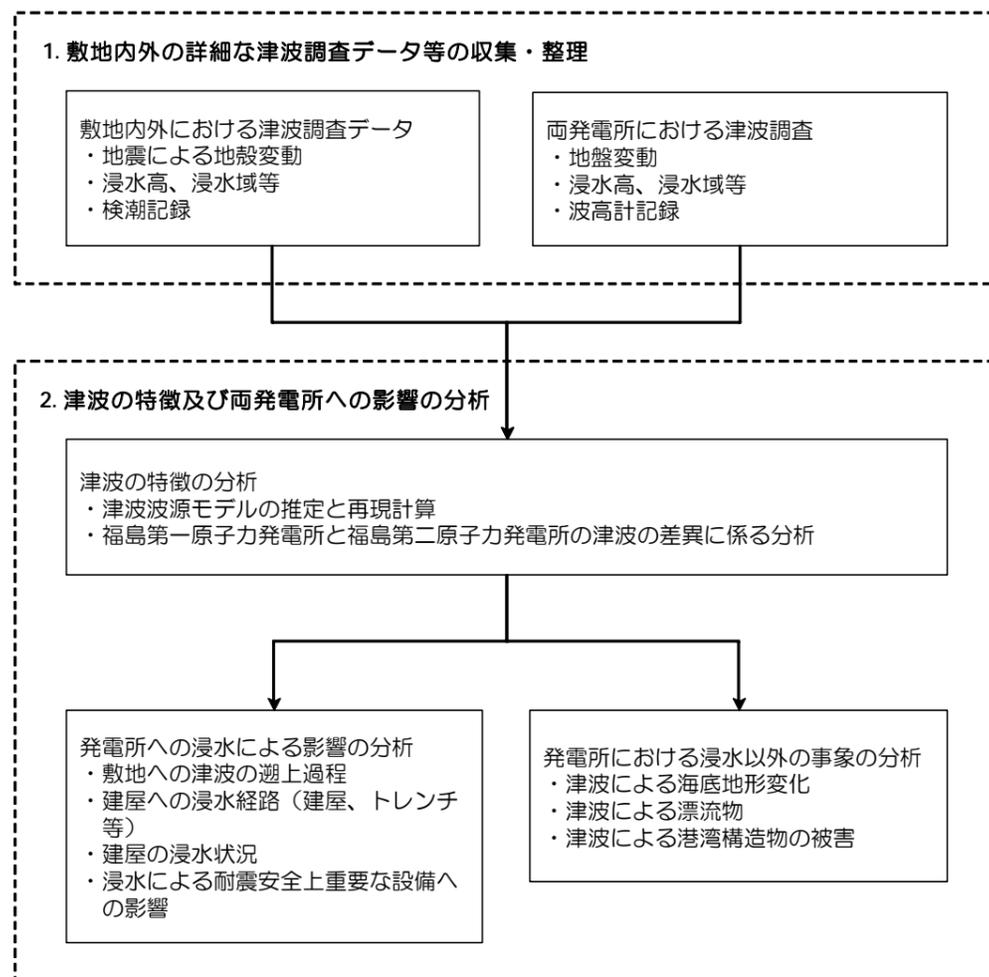


図 1 主な検討内容と検討の流れ

### (1) 福島第一原子力発電所

浸水高 ◇主要建屋設置エリア（1～4号機側、敷地高 0.P. +10m）

・0.P. 約+11.5～約+15.5m<sup>\*</sup>（浸水深 約 1.5～約 5.5m）

※：当該エリア南西部では局所的に 0.P. 約+16～約+17m（浸水深 約 6～約 7m）

◇主要建屋設置エリア（5・6号機側、敷地高 0.P. +13m）

・0.P. 約+13～約+14.5m（浸水深 約 1.5m 以下）

浸水域 ◇海側エリア及び主要建屋設置エリアほぼ全域

### (2) 福島第二原子力発電所

浸水高 ◇海側エリア（敷地高 0.P. +4m）

・0.P. 約+7m<sup>\*</sup>（浸水深 約 3m）※：1号機熱交換機建屋南側南側面等で局所的な高まりがある。

◇主要建屋設置エリア（敷地高 0.P. +12m）

・0.P. 約+12～約+14.5m<sup>\*</sup>（浸水深 約 2.5m 以下）

※：1号機建屋南側から免震重要棟にかけて局所的に 0.P. 約+15～約+16m（浸水深 約 3～約 4m）

浸水域 ◇海側エリアの全域に及んでいるが、海側エリアから斜面を越えて主要建屋設置エリアへの遡上は認められない。

◇主要建屋設置エリア南東側から免震重要棟への道路に集中的に遡上し、1・2号機の建屋周辺及び3号機の建屋南側のみ浸水（4号機の建屋周辺には浸水なし）

## 2. 津波の特徴の分析

### (1) 津波波源モデルの推定と再現計算結果（図 2、図 3）

今回の地震・津波による広域（北海道～千葉県）の浸水高、遡上高、浸水域、検潮記録及び地殻変動を最も良く説明できる津波波源モデルの推定を数値シミュレーションにより行いました。結果は以下のとおりです。

- ◇推定された波源モデルはマグニチュード（Mw）9.1です。
- ◇津波の再現計算の結果、両発電所敷地内の浸水高及び浸水域をよく再現できております。
- ◇両発電所の検潮所設置位置における津波の高さ<sup>\*</sup>は以下のとおりです。
  - 福島第一原子力発電所：約+13m
  - 福島第二原子力発電所：約+ 9m

※：計器の損傷のため、検潮所における実際の津波の高さは把握できておりません

### (2) 福島第一原子力発電所と福島第二原子力発電所の津波の差異に係る分析

◇福島第一原子力発電所における津波の高さが、福島第二原子力発電所に比べて高かった要因について分析を行いました。

その結果、宮城県沖ならびに福島県沖に想定されるすべり量の大きい領域からの津波のピークの重なり具合が異なることが影響した可能性が考えられます（図 4）。

## 1. 福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における津波調査結果

（4月9日報告済み情報の一部更新）

浸水高、浸水深及び浸水域について、現地踏査ならびに痕跡の高さの測定を実施し、データの拡充と精度の向上を行いました。調査結果は以下のとおりです。なお、地震による地盤変動量（両発電所とも約 0.5～0.65m 沈降）を測定しましたが、暫定値のため浸水高等には反映しておりません。

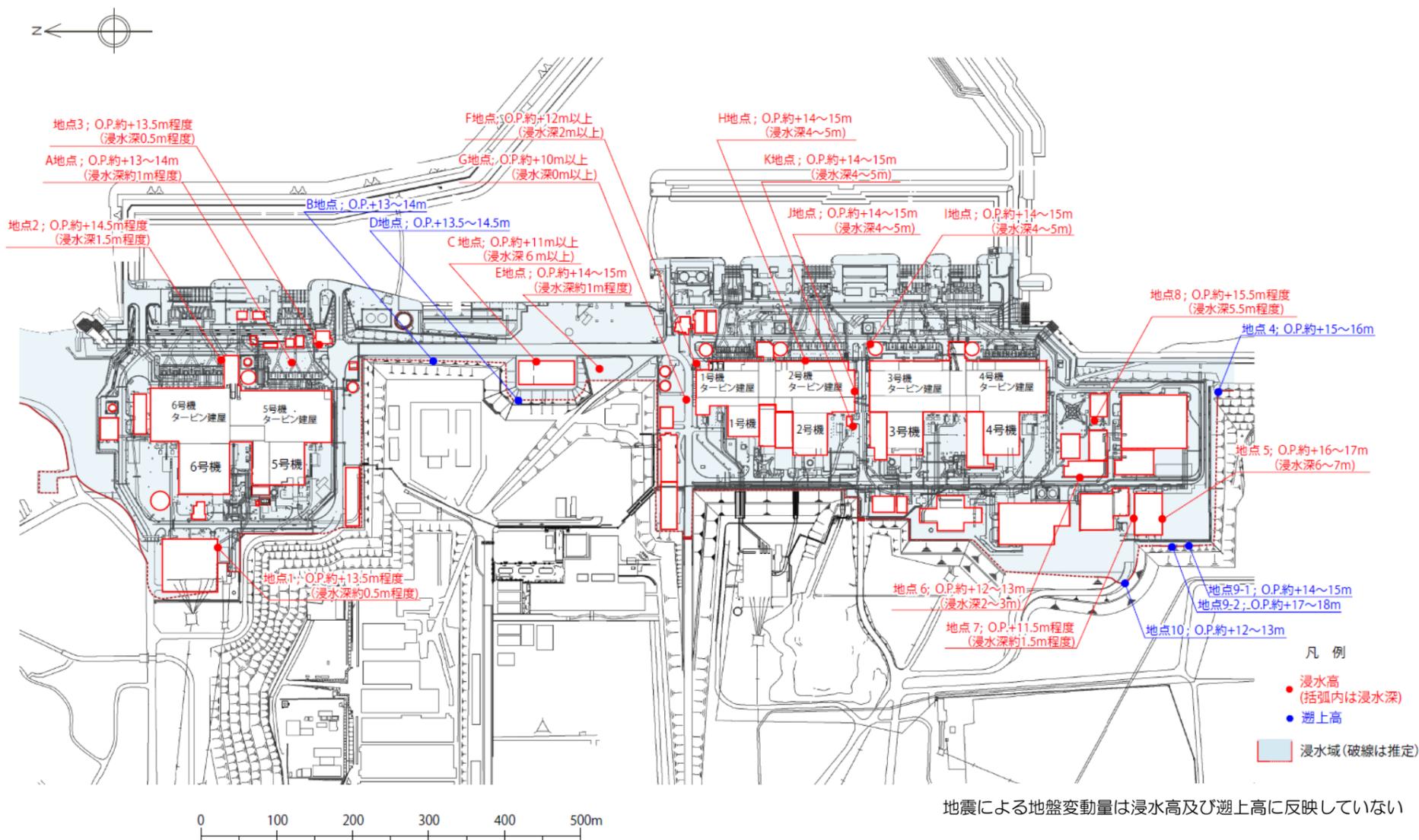


図 2 (1) 福島第一原子力発電所における津波の調査結果 (浸水高、浸水深及び浸水域)

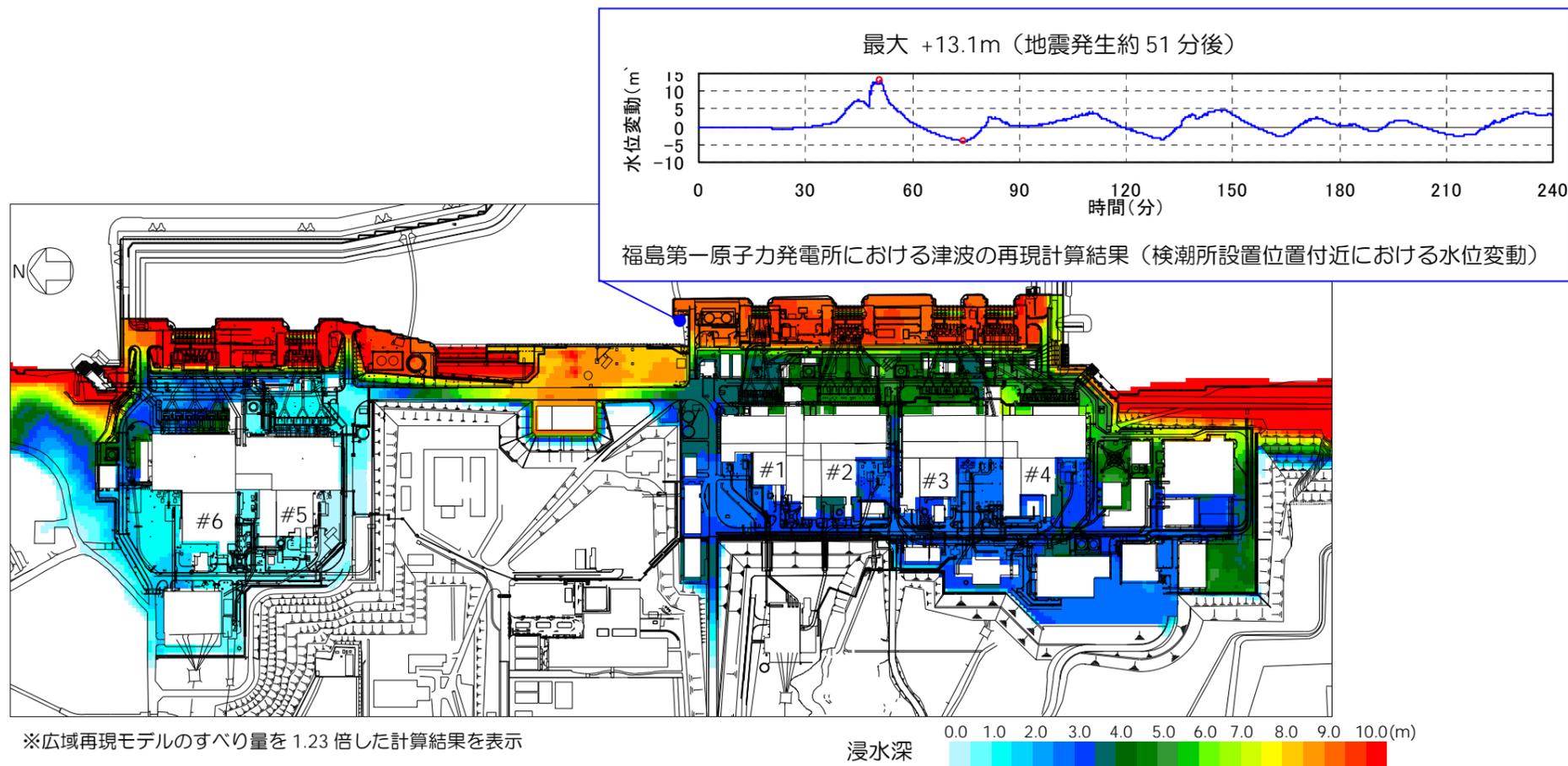
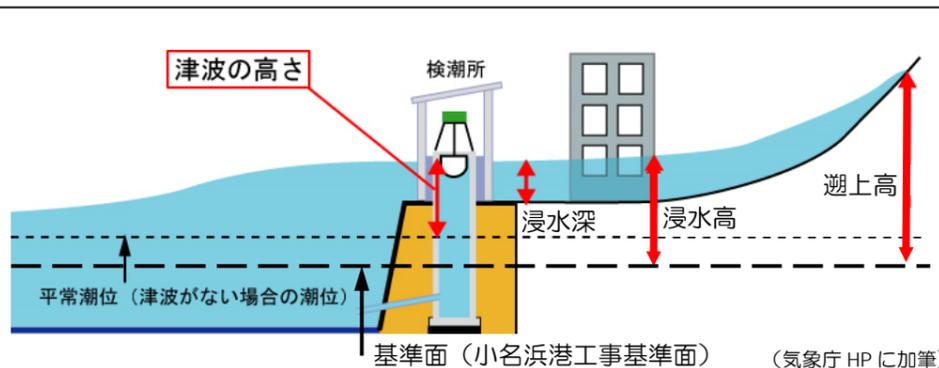


図 2 (2) 福島第一原子力発電所における津波の再現計算結果 (浸水深及び浸水域)

**用語の定義**

- ・ 津波の高さ：平常潮位 (津波がない場合の潮位) から、津波によって海面が上昇した高さの差。
  - ・ 浸水高：建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ (O.P.表示※)。
  - ・ 浸水深：建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の地表面からの高さ。
  - ・ 浸水域：津波によって浸水した範囲。
  - ・ 遡上高：津波が内陸へかけ上がった結果、斜面や路面上に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ (O.P.表示※)。
- ※ 小名浜港工事基準面 (O.P.) は東京湾平均海面 (T.P.) の下方 0.727m にある。



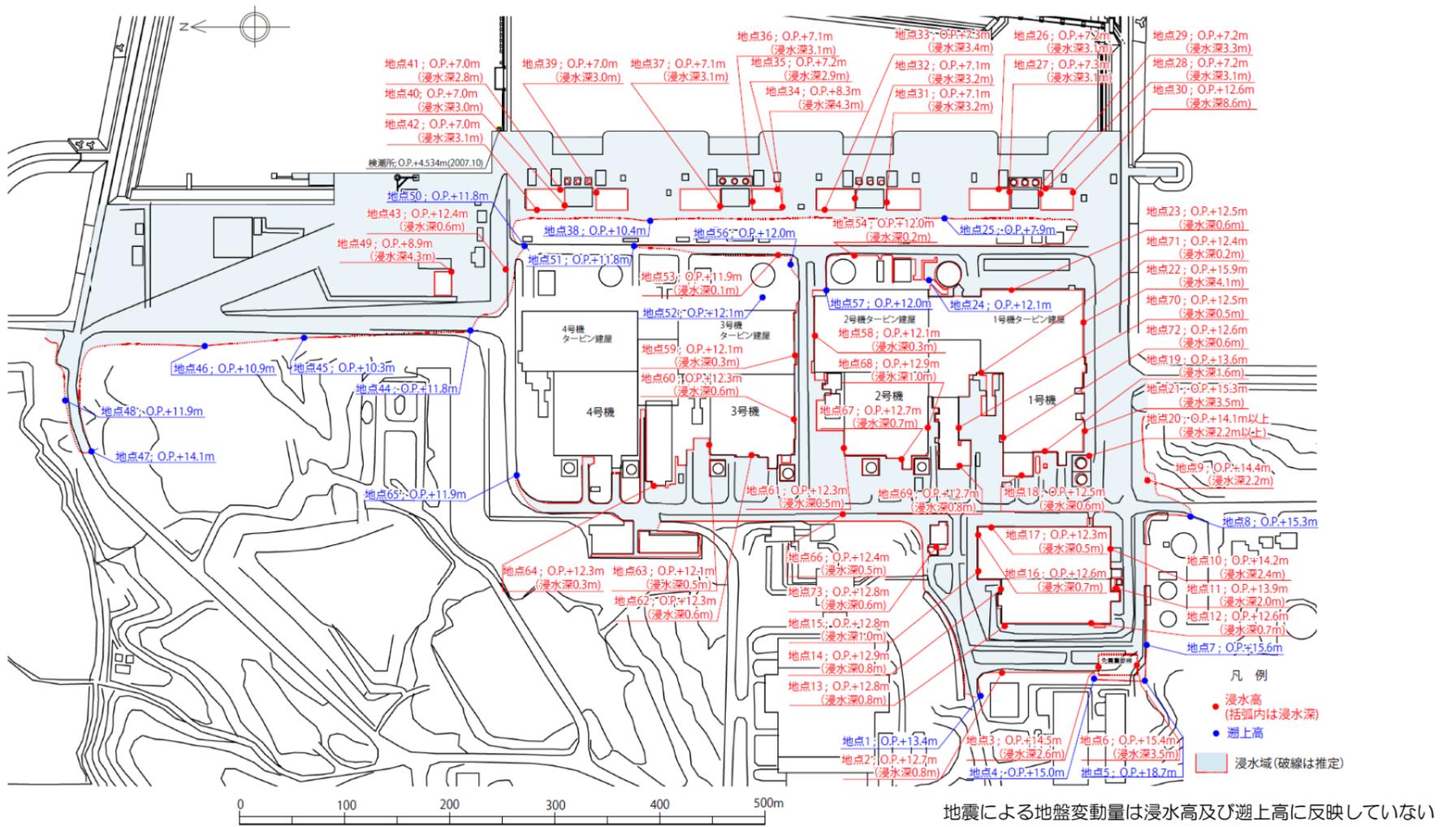


図3 (1) 福島第二原子力発電所における津波の調査結果 (浸水高、浸水深及び浸水域)

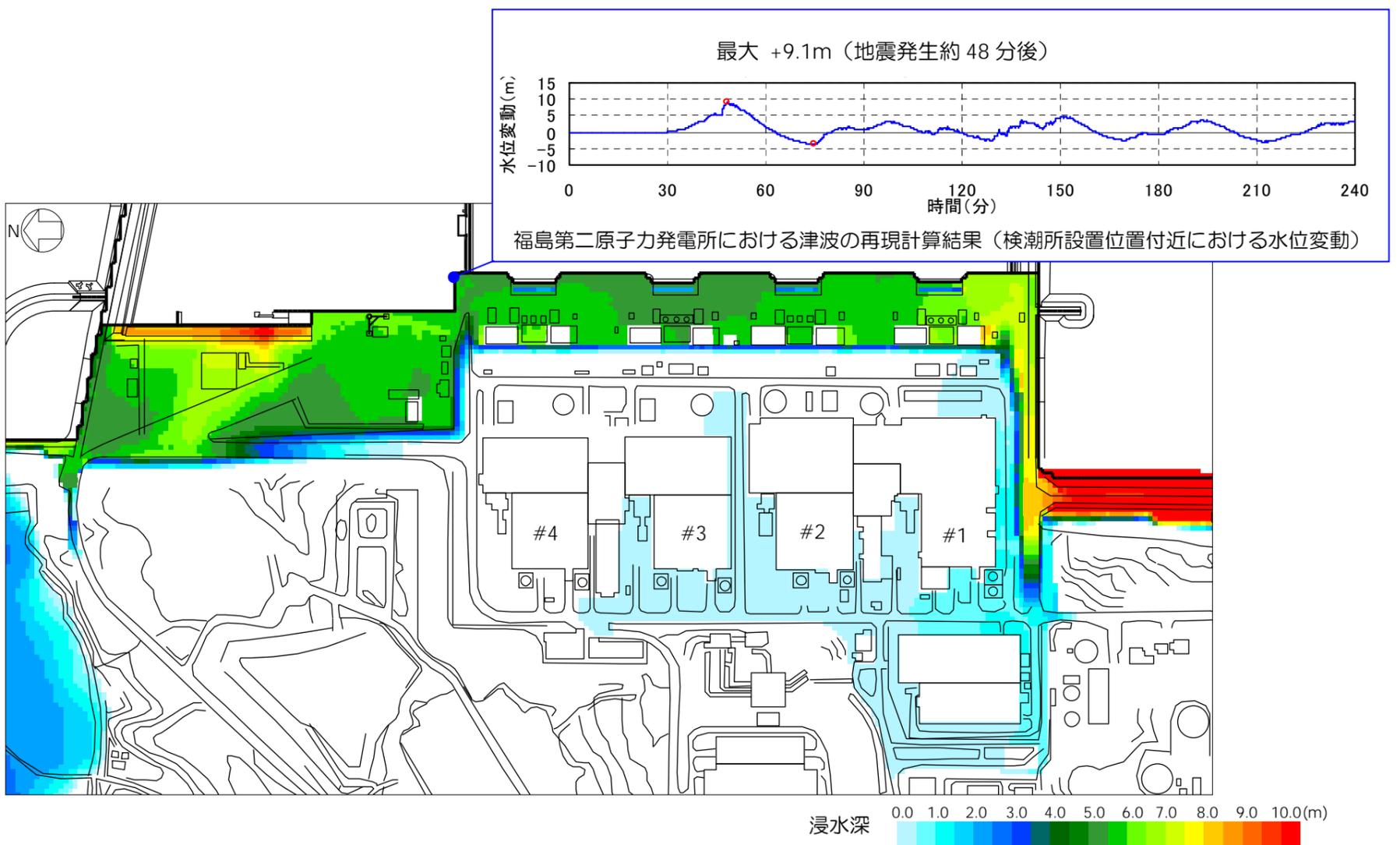
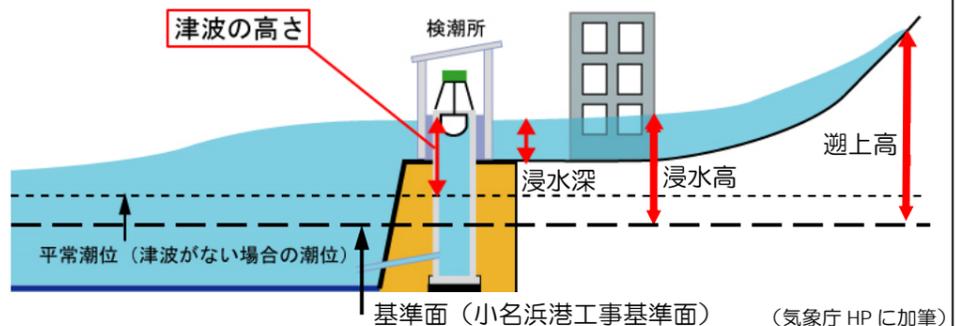


図3 (2) 福島第二発電所における津波の再現計算結果 (浸水深及び浸水域)

**用語の定義**

- ・ 津波の高さ：平常潮位 (津波がない場合の潮位) から、津波によって海面が上昇した高さの差。
- ・ 浸水高：建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ。(O.P.表示※)
- ・ 浸水深：建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の地表面からの高さ。
- ・ 浸水域：津波によって浸水した範囲。
- ・ 遡上高：津波が内陸へかけ上がった結果、斜面や路面上に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ (O.P.表示※)。

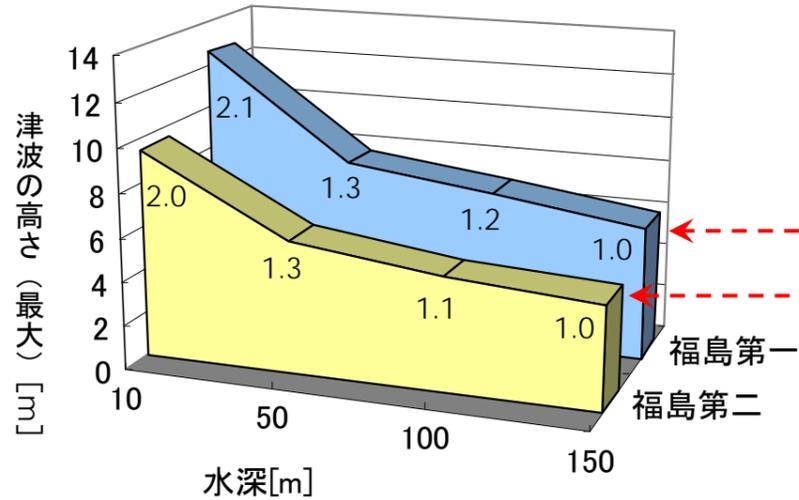
※ 小名浜港工事基準面 (O.P.) は東京湾平均海面 (T.P.) の下方 0.727m にある。



福島第一原子力発電所沖合い水深  
150m 地点の水位の時刻歴波形

- 水深 150m における各ブロックからの津波の高さは両発電所において大きな差はない。
- 各ブロックからの波形において、ピークの重なり度合いが大きいため、津波の高さも大きくなる。
- 水深 150m 以浅の増幅率に両発電所の差はない。

グラフ中の数字は沖合い水深 150m 地点を基準とした増幅率

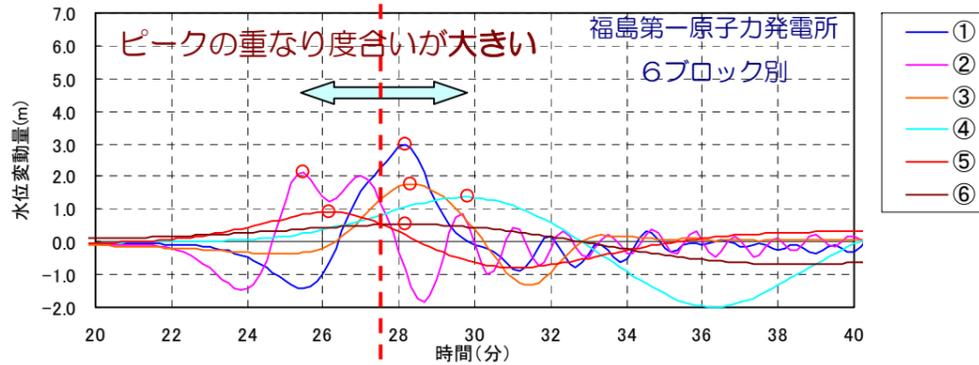
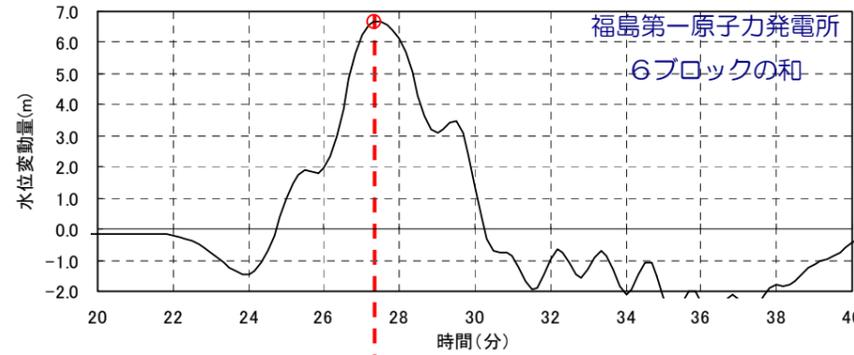


※ 広域再現モデル全体による結果

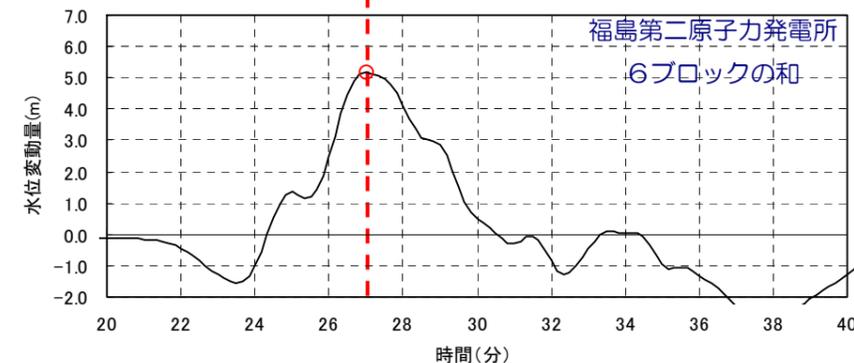
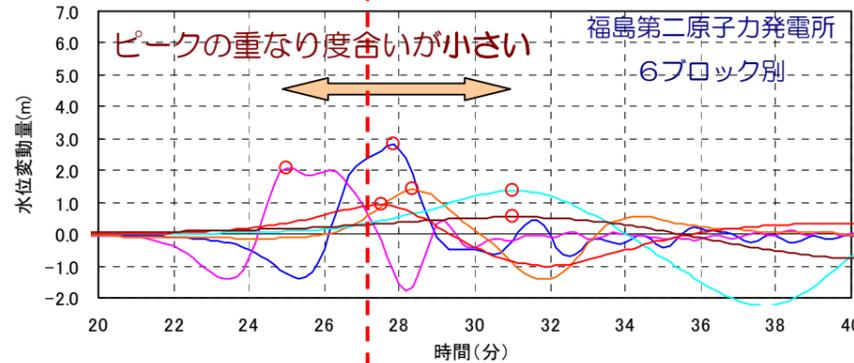
- 水深 150m における各ブロックからの津波の高さは両発電所において大きな差はない。
- 各ブロックからの波形において、ピークの重なり度合いが小さいため、津波の高さも小さくなる。
- 水深 150m 以浅の増幅率に両発電所の差はない。

福島第二原子力発電所沖合い水深  
150m 地点の水位の時刻歴波形

主要な成分（ブロック）を取り出した結果

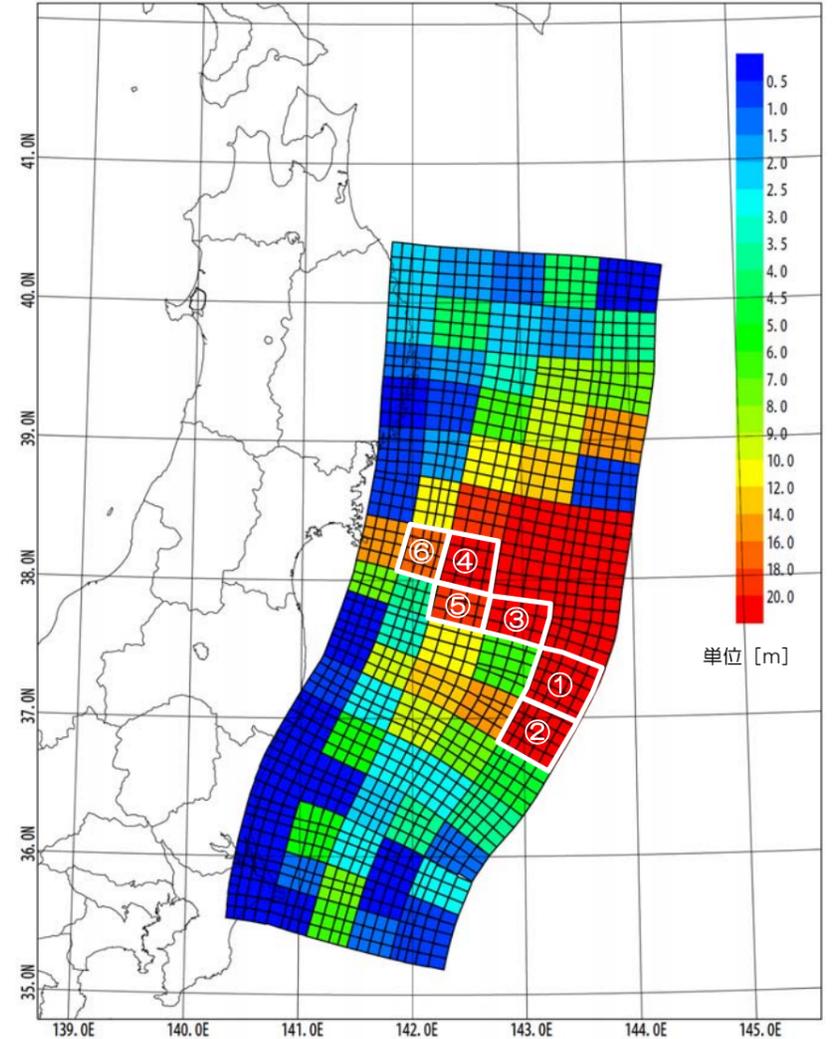


6ブロックの和で概ね全体の違いを説明可能



※ 時間は、地震発生時からの経過時間

推定された波源モデルのうち  
両発電所沖合いの津波の高さに  
影響が大きいブロックの位置



広域（北海道～千葉県）の浸水高、遡上高、浸水域、検潮記録及び地殻変動を最も良く説明できる津波波源モデルを使用して分析を行った

まとめ

福島第一と福島第二の津波の差異の主な原因は、宮城県沖ならびに福島県沖に想定されるすべり量の大きい領域から発生した津波のピークが、福島第一では重なる度合いが強く、福島第二では弱いことによると考えられる。

図4 津波の差異に関する分析

### 3. 浸水による福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所への影響の分析

#### (1) 福島第一原子力発電所

##### 【建屋の浸水状況】

O. P. +10mの敷地にある主要建屋の周辺では、ほぼ全域が津波の遡上を受け浸水したと考えられますが、主要建屋の外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されておりません。

浸水によって、主要建屋の地上の開口（建屋の出入口や機器搬入口（ハッチ）、給排気口（ルーバ））や、敷地の地下に埋設されたトレンチやダクトに接続する開口（ケーブルや配管の貫通口）の一部が建屋内への浸水経路になったと考えられ、1～4号機タービン建屋の東側（海側）を中心に、開口に取り付けられた扉やシャッター等の一部が津波により損傷していることを確認しました。建屋内では、通路や階段室等を介して地下の広い範囲が浸水したものと考えられます。主要建屋内への浸水経路になったと考えられる開口の位置を図5に示します。

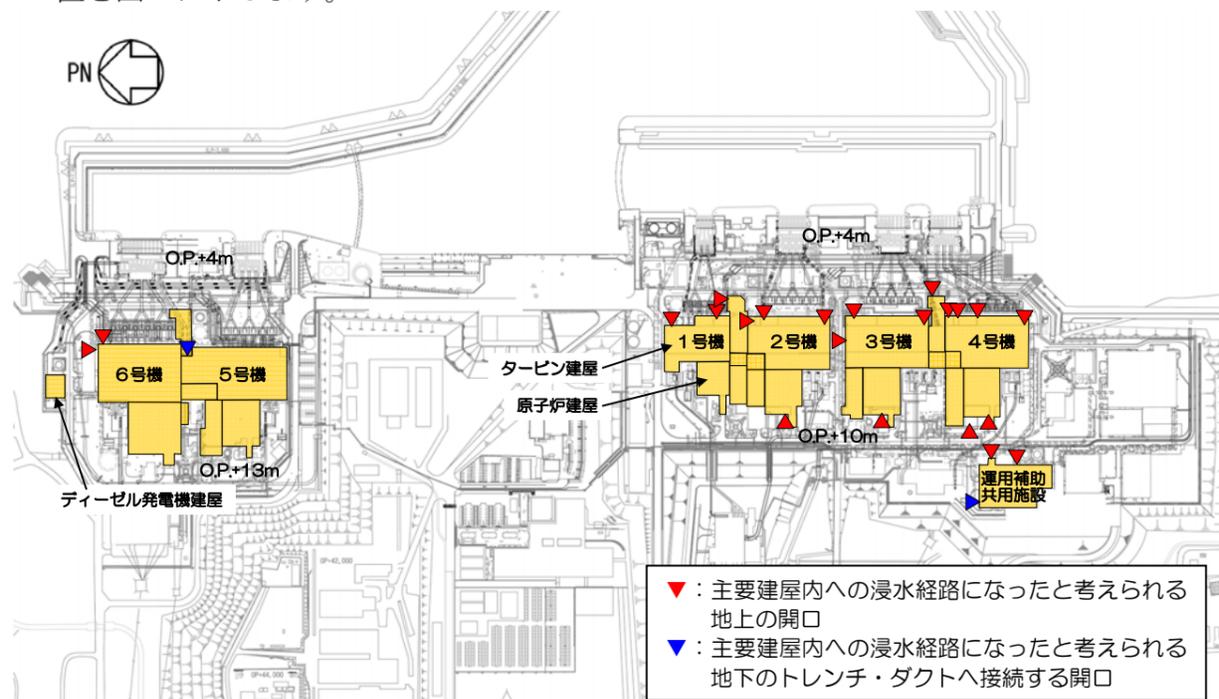


図5 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる開口の位置（福島第一原子力発電所）

##### 【浸水による耐震安全上重要な設備への影響】

耐震安全上重要な設備のうち、非常用電源盤、非常用ディーゼル発電設備（D/G）及び直流主母線盤について、調査可能な範囲で浸水の範囲及び影響を調査しました。概要を以下に示します（詳細は表1参照）。

非常用電源盤：6号機の電源盤を除き、1～5号機の全ての盤で浸水。

D/G：D/G(6B)を除き、D/G本体または関連機器の浸水により使用不可。

直流主母線盤：1, 2, 4号機の直流主母線盤が浸水。3, 5, 6号機の電源盤には浸水なし。

また、屋外ヤードエリア設置の非常用海水冷却系設備については、点検中で取り外していたポンプを除き、いずれも津波を受けた後も据付場所に自立しており、ポンプ本体が流出したものはありませんでした。図6に、6号機非常用海水冷却系設備の状況を示します。

しかし、設備点検用クレーンの倒壊、漂流物の衝突等によるポンプならびに付属機器の損傷、および電動機軸受潤滑油への海水の混入も確認しました。

なお、D/G(6A)冷却系海水ポンプでは、津波により被水したものの、3月18日に冷却海水ポンプ電動機の健全性を確認し、翌3月19日にD/G(6A)の確認運転を行いました。

表1 津波の浸水による非常用電源盤（M/C、P/C）、非常用ディーゼル発電設備（D/G）、直流主母線盤への影響（福島第一原子力発電所）

設備	系統 <sup>※1</sup>	1号機			2号機			3号機			4号機			5号機			6号機		
		浸水有無	津波後の状況	設置場所	浸水有無	津波後の状況	設置場所	浸水有無	津波後の状況	設置場所	浸水有無	津波後の状況	設置場所	浸水有無	津波後の状況	設置場所	浸水有無	津波後の状況	設置場所
非常用電源盤 (M/C)	C	有	×	T/B 1FL O.P.+10.2m	有	×	T/B B1FL O.P.+1.9m	有	×	T/B B1FL O.P.-0.3m	有	×	T/B B1FL O.P.+1.9m	有	×	T/B B1FL O.P.+2.77m	無	○	R/B B3FL O.P.+1m
	D	有	×		有	×		有	×		有	×		有	×		無	○	R/B B1FL O.P.+7m
	E(H)				有	×	共用B1FL O.P.+2.7m				有	×	共用B1FL O.P.+2.7m				無	○	R/B 1FL O.P.+13.2m
非常用電源盤 (P/C)	C	有	×	C/B B1FL O.P.+4.9m	有	○	T/B 1FL O.P.+9m	有	×	T/B B1FL O.P.-0.3m	有	- <sup>※2</sup>	T/B 1FL O.P.+9m	有	×	T/B B1FL O.P.+2.77m	無	○	R/B B3FL O.P.+1m
	D	有	×		有	○		有	×		有	○		有	×		無	○	R/B B1FL O.P.+7m
	E				有	×	共用B1FL O.P.+2.7m				有	×	共用B1FL O.P.+2.7m				無	○	DG屋B1FL O.P.+5.7m
非常用ディーゼル発電設備 (D/G)	A	有	×	T/B B1FL O.P.+4.9m	有	×	T/B B1FL O.P.+1.9m	有	×	T/B B1FL O.P.+1.9m	有	×	T/B B1FL O.P.+1.9m	無	×	T/B B1FL O.P.+4.9m	無	×	R/B B1FL O.P.+5.8m
	B	有	×	T/B B1FL O.P.+2m	無	×	共用1FL O.P.+10.2m	有	×	共用1FL O.P.+10.2m	無	×	共用1FL O.P.+10.2m	無	×		無	○	DG屋1FL O.P.+13.2m
	H																無	×	R/B B1FL O.P.+5.8m
直流主母線盤	A	有	×	C/B B1FL O.P.+4.9m	有	×	C/B B1FL O.P.+1.9m	無	○	T/B MB1F O.P.+6.5m	有	×	C/B B1FL O.P.+1.9m	無	○	T/B MB1F O.P.+9.5m	無	○	T/B MB1F O.P.+9.5m
	B	有	×		有	×		無	○		有	×		無	○		無	○	

凡例：○：使用可、×：使用不可

T/B：タービン建屋、C/B：コントロール建屋、共用：運用補助共用施設、

R/B：原子炉建屋または原子炉複合建屋、DG屋：ディーゼル発電機建屋

※1：2,4号機のM/CはE系統、6号機のM/CはH系統。

※2：M/C(4C),D/G(4A)は点検・工事中。P/C(4C)は、取替工事中。

- ：浸水有り、
- ：本体または関連機器の浸水により使用不可の機器
- ：電源供給元が給電不可のため受電不可。M/C(6C,6H)は、D/G(6A,6H)が使用不可のため受電不可。

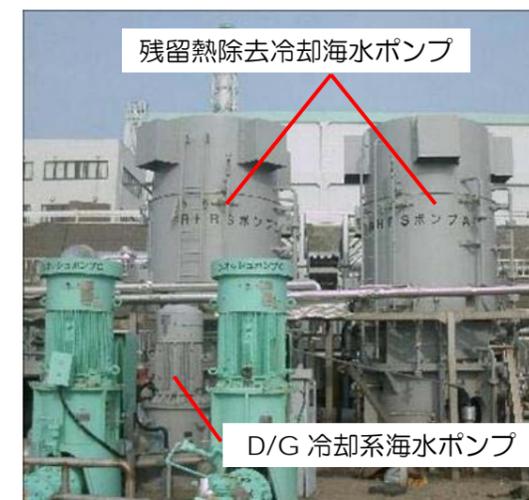


図6 6号機非常用海水冷却設備の状況

(2) 福島第二原子力発電所

【建屋の浸水状況】

主要建屋の周辺では、0.P.+4mの敷地東側（海側）や0.P.+12mの敷地南側が津波の遡上を受け浸水しましたが、福島第一原子力発電所と同様、主要建屋の外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されておりません。

浸水によって、主要建屋の地上の開口（建屋の出入口や機器搬入口（ハッチ）、給排気口（ルーバ））や、敷地の地下に埋設されたトレンチやダクトに接続する開口（ケーブルや配管の貫通口）の一部が建屋内への浸水経路になったと考えられ、0.P.+4mの敷地にあり、海水熱交換器建屋や0.P.+12mの敷地にある1号機原子炉建屋の南側で、開口に取り付けられた扉やシャッター等の一部が津波により損傷していることを確認しました。建屋内では通路や階段室等を介して浸水範囲が拡大し、1号機の主要建屋の地下階や3号機タービン建屋地下2階、全号機の海水熱交換器建屋等が津波により浸水したことを確認しました。主要建屋内への浸水経路になったと考えられる開口の位置を図7に示します。

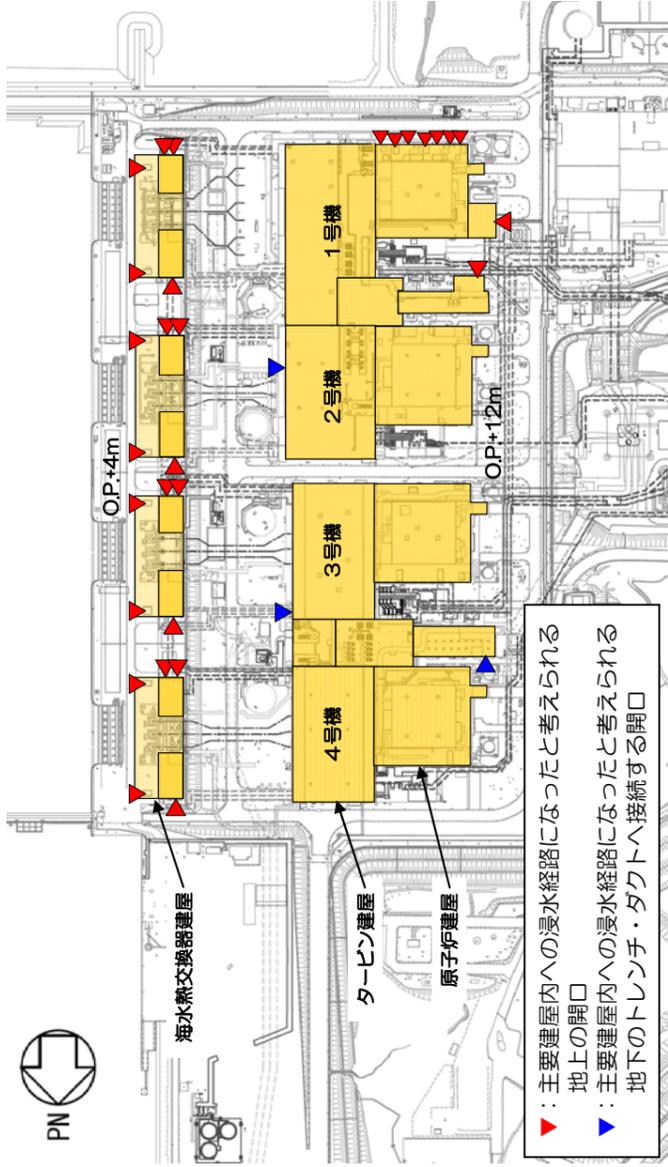


図7 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる開口の位置（福島第二原子力発電所）

【浸水による耐震安全上重要な設備への影響】

耐震安全上重要な設備のうち、非常用電源盤、非常用ディーゼル発電設備（D/G）、直流主母線盤について、浸水の範囲及び影響を調査しました。概要を以下に示します（詳細は表2参照）。

非常用電源盤：海水熱交換器建屋設置の非常用電源盤は全ての号機で浸水し、3号機の

D-2系電源盤を除いて機能喪失。原子炉建屋設置の非常用電源盤は、1

号機のC、H系、3号機のH系で浸水。

D/G：3号機のD/G(B)(H)、4号機のD/G(H)を除き、D/G本体または関連機器の

浸水により使用不可。

直流主母線盤：1号機の直流主母線盤(H)が浸水。

また、海水熱交換器建屋に設置されている非常用冷却設備のうち、残留熱除去冷却海水系ポンプ、残留熱除去冷却系ポンプの動力電源は、いずれも海水熱交換器建屋の非常用電源盤（C-2、D-2）から供給されています。海水熱交換器建屋の非常用電源盤は、3号機のD-2系を除いて機能喪失したため、3号機の残留熱除去冷却海水系ポンプ、残留熱除去冷却系ポンプを除いて停止しました。その後、1、2、4号機の残留熱除去冷却海水系ポンプ、残留熱除去冷却系ポンプの点検を実施し、健全性が確認できたポンプについては、電源供給元を切り替え、確認運転を行いました。

表2 津波の浸水による非常用電源盤（M/C、P/C）、非常用ディーゼル発電設備（D/G）、直流主母線盤への影響（福島第二原子力発電所）

設備	系統	1号機		2号機		3号機		4号機	
		浸水有無	津波後の状況	浸水有無	津波後の状況	浸水有無	津波後の状況	浸水有無	津波後の状況
非常用電源盤 (M/C) (R/B 地下1階 0.P.+6.0m)	C	有	×	無	○	無	○	無	○
	D	無	○	無	○	無	○	無	○
	H	有	×	無	○	有	○	無	○
非常用電源盤 (P/C) (R/B 地下1階 0.P.+6.0m)	C-1	有	×	無	○	無	○	無	○
	D-1	無	○	無	○	無	○	無	○
非常用電源盤* (P/C) (Hx/B 1階 0.P.+4.2m)	C-2	有	×	有	×	有	×	有	×
	D-2	有	×	有	×	有	○	有	×
非常用ディーゼル発電設備 (D/G) (R/B 地下2階 0.P.±0m)	A	有	×	無	×	無	×	無	×
	B	有	×	無	×	無	○	無	×
	H	有	×	無	×	無	○	無	○
直流主母線盤 (1,2号A,B;C/B 2階 0.P.+1.8m 3,4号A,B;C/B 1階 0.P.+1.22m 1~4号H;R/B 地下2階 0.P.±0m)	A	無	○	無	○	無	○	無	○
	B	無	○	無	○	無	○	無	○
	H	有	×	無	○	無	○	無	○

凡例：○：使用可、×：使用不可

R/B：原子炉建屋、Hx/B：海水熱交換器建屋、C/B：コントロール建屋

※：非常用電源盤(P/C C-2,D-2)は海水熱交換器建屋に設置。

：浸水有り、：本体または関連機器の浸水により使用不可の機器

4. 浸水以外の事象の分析

両発電所における津波による港内の海底地形変化、漂流物の状況及び港湾構造物の被害状況を把握しました。漂流物の状況は、津波の再現計算による流れで説明可能であることを確認しました。また、港湾構造物は、部分的に消波機能は損なわれているものの、堤体は概ね存立していることを確認しました。

#### 4. 「循環注水冷却システムに係るポンプ、弁、配管、ホース等について、長期間の使用に耐え得るよう信頼性を向上させるとともに、循環注水冷却システムを小ループ化すること。」に関する報告

##### (1) 対象設備

循環注水冷却システムに係る設備は以下のとおりである。

- a. 原子炉圧力容器・格納容器注水設備
- e. 高レベル放射性汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）

##### (2) 循環注水冷却システムの小ループ化の方針

循環注水冷却システムの小ループ化については、最終的には、建屋内でのループを構築することとなる。これにより現在の水処理設備など建屋外に設置された設備を経由しない循環ループの形成が可能となるため、系外への放出口リスクを低減することが出来る（図4-1）。また、建屋内滞留水の塩素濃度は、地下水の流入や淡水化装置の稼働により減少傾向にあるため、将来的には滞留水をそのまま冷却水として使用することが可能になるものと推測している（表4-1、表4-2）。これらが実現することによって水処理設備等の処理量、あるいは原子炉格納容器からの漏えい水量に依存せずに、原子炉冷却水注入量を増加させるシステムが構築出来る見込みである。

ただし、これらのシステム構築にあたり、

- ・ 塩素濃度以外の滞留水の水質（油分、不純物等）が原子炉を含む設備等に悪影響を与える可能性があること
- ・ 高濃度放射性流体が循環することによって高線量区域が設定されるため、止水等の他の作業との干渉が考えられること
- ・ ポンプ等を設置する箇所の線量が高く、作業が困難であること

等の様々な課題が考えられる（図4-2）。従って、これらの課題に対し、サンプリング等による水質の傾向監視、小ループ時のライン構成の最適化、除染等の作業環境改善等を当面検討、実施していくとともに、小ループ化された循環注水冷却システム構築にあたっては、機能の重要性を踏まえ多重性等に配慮した設計、運用を検討していく。なお、小ループ化は、平成28年度までに達成することとしているが、さらなる早期実現に向け検討を進めていく。

この様に循環注水冷却システムの小ループ化については、早期実現に向けた検討を進めていくが、至近の対応として、小ループ化に向けての現状の循環ループの信頼性向上を図る（図4-3）。

ここで、循環ループは、『建屋地下滞留水～水処理設備～原子炉注水用水源』（以下、処理水移送ラインという）と『原子炉注水用水源～原子炉注水設備～注入点』（以下、原子炉注水ラインという）に分けて考えることができる。このうち、今回の信頼性向上にあたっては、水源から注水点までの注水喪失リスクの低減を目的として、原子炉注水ラインの縮小を図ることを計画している。具体的には、現状、処理水バッファタンクを水源としたループから、建屋に近い位置に設置される復水貯蔵タンク（以下、CSTという）を水源としたループに変更し、CSTによる原子炉注水ラインの運用を行っていくこととする。これによって、水源保有水量の増加、水源から注水点までの距離の低減に伴う注水喪失リスクの低減、更には水源の耐震性向上についても期待出来る。また、今回構築するCSTからの注水ラインは、小ループ構築時において、補給水設備としての効果が期待出来る他、簡易的な水処理装置を設置した場合における一時貯槽としての役割も期待出来る。

滞留水水質や建屋内に地下水が流入している状況を踏まえると、処理水移送ラインについては、現状の水処理設備としてセシウム処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）、淡水化装置さらには淡水化後の一時貯槽としてRO及び蒸発濃縮装置後淡水タンクが必要であることから、これらを経由したCSTへのループを構築する。また、小ループ構築時においても、地下水の流入がある限り、余剰水処理の観点から処理水移送ラインの一時貯槽が必要である。

これらを実施することで、循環ループ全体では、処理水バッファタンクを経由しなくなる分、短縮される。ただし、処理水移送ラインは、処理水バッファタンクからCSTまでの距離分延長する。今後、滞留水水質に応じて水処理設備を介することが不要となることもあるため、状況に応じた循環ループの段階的な縮小を今後も継続的に検討していく。

### （3）循環注水冷却システムの小ループ化の内容及び作業工程

循環注水冷却システムの小ループ化については、前述のとおり、建屋内滞留水を直接原子炉等へ注水する系統とするため、滞留水中の塩素濃度等の水質の改善状況や高線量になることが予想される配管ルートなど、今後の状況をふまえた詳細検討が必要である。従って、これら滞留水水質等、環境の改善状況を踏まえて具体的な施工内容等を検討していく。また、小ループ化における早期実現の可否判断に向けて、原子炉建屋等の滞留水の水質サンプリングを検討し、平成25年3月をホールドポイントして以降の計画及び工程上の確認事項等の策定を行う。これに加え、当該検討と合わ

せて処理水移送ラインも含む効率的な循環ループ縮小の検討を行い、必要な実施計画等を示す。

一方、現状の循環ループの信頼性向上については、CSTを水源とした運用へ変更していくため、CSTに関連する原子炉注水系の信頼性向上を図る。具体的には、CST炉注水ポンプの屋内設置、注水ラインにおけるポリエチレン管への変更等を計画しており、津波、凍結等の影響も考慮し検討を進めていく。これらの計画にあたって、CST周辺が高線量区域であることを踏まえ、パトロールや保守点検時の被ばくが増大することが考えられるため、設備面の対応を含んだ線量低減対策をあわせて計画する。また、現状高台炉注水ポンプから注入している炉心スプレイ系（以下、CS系という）にはCSTからのラインが構築されていないため、CSTを水源とする原子炉注水ポンプからCS系への注入ライン設置を計画している。（図4-4～6）

処理水移送ラインについては、耐圧ホースを使用している部分について、ポリエチレン管等への変更を行う。

表4-1 タービン建屋の移送水（プロセス主建屋）の塩素濃度

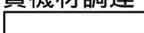
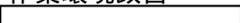
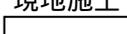
日付	塩素濃度（ppm）
平成23年 8月16日	5,000
平成23年 11月22日	1,300
平成24年 3月6日	900

表4-2 原子炉建屋滞留水の塩素濃度

採取日	塩素濃度（ppm）		
	1号機	2号機	3号機
平成23年 11月25日	170	200	310
平成24年 4月20日	-	50	140

1号機は採取できなかったが、2/3号機と同等と考えられる。

表 4 - 3 循環注水冷却システム 工程表

		平成 24 年度	平成 25 年度以降
循環注水冷却システムの 小ループ化		<p>施工内容検討</p> 	<p>資機材調達</p>  <p>作業環境改善</p>  <p>滞留水水質改善</p>  <p>現地施工</p>  <p>対策完了 (平成 28 年度目標)</p>
小ループ化早期実現可否及び 処理水移送ライン縮小検討		<p>滞留水サンプリング</p>  <p>小ループ化早期実現可否及び 処理水移送ライン縮小検討</p> 	<p>以降の計画等策定 (平成 25 年 3 月末))</p> <p>検討結果に応じた 循環ループ縮小</p> 
現状の循環 ループの信 頼性向上	炉注水用水源の 変更 (処理水バ ッファタンク C S T)	<p>C S Tを水源とする炉注水ラインの改善工事</p>  <p>処理水移送ライン (処理水バッファタンク周辺 ~ C S T) のポリエチレン管等への取替え</p>  <p>インサービス (対策完了 (平成 24 年 12 月末))</p>	
	処理水移送ライ ン (一時貯槽 ~ 処理水バッファ タンク) の配管 取替	<p>ポリエチレン管等への取替え</p>  <p>対策完了 (平成 24 年 9 月末)</p>	

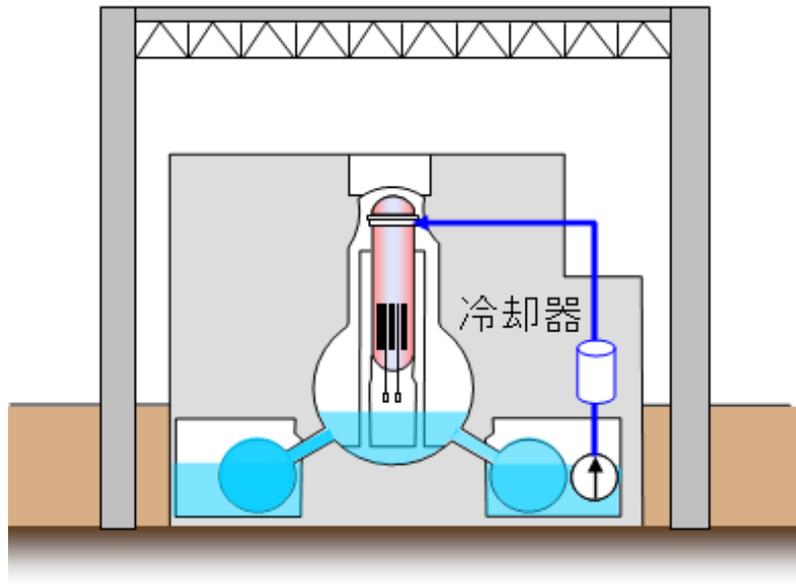


図 4 - 1 循環注水冷却システムの小ループ（建屋内循環）のイメージ

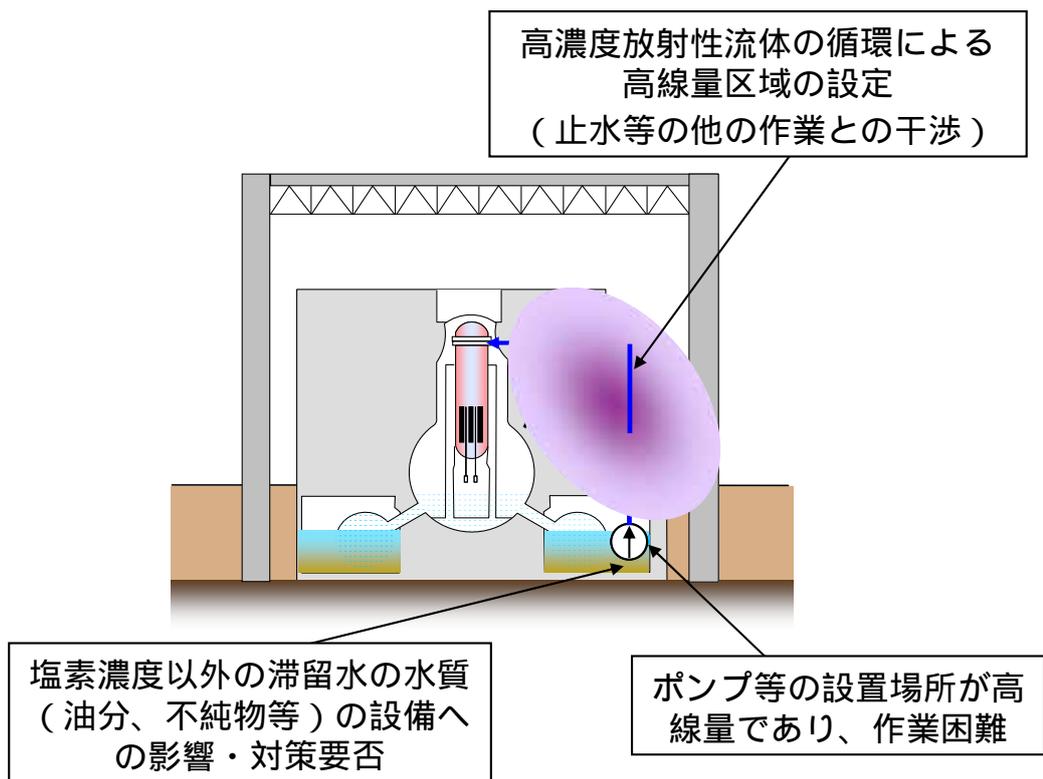


図 4 - 2 循環注水冷却システムの小ループ化に向けた課題

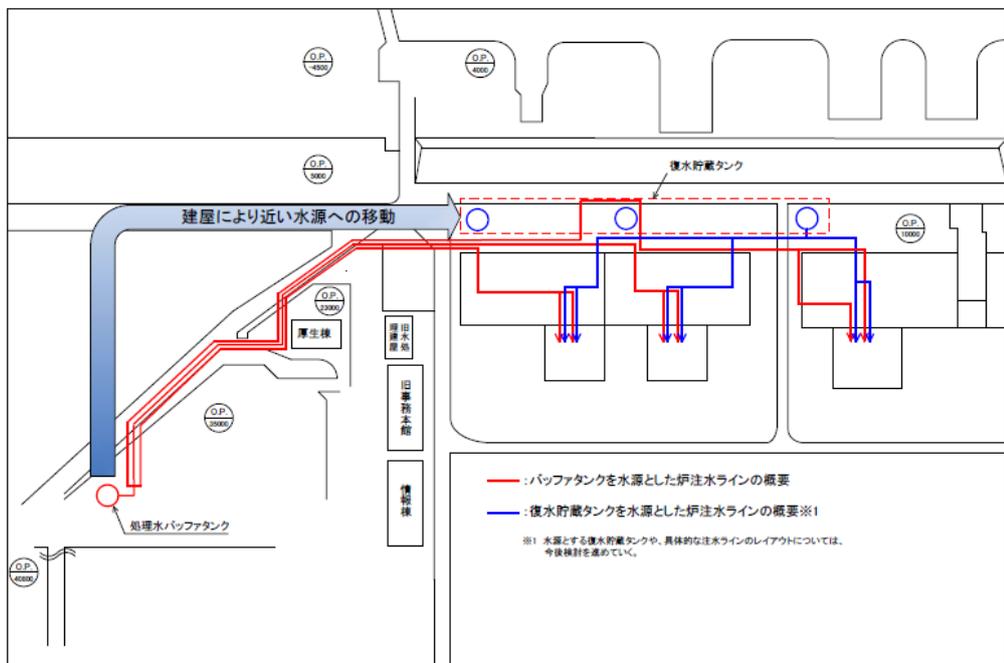
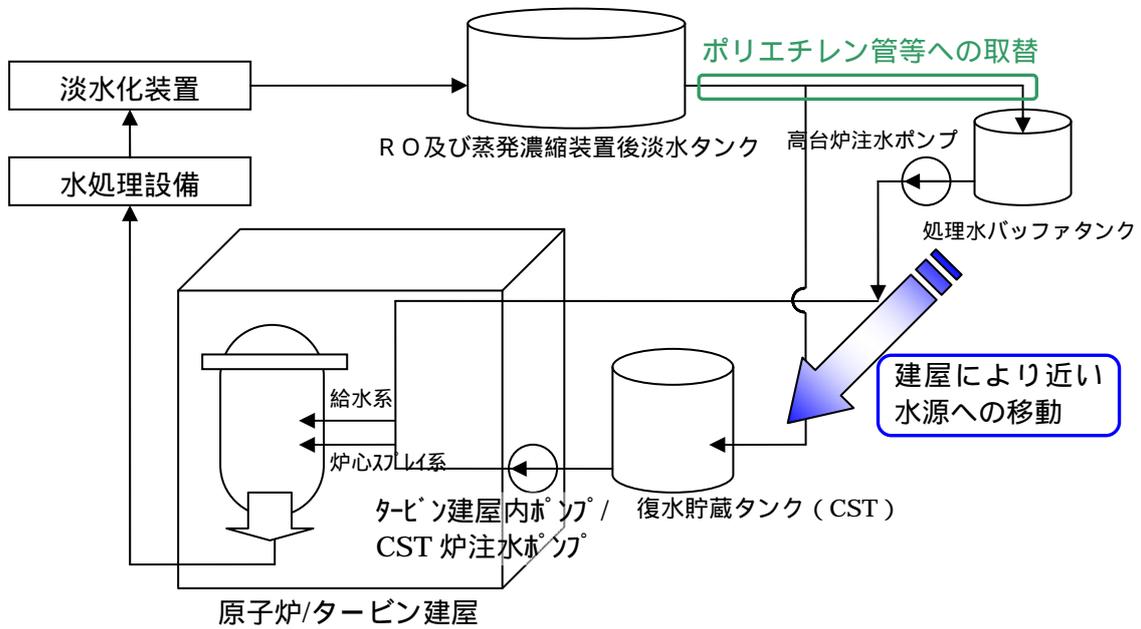


図 4 - 3 循環ループの信頼性向上の概要



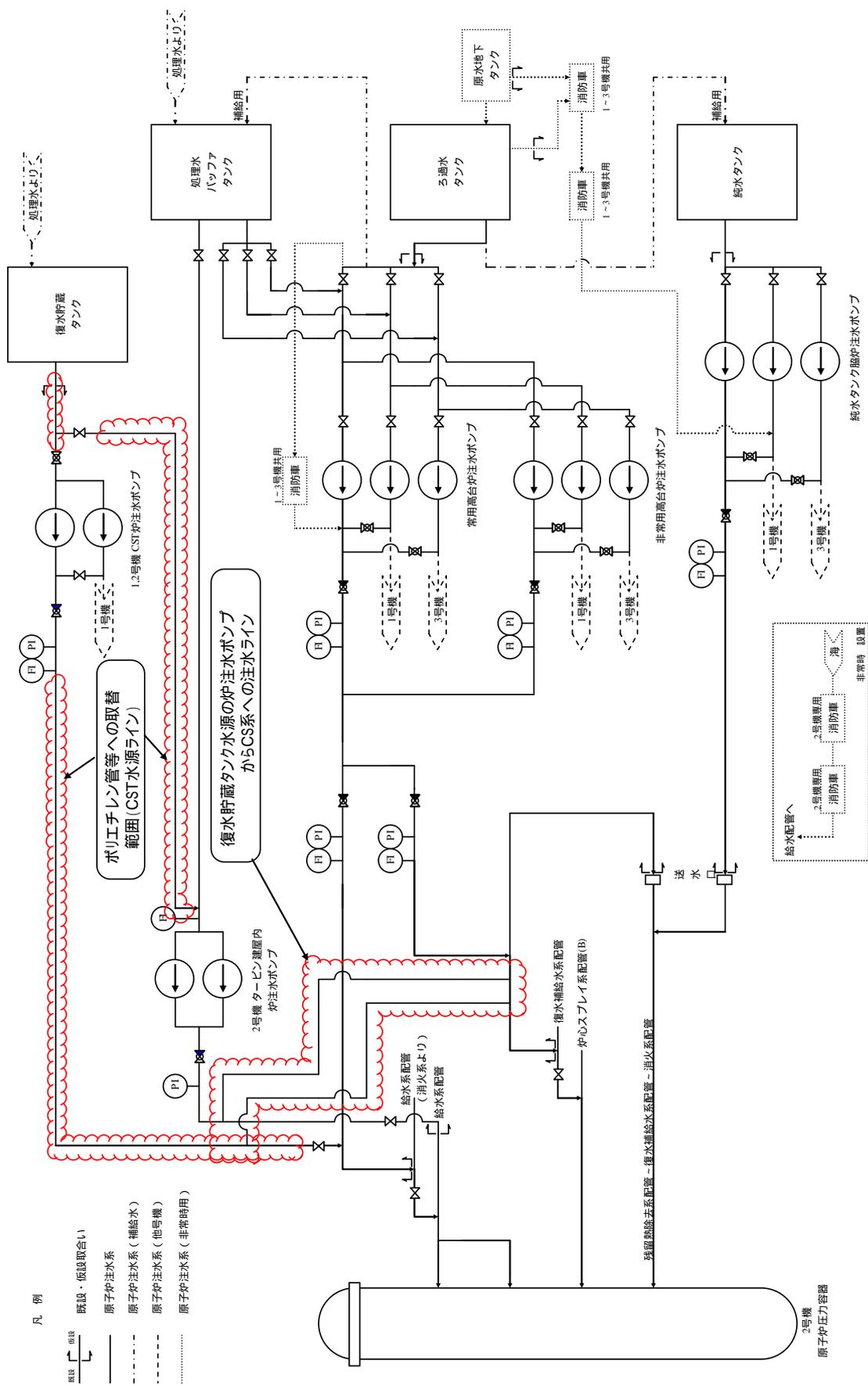


図 4 - 5 原子炉注水システムラインの信頼性向上と多様化計画図( 2号機 )

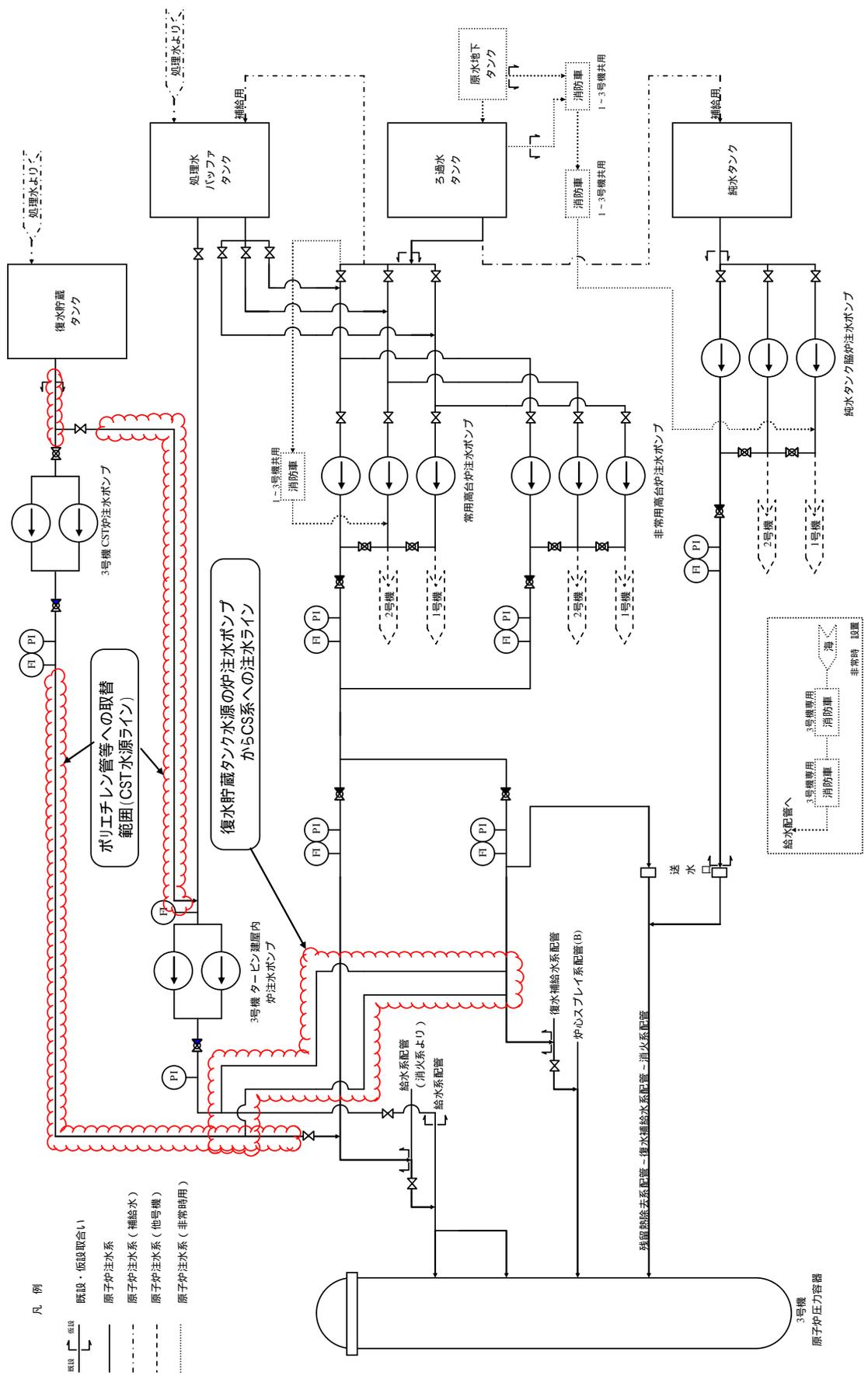


図 4 - 6 原子炉注水系注水ラインの信頼性向上と多様化計画図( 3号機 )

5. 「タービン建屋地下階への地下水の流入等により、高濃度放射性滞留水の処理済水貯蔵量が増加していることを踏まえ、地下水流入量の抑制するための対策を実施するとともに、十分な貯蔵容量の確保を行うこと。また、タンク等の漏えい対策の強化を進めるとともに、万一の漏えいによるリスクを小さくし、処理済水の放射性物質濃度を可能な限り低減させるため、多核種処理設備等を設置すること。」に関する報告

(1) はじめに

事故後の高レベル放射性汚染水（以下、滞留水と言う。）の処理は、ステップ1、2の期間を通じ、高レベル放射性汚染水処理設備、貯留設備、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を設置してきた。

滞留水の処理は、「東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」にて、以下の①から③について必要な検討を行い、対策を実施することとしている。

- ① 増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策
- ② 水処理施設の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策
- ③ 汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

本章では滞留水の低減・管理の具体的な対策として、「地下水流入量の抑制」、「処理済水貯蔵容量の確保」、「タンクの漏えい対策」、「多核種除去設備等設置」に関する実施計画を記載する。

(2) 地下水流入量の抑制に対する計画

a. サブドレン水の水位低下による地下水流入量の低減

現在、サブドレン水の水位は、建屋内滞留水が系外に流出しないように、建屋内滞留水の水位より高くするよう水位管理を行っている。そのため、建屋内には1日当たり200m<sup>3</sup>～500m<sup>3</sup>程度の地下水が流入しており、流入した地下水も含めて水処理装置で処理を行っている状況である。地下水流入量の抑制（水位管理）の観点からは、建屋に近いサブドレンの復旧が最適な方策と考えられるものの、津波によってサブドレンピットの蓋が開放し地表から放射性物質が雨により流れ込んでいるため、僅かな汚染が確認されていること、原子炉建屋カバー工事等の周辺工事と干渉するサブドレンピットや、高線量雰囲気下のサブドレンピットがあることから、短期間で全てのサブドレンを復旧することは困難な状況である。

そのため、建屋に流入する地下水抑制策として、実施可能なサブドレンピットからピット内の水を排水可能レベルまで浄化し、ポンプで汲み上げることにより、建屋周辺の地下水位と建屋滞留水の水位の差を減少させ、建屋への地下水流入量低減を図る計画である。

一部のサブドレンピットにおいて、浄化試験ならびに汲み上げ試験によりサブドレンピット内に流入する地下水の水質確認を平成24年6月に完了し、現在、試験結果の評価を実施しているところである。今後、さらなる浄化方法について検討を行っていく予定である（図5-1）。

サブドレン設備の復旧については計画的に行っていくこととし、平成24年度中に周辺工事と干渉せず復旧作業が可能なピットについて順次浄化及び復旧を行い、平成25年度以降に周辺工事等と干渉するピットについて、ピットの新設等を含め、復旧方法を検討した上で、復旧を行っていく予定である。

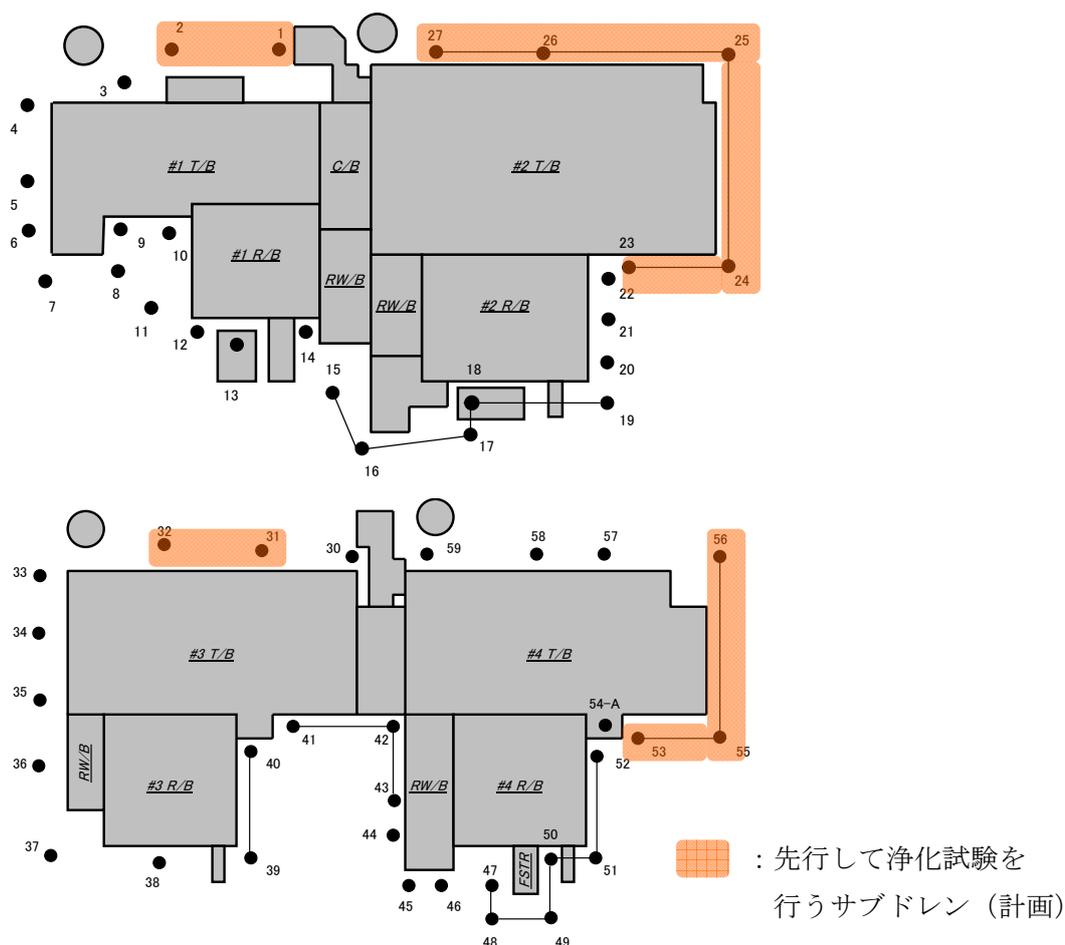


図5-1 サブドレンピット配置図（上段：1、2号機、下段：3、4号機）

b. 地下水バイパスによる地下水流入量の低減

建屋周辺の地下水は、山側から海側に向かって流れていることから、建屋の山側（OP. +35m 盤）で地下水を揚水し、その流路を変更して海にバイパスすること（以下、地下水バイパスという。）により、建屋周辺の地下水位を低下させ、建屋への地下水流入量の低減を図っていく（図5-2）。

地下水バイパスの稼働により、建屋周辺の地下水位については、原子炉建屋山側で3 m程度、タービン建屋海側で1 m程度、現況より低下する見込みであり、これに伴い、建屋内への地下水流入量を半分程度に抑制できるものと想定している（図5-3）。

現状、地下水位の低い建屋海側のサブドレンの水位と建屋内滞留水位の比較監視及びサブドレン水の放射能濃度測定を実施し、建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように管理している。今後、地下水バイパスの稼働にあたっては、建屋山側のサブドレン水位のモニタリングと揚水井の段階的な稼働により、水質及び地下水低下状況等を確認し、適切に水位管理を実施していく。また、揚水した地下水については、放射能濃度測定を適切に実施するとともに専用の水路で海にバイパスする等、汚染防止に万全を期していく。

なお、本計画は、サブドレン復旧の補助的な取り組みとして、サブドレンの復旧と並行して実施することとし、準備が整い次第、揚水井・水路等を設置し、段階的に揚水井を稼働していく。

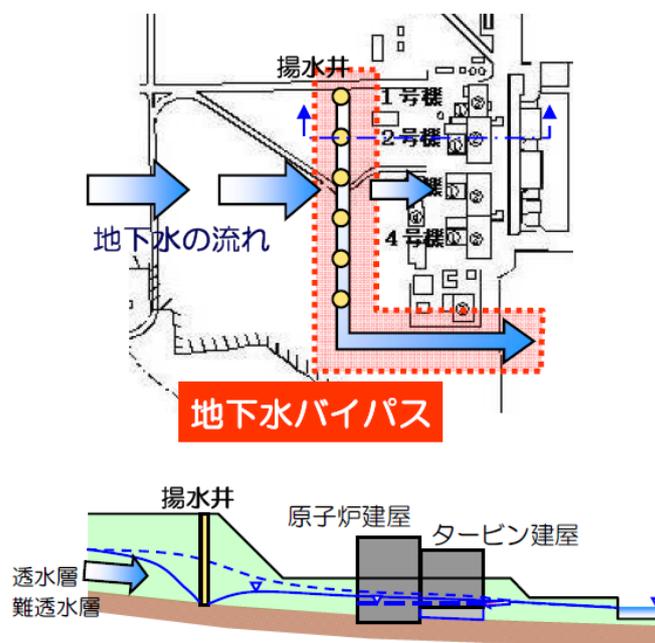


図5-2 地下水バイパス（イメージ）



図5-3 地下水バイパス稼働による現況からの地下水位低下量（想定）

### (3) 処理済水貯蔵容量の確保に対する計画

#### a. タンク増設計画

地震後、約 17.3 万  $\text{m}^3$ （平成 24 年 4 月 24 日時点）の処理済水の貯留設備（タンク）の設置を行い、約 14.3 万  $\text{m}^3$  の処理済水を保管している。

平成 24 年 1 月以降のタンク増設計画として、平成 24 年 5 月までに H エリアに鋼製円筒型タンク 40,000  $\text{m}^3$ 、平成 24 年 7 月までに地下貯水槽 4,000  $\text{m}^3$  を試験施工として設置し（図 5-4）、その後、52,000  $\text{m}^3$  の増設を計画している。また、E エリアの RO 濃縮水一時貯槽については、平成 24 年 11 月までに、単基容量が小さく連結配管が多い鋼製角型タンクから、単基容量が大きく連結配管が少なくできる鋼製円筒型タンクに取替えを行うことにより 8,000  $\text{m}^3$  から 41,000  $\text{m}^3$  に増容量を実施する計画である（図 5-5）。さらに、H エリアに 10,000  $\text{m}^3$  の鋼製円筒型タンクを増設する。

なお、現在計画済みのタンク容量では平成 24 年度末には満水になる見込みとなるが、以降のタンク増設については、以下の取り組みにより処理水・濃縮水等の発生量が変化していくことから、これらの状況を踏まえて、処理水等が貯留可能となるように、タンク運用計画を策定していく。

- ✓ 地下水バイパスやサブドレン復旧による地下水流入抑制対策
- ✓ 多核種除去設備の 3 系列運転による RO 濃縮水の早期低減
- ✓ 建屋滞留水の塩分濃度及び放射能濃度の低減による水処理量低減、

## 循環ループ縮小化

また、更なるタンク設置候補地として現状のタンク設置エリア近傍の空地について、地質の適用性、移送ルート等に基づき増設可否について検討し、タンク設置にあたっては、設置に必要な期間等を踏まえて計画を策定していく。

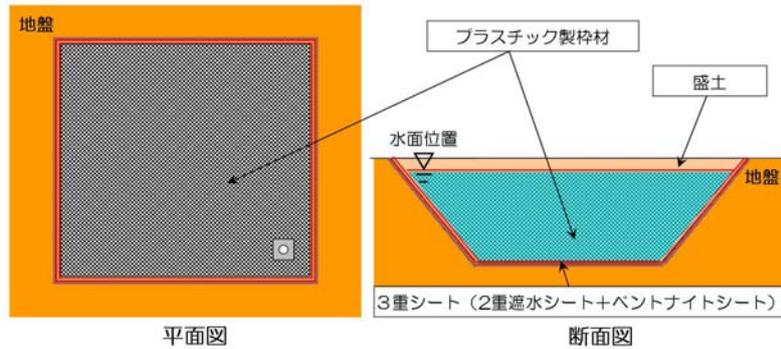
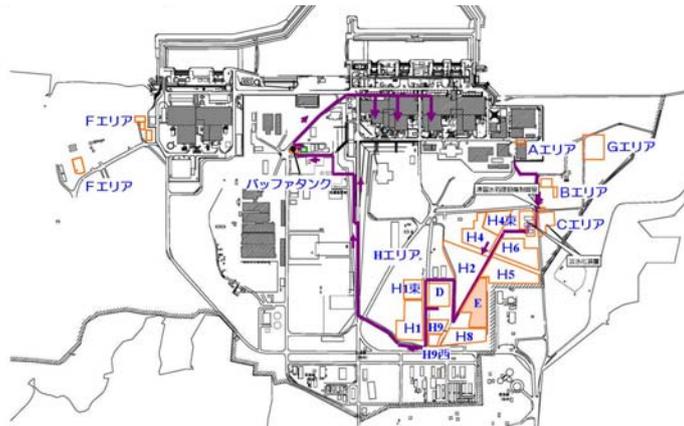


図5-4 地下貯水槽概要



既設のEエリアタンク  
 $16 \text{ m}^3 \sim 42 \text{ m}^3$ の鋼製角型タンク×295基  
 合計容量：8,000  $\text{m}^3$

リプレース後（イメージ）  
 $1,000 \text{ m}^3$ の地上大型鋼製円筒型タンク×41基  
 合計容量：41,000  $\text{m}^3$

図5-5 RO濃縮水一時貯槽（Eエリア）リプレース

b. 処理済水の低減方策

淡水化装置（逆浸透膜装置）にて処理された水のうち、塩分が濃縮された廃水（以下、濃縮水という。）は循環注水に再利用できないことから、タンクに保管している。また、タンクは、a. にて示すように継続的に設置しているが、タンク満水による滞留水の環境への放出のリスクは依然残るため、濃縮水を再度淡水化装置（逆浸透膜装置）にて処理する再循環処理を平成 23 年 12 月より実施し、タンクに保有している濃縮水の低減を実施している（図 5-6）。

今後は、上記に加えて、(2) に示す地下水バイパスによる地下水流入量を半分程度（200m<sup>3</sup>/日程度）に低減を図り、後述の（5）に示す多核種除去設備で処理していくことで、平成 27 年度上期に全ての濃縮水を処理できると想定している。また、多核種除去設備の処理容量の増加（2 系列運転から 3 系列運転）についても検討し、平成 25 年 4 月を目標に 3 系列運転を実施して、より早期に濃縮水の処理を完了させることを目指す。

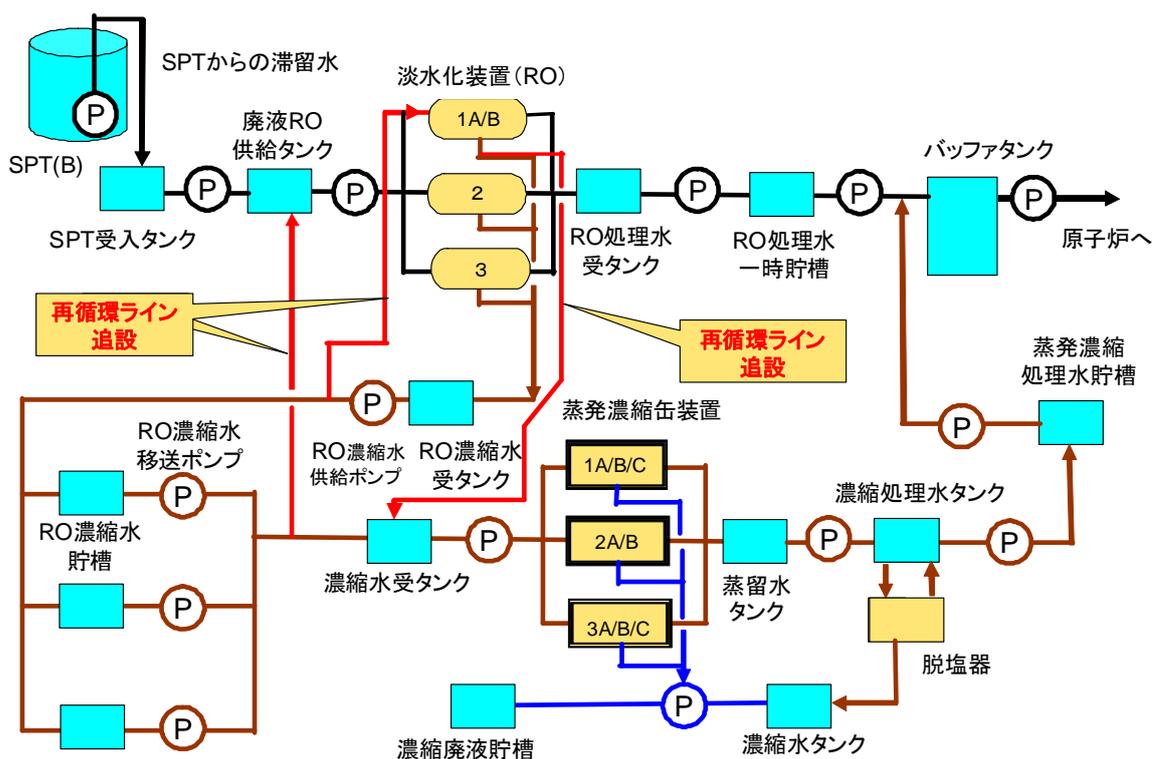


図 5-6 逆浸透膜装置 再循環ラインの追設

#### (4) タンクの漏えい対策に対する計画

現在、発電所構内で発生する余剰水は、淡水化装置（逆浸透膜装置）の廃液（RO濃縮水）としてタンクに貯留している。タンクは、以下の漏えい対策を行うことで信頼性向上を図る。

- ① タンクの保守管理
- ② 漏えい監視
- ③ 漏えい水の拡大防止

なお、建屋（プロセス主建屋）内の汚染水の塩素濃度は、平成23年8月に5000ppmであったものが、平成24年3月までに900ppmまで低下している。原子炉の冷却には100ppm以下で注水する必要があるが、将来的には淡水化装置（逆浸透膜装置）は不要となり、RO濃縮水の発生量が減少していくことが予想される。ただし、逆浸透膜装置は、淡水を生成する過程で放射性核種を濃塩水側に振り分ける能力も有しているため、汚染水の塩素濃度や放射性核種の濃度を定期的に分析して低減傾向が把握できた場合において、淡水化装置の運転の見通しを立てていく。

##### a. タンクの保守管理

今般のRO濃縮水貯槽フランジボルト接合部からの漏えい実績および漏えい要因を考慮し、鋼製円筒型タンクに対して以下の対策を実施する。

- ・ RO濃縮水貯槽の最下段部に対し、トルク確認および必要に応じて増し締めを、気温が下がる冬期の前に毎年実施する。なお、漏えい後の水平展開として平成24年3月末までに対象部位に対するトルク確認および必要に応じて増し締めを実施した。
- ・ フランジボルト接合部に対して、接合部外面への止水シート貼付等の補修方法等について、平成24年度中に検討を行い、保全計画に反映していく。

##### b. 漏えい監視

これまで、運転管理員により1回/日の頻度で巡視点検を行い、わずかな漏えいについても早期発見に努めてきた。今般のRO濃縮水貯槽からの漏えいに鑑み、更なる監視性の向上および運転管理員の被ばく低減の観点から、平成24年6月までにタンク設置エリアに監視カメラの設置し、水処理制御室において常時監視可能な環境を構築した。なお、監視カメラ設置までの期間は巡視点検を2回/日に頻度を上げて実施する事とし、1月13日から実施している。

また、c.にて設置する堰に対し、漏えい検知のための連続モニタリングの実現性を、検知技術および評価方法を踏まえて検討していく。

#### c. 漏えい拡大防止対策

屋外タンクは、数個のタンクを連結し一つの大きなタンクとして運用しているため、連結管損傷時の漏えい拡大防止対策として以下を実施する。

- ・ 鋼製円筒型タンクは、個々に隔離弁が設置されているため、満水後は各タンクの隔離弁を閉とする。なお、既に満水のタンクに対しては対策実施済みであり、今後満水となったタンクに対しても随時実施する。
- ・ 地上防災タンクは、タンク数個毎に隔離弁が設置されているため、滑動による連結管の損傷防止として、連結しているタンク基礎部の固定を平成24年3月までに実施した。

また、放射性物質を含む水を保管している屋外タンクからの漏えいが海洋への流出に直接繋がらないように、以下の対策を実施する。

- ・ タンクコンクリート基礎部に鉄筋コンクリート堰、およびタンク設置エリア外周部に土堰堤等を設置する。土堰堤はタンク設置後速やかに設置し、鉄筋コンクリート堰は順次設置することとし、RO濃縮水を貯留している設置済みのタンクについては、鉄筋コンクリート堰を平成24年6月末までに設置した。(図5-7)。
- ・ 構内の排水路に対して、タンクからの漏えい水が、万一、土堰堤等を超え排水路に直接流入することを防ぐため、エリア外周部の排水路のうち、流入する可能性が高い排水路を平成24年度上期までに、暗渠化することとする(図5-8)。

更に今後の漏えい拡大防止対策として、一部の鋼製円筒型タンクを空の状態で待機させ、タンク不具合事象に備える。

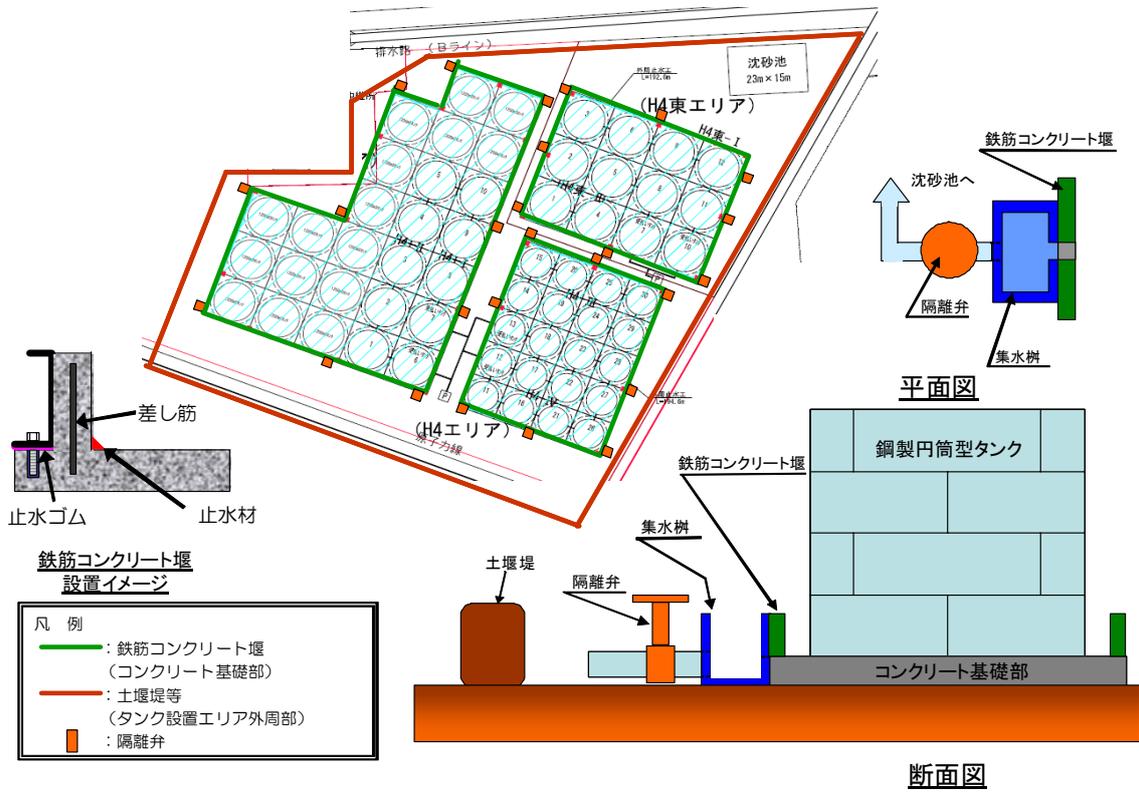


図5-7 コンクリート基礎部等への堰設置イメージ

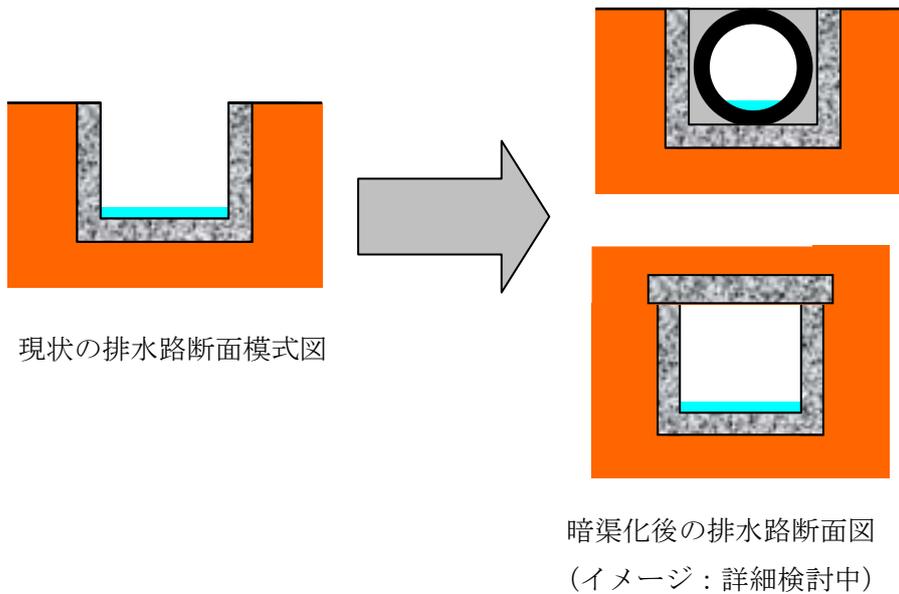


図5-8 暗渠化の例

(5) 多核種除去設備等設置に対する計画

a. 設置目的

多核種除去設備は、処理対象水（汚染水処理設備により処理された水）に含まれる放射性核種を『実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示』に示される濃度限度（以下、「告示濃度限度」という）を十分下回る濃度まで低減することを目的に設置する。

また、関連設備として、処理対象水や処理済水を移送する設備、処理済水をサンプリングするためのサンプルタンク等を設置する。

b. 設計方針

多核種除去設備等は、『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」』<sup>※1</sup>の(8)放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設に示される要件に適合するよう設計する。

※1： 経済産業省 原子力安全・保安院 『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」に関する指示について』（平成 23 年 10 月 3 日）

c. 設備構成

多核種除去設備の系統概要を図 5－9 に示す。

多核種除去設備は、滞留水発生の原因となっているタービン建屋等への雨水、地下水の流入量を上回る処理容量とし、これまでの流入実績から処理容量 500m<sup>3</sup>/日を 100%容量とする。

多核種除去設備は、1 系列あたり 50%処理容量の 3 系列で構成し、1 系列は待機系列とする。

また、多核種除去設備は、 $\alpha$  核種、Co-60、Mn-54 等の除去を行う鉄共沈処理設備及び吸着阻害イオン（Mg、Ca 等）の除去を行う炭酸塩共沈処理設備から成る前処理設備、除去する放射性物質に応じて吸着材（活性炭、人工鉱物、キレート樹脂等）を収容した多核種除去塔（吸着材交換式及びカラム式）、前処理設備から発生するスラッジ及び放射性物質を吸着した吸着材を収容する専用の保管容器、処理済水をサンプリングするためのサンプルタンク等で構成する。なお、今後の設計の進捗によって適宜見直しを行う。

また、多核種除去設備は、平成 24 年度上期までに設置し、貯留している RO 濃縮水を処理していくが、RO 濃縮水の処理を早期に完了するよう、

平成 24 年度内に多核種除去設備の増容量運転の検討を行い、平成 25 年 4 月を目標に 3 系列運転を実施していく。

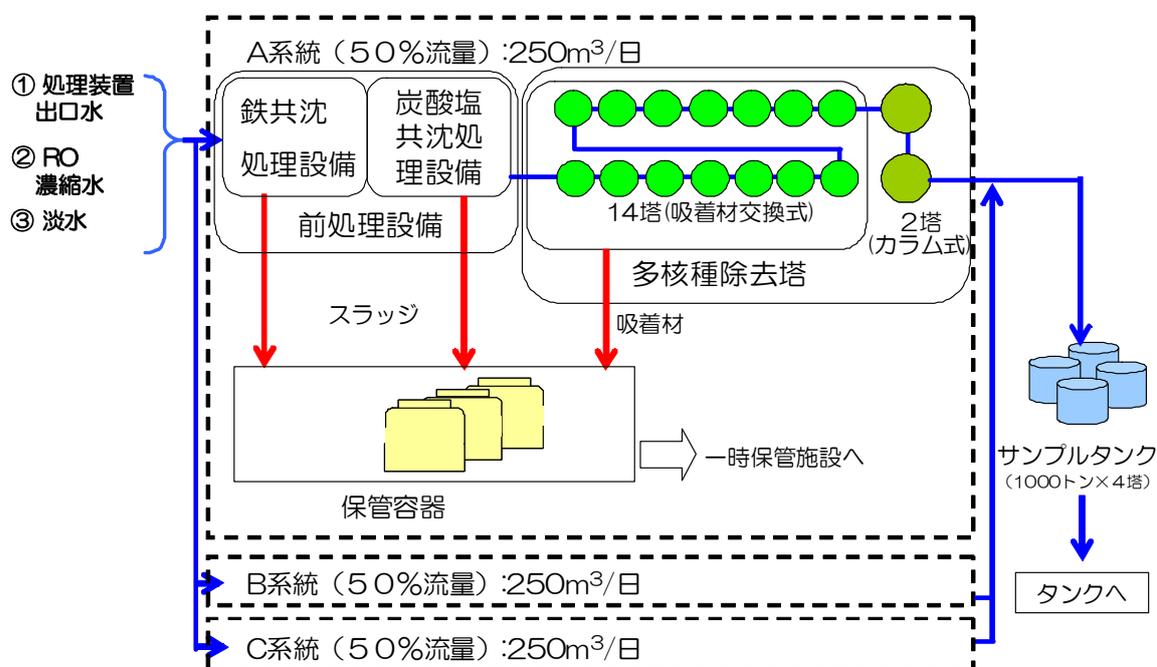


図 5 - 9 多核種除去設備系統概要

#### d. 除染能力

多核種除去設備の除染能力は、滞留水に含まれる核種及び放射能濃度を評価し、設計上考慮すべき核種を選定した後、実液を用いたカラム試験により、その性能を確認している。試験結果を以下に示す。

- ・  $\gamma$  核種は、検出限界値 (ND) 未満まで除去出来ることを確認 (45 核種)。
- ・  $\beta$  核種は、8 核種のうち 5 核種が検出限界値 (ND) 未満まで除去できることを確認し、全  $\beta$  放射能測定で 100 万～1000 万分の 1 程度まで浄化可能であることが確認されたものの、一部の  $\beta$  核種 (Sr-89、Sr-90、Y-90) が僅かに検出されているため、更なる浄化のための設備設計を進めていく。
- ・ 全  $\beta$  放射能測定結果には、Sr-89、Sr-90、Y-90 の他、天然由来の K-40 が相当量含まれていることを確認。
- ・  $\alpha$  核種については、全  $\alpha$  放射能測定の結果、検出限界値 (ND) 未満となっており、個々の告示濃度限度と比較しても十分に低い値であることを確認 (9 核種)。

表5-1 試験結果概要（設計上考慮すべき核種 62 核種のうちの代表核種）

(Bq/L)

		炉規則告示濃度限度 (別表第2第六欄 周辺監視区域外の 水中の濃度限度)	①逆浸透膜濃縮水		③逆浸透膜入口水	
			多核種除去設備 処理前	多核種除去設備 処理後	多核種除去設備 処理前	多核種除去設備 処理後
r 核種	Cs-134 (約2年)	60	2500	ND < 0.27	4300	ND < 0.26
	Cs-137 (約30年)	90	3900	ND < 0.32	6100	ND < 0.30
	Mn-54 (約310日)	1000	45000	ND < 0.12	14000	ND < 0.11
	Co-58 (約71日)	1000	1200	ND < 0.12	ND < 540	ND < 0.11
	Co-60 (約5年)	200	14000	ND < 0.12	3900	ND < 0.16
	Ru-103 (約40日)	1000	510	ND < 0.14	ND < 970	ND < 0.13
	Ru-106 (約370日)	100	7800	ND < 1.1	35000	ND < 1.1
	Sb-124 (約60日)	300	270	ND < 0.28	ND < 490	ND < 0.27
	Sb-125 (約3年)	800	140000	ND < 0.37	63000	ND < 0.38
	Ba-140 (約13日)	300	ND < 1700	ND < 0.51	ND < 3400	ND < 0.48
全β放射能			43000000	68	230000000	31
全α放射能			0.46	ND < 0.066	16	ND < 0.066

※ 本分析における放射能濃度が検出限界値未満となる場合は、ND と記載し、検出限界値を「<〇〇」と表記。

※ ( )内は、半減期を示す。

e. 信頼性向上に向けた配慮

多核種除去設備等は、これまで汚染水処理設備等で発生した不具合を踏まえ、対策を適切に考慮した設計とする。特に、漏えいに関しては以下の対応を図る。

- ・ 移送配管は、耐圧ホースを使用せず、ポリエチレン製もしくは SUS316L 製とし、耐漏えい性を有するものとする。
- ・ 移送配管の継手は、カシメ構造とはせず、可能な限り融着構造、溶接構造とする。
- ・ 漏えいしても排水路を通じて環境に放出することがないように、可能な限り排水路から離隔するとともに、排水路を跨ぐ箇所は堰等を設ける。

また、多核種除去設備等を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する

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

従って、可能な限り設計・建設規格のクラス 3 機器相当の設計・製作・検査を行うものの、JIS 等の規格に適合した一般産業品の機器等や、設計・建設規格に定める材料と同等以上の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。

(6) 実施工程

本項目に対する実施工程表を表5-2に示す。

表5-2 実施工程

項目	H24年度		H25年度以降
	上期	下期	
(2) 地下水流入量抑制			
a. サブドレン水の水位低下			
・一部サブドレンピットの 浄化試験、汲み上げ試験			
・サブドレン浄化、復旧			
b. 地下水バイパス			
(3) 処理済水貯蔵量容量の確保			
a. タンク増設			
・Hエリア (50,000m <sup>3</sup> )			
・RO濃縮水一時貯槽 (Eエリア) リプレース (41,000m <sup>3</sup> )			
・地下貯水槽 (56,000m <sup>3</sup> )			
b. 処理済水の低減方策 (平成23年12月より実施中)			
(4) タンク漏えい対策			
a. タンクの保守管理			
・補修方法検討			
b. 漏えい監視			
・監視カメラ設置			
c. 漏えい拡大防止			
・堰の設置 (鉄筋コンクリート堰)			<small>タンク設置にあわせて順次実施</small>
・堰の設置 (土堰堤)			<small>タンク設置にあわせて順次実施</small>
・排水路の暗渠化			
(5) 多核種除去設備等設置			
・設備設置			
・増容量 (3系列運転) 検討			
・増容量 (3系列運転) 実施			

6. 「圧力容器及び格納容器内の状態（炉心燃料・デブリの冷却状況、未臨界状態等）を監視するため、温度を始めとする既設の計装機器の信頼性を確保するとともに、代替システムを設置すること。」に関する報告

(1) 既設計装機器の信頼性確保

a. 評価対象計装機器

福島第一原子力発電所1～3号機における原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の燃料の冷却状態、及び未臨界状態を監視する計装機器として以下を対象とする。

① 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視

- ・ 大部分の燃料は、炉心の燃料領域には存在せず、原子炉圧力容器底部及び原子炉格納容器内に落下していると推定しているため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視は保安規定【第138条：原子炉注水系】において、原子炉圧力容器底部温度及び原子炉格納容器温度を監視対象としている。このことから、保安規定第138条の監視対象の計装機器を選定する。
- ・ 保安規定の監視計装機器の温度上昇が確認された場合の冷却状態の監視は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の他の温度の変動、原子炉格納容器内の圧力の変動等により、総合的に判断を行うこととしている。このことから、保安規定の監視計装機器の温度上昇が確認された場合の冷却状態の監視として補助的な位置づけとして監視する計装機器を選定する。
- ・ 保安規定の監視計装機器の温度上昇が確認された場合には全体的な冷却状態の監視の他に、原子炉格納容器内の局所的な温度分布を監視することも考えられる。このことから、原子炉格納容器内の局所的な温度分布を監視する計装機器を選定する。

② 未臨界状態の監視

- ・ 原子炉が臨界となった場合は、放射性希ガスが発生し、短半減期核種（Xe135）の放射能濃度の上昇やモニタリングポストの指示値が上昇する。また、臨界による燃料の発熱により、原子炉圧力容器底部温度の上昇が考えられるため、保安規定【第143条：未臨界監視】において、これらを監視対象としている。このことから保安規定第143条の監視対象の計装機器を選定する。

③ 原子炉格納容器内の不活性雰囲気監視

- ・ 原子炉格納容器内は、水の放射線分解により水素が発生していることから、不活性化の観点から窒素を封入している。窒素封入が行われていることを確認するため、窒素濃度、窒素封入圧力、原子炉格納容器圧力、窒素封入量を保安規定【第144条：窒素ガス封入設備】の監視対象としている。このことから、保安規定第144条の監視対象の計装機器を選定する。

- 原子炉格納容器内が不活性雰囲気となっていることを原子炉格納容器ガス管理システムの水素濃度でも確認できる。このことから、原子炉格納容器内が不活性雰囲気となっていることの監視として補助的な位置づけとして水素濃度を監視する計装機器を選定する。

(添付資料6-1参照)

上記考え方に基づく評価対象計装機器を表6-1にまとめた。

表6-1 評価対象計装機器一覧

選定理由	計装機器名
① 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視 ・保安規定第138条の監視計装機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水流量計</li> <li>原子炉圧力容器底部温度計</li> <li>原子炉格納容器内温度計</li> </ul>
・上記の補助的監視計装機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器圧力計</li> <li>原子炉格納容器圧力計</li> <li>原子炉圧力容器水位計</li> <li>原子炉格納容器水位計</li> <li>原子炉格納容器ガス管理設備 気体状放射性物質濃度計（ダストモニタ）</li> <li>原子炉格納容器ガス管理設備排気温度計</li> <li>原子炉格納容器ガス管理設備フィルタユニット表面放射線量計</li> <li>原子炉建屋カバーダスト濃度計（1号）</li> <li>原子炉圧力容器上部各温度計</li> <li>原子炉格納容器上部（ベローシール）温度計</li> <li>圧力抑制室プール水温度計</li> </ul>
・上記の温度分布確認用監視計装機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器下部温度計</li> <li>安全弁漏洩検出／逃し弁出口他温度計</li> </ul>
②未臨界状態の監視 ・保安規定第143条の監視計装機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>短半減期核種の放射能濃度計（希ガスモニタ）</li> <li>原子炉圧力容器底部温度計</li> <li>モニタリングポスト</li> </ul>
③原子炉格納容器内の不活性雰囲気の監視 ・保安規定第144条の監視計装機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>窒素封入圧力計</li> <li>窒素濃度計</li> <li>原子炉格納容器圧力計</li> <li>窒素封入流量計</li> </ul>
・上記の補助的監視計装機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器水素濃度計</li> </ul>
共通的な計装機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>監視装置他</li> </ul>

b. 信頼性評価

①計装機器指示値に対する信頼性

前項で選定した計装機器について、事故後に設置又は点検した実績や、各要素のトレンドデータを基に計装機器の指示値に対する信頼性評価を実施した。（添付資料6-2参照）

なお、評価については、表6-2の通り分類して実施した。

表6-2 計装機器指示値に対する信頼性評価判断方法

信頼性評価分類	信頼性評価判断基準
①事故後に設置した計装機器	・新規設置のため【高】とする。
②事故後に校正した計装機器	・計器許容誤差内に校正をするため【高】とする。
③上記①又は②の計装機器と指示値比較評価した計装機器	・対象計装機器の指示値が、比較対象となる①又は②の計装機器の（指示値±許容誤差）の範囲に含まれるものは【高】とする。 ・対象計装機器の指示値が、比較対象となる①又は②の計装機器の（指示値±許容誤差）の範囲に含まれないものは【低】とする。
④当該要素を測定する計装機器が複数存在する場合、これらのトレンドデータが類似しているかを基に比較評価した計装機器	・複数のトレンドデータと類似した挙動を示している場合、【中】とする。 ・トレンドデータが異なる挙動を示している場合、【低】とする。
⑤現在毎月報告している【福島第一原子力発電所第1号機、第2号機、第3号機の原子炉内温度計並びに原子炉格納容器内温度計の信頼性評価について】の評価手法を用いた計装機器	・温度トレンド評価（1次／2次）及び直流抵抗測定の結果、「監視に使用可」と判断したものは信頼度【中】とする。 ・温度トレンド評価（1次／2次）及び直流抵抗測定の結果、「参考を使用」又は「故障」と判断したものは信頼度【低】とする。 (添付資料6-3参照)
⑥上記のどの分類にも属さない計装機器	評価できないため【低】とする。

表6-2の評価結果を以下に示す。

表6-3 計装機器指示値に対する信頼性評価判断結果

信頼性評価結果	信頼性【高】	信頼性【中】	信頼性【低】
計装機器	<p><b>【①事故後に設置した計装機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○原子炉注水流量計</li> <li>○短半減期核種の放射能濃度計（希ガスモニタ）</li> <li>○窒素封入圧力計</li> <li>○窒素濃度計</li> <li>○原子炉格納容器圧力計</li> <li>○窒素封入流量計</li> <li>○監視装置他               <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器圧力計（1、2号）</li> <li>・原子炉圧力容器水位計（1号）</li> <li>・原子炉格納容器水位計（1号）</li> <li>・原子炉格納容器ガス管理設備気体状放射性物質濃度計（ダストモニタ）</li> <li>・原子炉格納容器ガス管理設備排気温度計</li> <li>・原子炉格納容器ガス理設備フィルタユニット表面放射線量計</li> <li>・原子炉建屋カバーダスト濃度計（1号機）</li> <li>・原子炉格納容器水素濃度計</li> </ul> </li> </ul> <p><b>【②事故後に校正した計装機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○モニタリングポスト</li> </ul> <p><b>【③ ①又は②の計装機器と指示値比較評価した計装機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器圧力計</li> </ul>	<p><b>【④温度計の信頼性評価手法を用いた計装機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○原子炉圧力容器底部温度計</li> <li>○原子炉格納容器内温度計               <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器上部各温度計</li> <li>・原子炉格納容器上部（ベローシール）温度計</li> <li>・原子炉圧力容器下部温度計</li> </ul> </li> <li>・安全弁漏洩検出／逃し弁出口他温度計</li> </ul> <p><b>【⑤トレンドデータの類似性を基に比較評価した計装機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・圧力抑制室プール水温度計</li> </ul>	<p><b>【⑤温度計の信頼性評価手法を用いた計装機器】</b></p> <p>下記温度計のうち、「参考に使用又は故障」と判断したもの</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器底部温度計</li> <li>・原子炉格納容器内温度計</li> <li>・原子炉圧力容器上部各温度計</li> <li>・原子炉格納容器上部（ベローシール）温度計</li> <li>・原子炉圧力容器下部温度計</li> <li>・安全弁漏洩検出／逃し弁出口他温度計</li> </ul> <p><b>【⑥どの分類にも属さない計装機器】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器圧力計（3号）</li> <li>・原子炉圧力容器水位計（2、3号）</li> <li>・原子炉格納容器水位計（2、3号）</li> </ul>

注) ○保安規定監視計装機器  
 ・補助的な計装機器

計装機器の指示値に対する信頼性評価の結果、保安規定条文にかかわる監視計装機器については信頼性が低いものを除外した。また、原子炉压力容器及び原子炉格納容器の燃料の冷却状態を確認する補助的な監視計装機器については、一部信頼性が低い計装機器も存在するが傾向監視を行うことは可能である。

これらの計装機器を用いて原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の状態を監視することは可能と考える。

## ②計装機器の設備構成に対する信頼性

前項で選定した計装機器について、現状の設備構成に対する異常発生時の監視継続性（単一故障、外部電源喪失）について評価を実施した。（添付資料6-4参照）

なお、評価については、図6-1の判断フローを元を実施した。

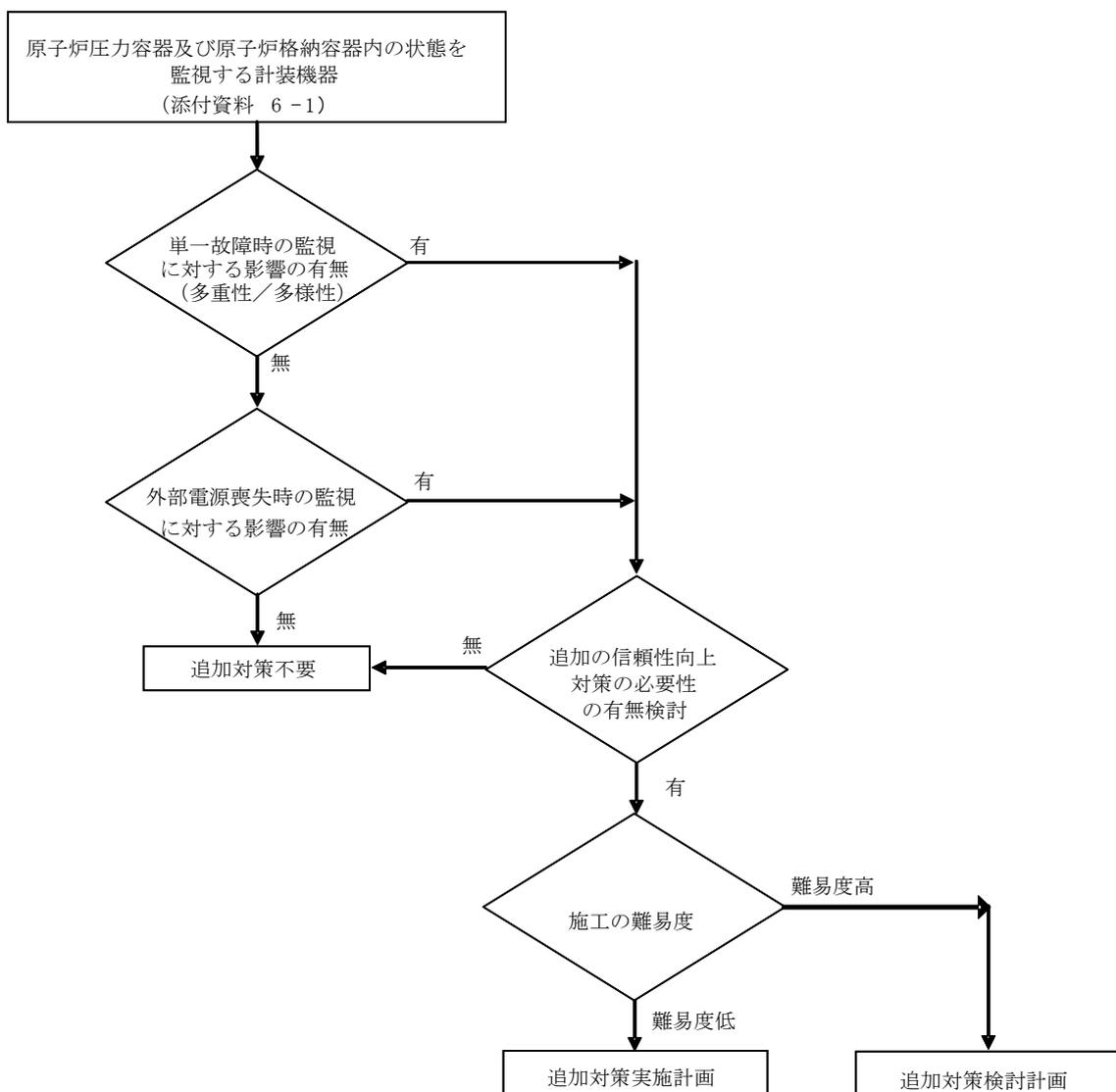


図6-1 計装機器設備構成に対する異常発生時の監視継続性評価フロー

上記フローの評価の結果、保安規定条文にかかわる監視計装機器について計装機器異常発生時（単一故障／外部電源喪失時）、監視の継続性への一時的な影響が有り追加対策が必要となる計装機器として原子炉圧力容器底部温度計及び原子炉格納容器内温度計が抽出された。

これらについては、現状でも計装機器異常発生時は代替手段による指示確認、及び計装用発電機からの電源供給による早期復旧が可能であるが、更なる信頼性向上対策として監視用デジタルレコーダ及び通信設備の2重化、監視用デジタルレコーダ及び通信設備の無停電電源装置の設置、代替監視用温度検出器の設置の検討を実施する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の冷却状態を確認する補助的な計装機器については、一部計装機器異常発生時（単一故障／外部電源喪失時）、監視の継続性への一時的な影響が有る計装機器もあるが、補助的な監視として使用していること、また多重化又は多様化されていることから現行でも問題ないと考える。

なお、今後安定化作業の進捗にあわせ必要に応じた計装機器の設置等を検討していく。

#### c. 信頼性向上対策について

##### ①監視装置にかかわる信頼性向上対策

##### i. 監視用デジタルレコーダ及び通信設備の2重化について

監視用デジタルレコーダについては、現在各温度計につき1台のデジタルレコーダで監視しており、中央制御室に設置しているデジタルレコーダ及び通信設備の単一故障が発生すると遠隔監視ができなくなる。この場合、事故前から設置されている既存の温度記録計での監視及び温度計の出力信号を直接測定器にて測ることで継続監視は可能であるが、中央制御室での監視となり免震棟での遠隔監視が不可能となることから、監視用デジタルレコーダ及び通信設備の2重化を行い、単一故障発生時も遠隔監視が継続できるよう対策を実施する。

##### ii. 監視用デジタルレコーダ及び通信設備の無停電電源設置について

中央制御室に設置されている監視用デジタルレコーダ及び通信設備については、外部電源喪失時には電源が供給されなくなるため、計装用発電機を起動し、電源回路を切り替えて受電する対策を施している。

しかし、現状では計装用発電機を起動し電源回路を切り替えるまでの間、一時的に監視不能となるため、監視用デジタルレコーダ及び通信設備の電源回路に無停電電源装置を設置し、外部電源喪失時でも遠隔監視が継続できるよう対策を実施する。

なお、本対策はi.の2重化したデジタルレコーダの内一系列に対して実施する。

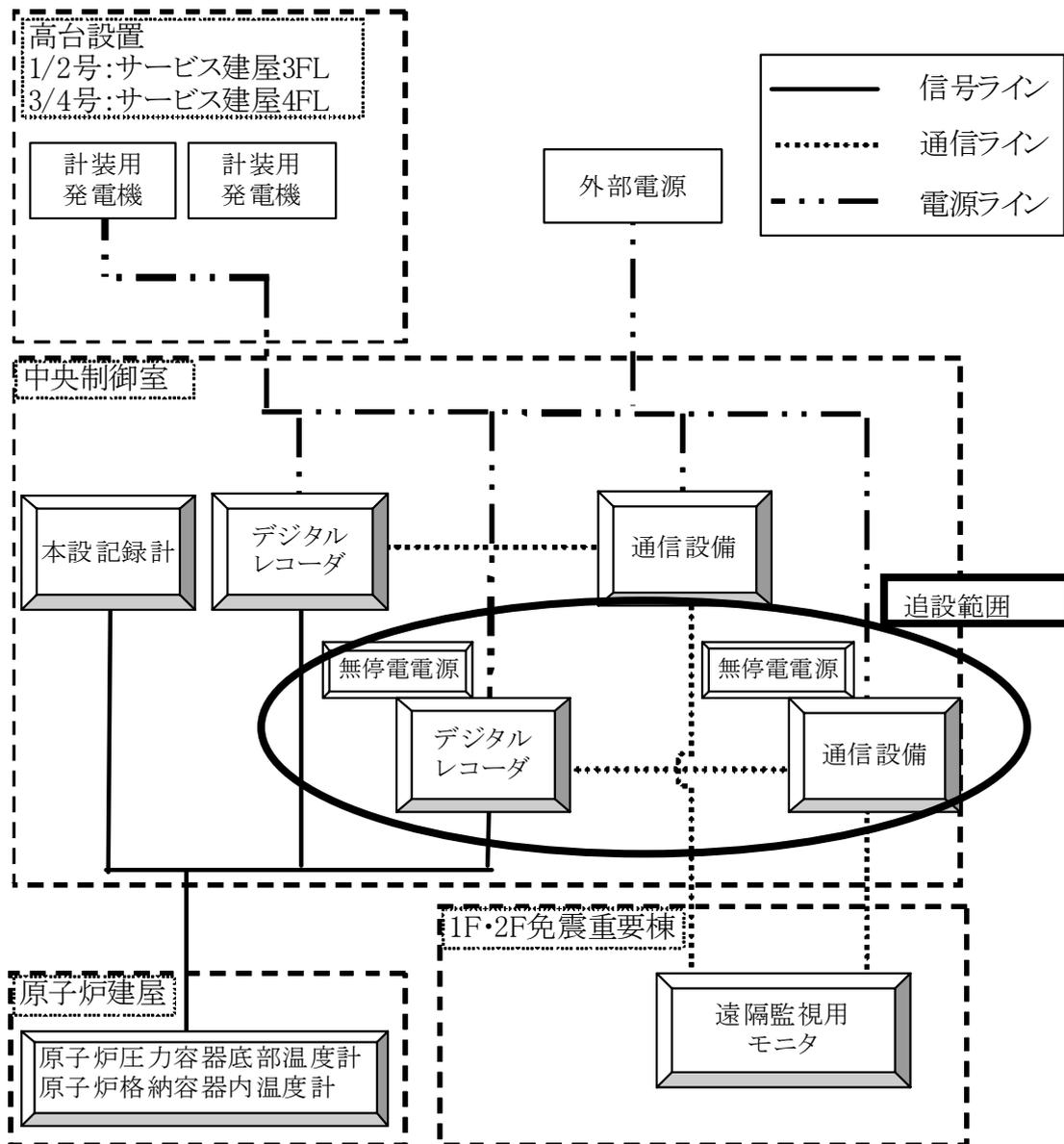


図6-2 監視装置にかかわる信頼性向上対策

②温度検出器にかかわる信頼性向上対策

i. 代替監視用温度検出器の設置の検討について

温度検出器については、同様なレベルに複数設置されているため、単一故障が起きても他の温度計にて監視は可能な状態であるものの、事故時の過酷な状況に曝されており全体的に耐久性に問題がある。

特に2号機については、保安規定対象として監視している温度計について事故後3台が故障、4台が参考用（平成24年4月15日時点）となり、監視に使用可能な温度計が少なくなっている。

この対策として、次項(2)代替システムの設置について検討する。

d. 今後の信頼性確保について

①計装機器指示値に対する信頼性

計装機器指示値に対する信頼性について、今後も現場の雰囲気線量及び作業時間を考慮して計装機器の保全を実施する。

なお、保全計画の内容としては以下の通りである。

- ・ 時間基準保全
- ・ 事後保全

時間基準保全の計装機器として、例えば監視用デジタルレコーダについては、試験用計測器を用いて模擬入力を行い、その出力指示値が計器許容誤差の範囲内であることの確認を定期的実施するものとする。

事後保全の計装機器として、例えば原子炉圧力容器底部温度計や原子炉格納容器内温度計等については、毎月のトレンド確認を行い、指示の有意な変動が確認された場合は直流抵抗測定や詳細トレンド評価を実施し、監視に使用不可能と判断した計装機器は監視から除外することで、信頼性が確認されている計装機器にて監視を継続する。

なお、事後保全の計装機器の点検、交換等については現状では雰囲気線量が高く作業が困難なため、現場環境改善後に実施計画を策定する。

②計装機器の設備構成に対する信頼性

計装機器設備構成に対する追加の信頼性向上対策について、今後の計画を表6-4に纏める。

表 6 - 4 計装機器の設備信頼性向上対策工事工程

		平成24年度							
		5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月
a)	監視用デジタルレコーダ及び通信設備の2重化について								
		工事概要検討及び必要機材調達				準備・設置工事			
b)	監視用デジタルレコーダ及び通信設備の無停電電源設置について（一系列実施）								
		工事概要検討及び必要機材調達				準備・設置工事			

## (2) 代替システムの設置

### a. R P V代替温度計設置工事

#### ① 2号機

##### i. R P V代替温度計設置の工事实施計画策定

2号機の原子炉内温度監視の代替手段については、原子炉压力容器（以下、R P Vという）底部温度上昇事象に伴い、平成24年2月15日に提出した報告書「福島第一原子力発電所2号機原子炉压力容器底部における温度上昇を踏まえた対応に係る報告について」及び平成24年3月1日に提出した報告書「福島第一原子力発電所2号機の原子炉压力容器底部における温度上昇を踏まえた対応について」において、既設温度計以外のR P V温度監視手段に関する具体的手段の抽出及びその適用可能性について検討し、その結果を報告している。この内、R P Vに繋がる配管に代替温度計を挿入しR P V内温度を直接的に監視する方法については、配管・弁等の構造を考慮して一次スクリーニングを行った後、逆止弁やT分岐の有無を確認すると共に、現場の作業環境を考慮した上で工事成立性の難易度を比較し、実現性の高いものから優先順位付けを行った。その結果、候補として、以下の系統が抽出された。

- ジェットポンプ（J P）計装ライン
- 水位計装系（液相）
- ほう酸水注入系（S L C）差圧検出系
- 移動式炉心内計装（T I P）

いずれも工事場所の違いはあるが、作業手順、適用工法、抽出された課題がほぼ同じであることから、J P計装ラインの工事を代表として詳細な実施計画を策定し、この実施計画に対して、現場の雰囲気線量が作業可能なレベルまで低減できること、新たな技術開発が無い（既存技術の応用の範囲内である）こと、加えてモックアップ試験の結果装置の改造が軽微であることを前提として、最速で工事着手が平成24年7月上旬、工事完了が7月下旬という作業工程表を提示している。この作業工程表では、工程全体に大きく影響する下記の作業完了時期をホールドポイント（H. P）として定め、その都度成立条件を見極めつつ、仮に条件変更があった場合には速やかに工事計画の変更を行い、可能な限り最速で代替温度計の設置を目指すこととしている。

- 【H. P①】現場調査①（作業エリアの線量・スペースの確認）：  
3月中旬
- 【H. P②】工法検討（既存技術での実施可否判断）：4月中旬
- 【H. P③】除染・遮へいによる線量低減の効果確認：5月末
- 【H. P④】モックアップ完了：7月初旬

S L C 差圧検出配管（R V I - 3 3 7）を優先順位 1 として、作業工程表に従い作業を進め、【H. P③】までの実施内容を完了している（7月時点）。【H. P④】以降については、経験の無い作業を行うことになるため隔離装置の習熟訓練には十分な時間をかける必要があると判断し、現地工事の開始時期を見直した（表 6 - 5 参照）。これにより、【H. P④】モックアップ完了を当初の 7 月初旬から 7 月中旬に、現地工事開始時期を当初の 7 月中旬から 7 月下旬に変更している。その後、S L C 差圧検出配管について配管健全性確認を実施したところ、配管閉塞の可能性が高いことが確認された。配管が閉塞した状態でも温度計を安全に挿入できるかどうか当初の手順を見直す必要があり、現時点では、8 月末の現地工事完了を目標に作業を進めることとしている。

以下では、これまでの作業工程の進捗状況について詳細を報告する。

#### ii. 現場調査①の実施【H. P①】

工事実施計画策定の段階で候補として抽出された系統（J P 計装ライン、水位計装系（液相）、S L C 差圧検出系、T I P）を対象として、作業エリアのスペースや現場雰囲気線量を確認し、改めて優先順位を再確認すること（H. P①）を目的として、原子炉建屋 1 階、2 階の現場調査を実施した（平成 2 4 年 3 月 1 5 日、1 6 日、2 1 日実施）。各対象系統の接続先である R P V ノズルの位置について、図 6 - 3 に示す。

現場調査①では、2 ステップに分けて以下の項目について調査を実施した。

- ステップ 1：床面のアクセスでデータ採取可能な範囲で現場情報を入手する。

	確認項目
(1)	原子炉格納容器（PCV）貫通部（ペネ）近傍の 雰囲気線量
(2)	作業床（グレーチング）昇降用ラダーの有無及び 昇降時の干渉物の有無
(3)	作業床（グレーチング）上にあるPCVペネ近傍の 干渉物の有無

- ステップ2：ステップ1の調査結果を元に、雰囲気線量がアクセス可能な範囲である場合には、ラダー等を昇降し、作業エリア（PCVペネ近傍）に接近して現場データを採取する。

現場調査①の対象箇所は、原子炉建屋1階の4箇所及び2階の2箇所の計6箇所であり、このうち、1階のTIP室内については、ロボットにより調査を行い、それ以外の5箇所については、人により調査を行った（図6-4参照）。

現場調査①の結果から、雰囲気線量及び作業エリアのスペースに関して、以下の点を確認した。（表6-6、図6-5参照）

#### 【雰囲気線量について】

- ✓ JP計装A系（貫通部番号X-40A/B）及びSLC差圧検出系（貫通部番号X-27）は作業床上で最大70.0[mSv/h]、貫通部近傍で100.0[mSv/h]と高線量であり、JP計装B系（貫通部番号X-40C/D）は作業床上で最大60.0[mSv/h]、貫通部近傍で40.0[mSv/h]と比較的高線量であること
- ✓ TIP室内は、最大3.0[mSv/h]と低線量であること
- ✓ SLC差圧検出系（貫通部番号X-51）は、作業床上で最大18.0[mSv/h]と比較的低線量であること
- ✓ 水位計装系（貫通部番号X-28B/C、29B/C）は、100.0[mSv/h]以上の高線量であること

#### 【作業エリアのスペースについて】

- ✓ JP計装A系については、グレーチング上にあり、且つ、配管貫通部（X-40A/B）がSLC差圧検出系（貫通

部番号X-27)の奥にあり狭隘部であること

- ✓ J P計装B系については、グレーチング上にあり、且つ、配管貫通部(X-40D)については、配管貫通部(X-40C)の奥にあり狭隘部であること

現場調査結果を踏まえ、温度計の挿入性を含めた総合評価を行い優先順位の見直しをした結果、候補系統として以下が残った(表6-7参照)。

- J P計装B系(X-40C)
- 移動式炉心内計装(TIP)
- SLC差圧検出系(X-51)

### iii. 現場調査②(詳細調査)の実施

配管へ温度計を挿入するためには、作業箇所をRPV側と隔離するための凍結工法及び新たにバウンダリとなる止め弁等を設置するための既設配管の切断・接続を準備作業として行う必要がある(図6-6参照)。現場調査②では、これらの作業を行う上で、配管の切断箇所及び凍結箇所を特定するために、以下の項目について調査を実施した(平成24年3月28日実施)。

調査項目	調査内容
(1) 調査対象配管の寸法計測	端板～止め弁間の寸法を計測する。
(2) 調査対象配管の温度計測	配管及び止め弁ボディの表面温度計測
(3) 現場の工事エリアの確認及び写真撮影	①作業工事エリアの確認、写真撮影
	②資機材搬入ルートの確認、写真撮影
	③ペネ、止め弁周辺の作業干渉物有無の確認、写真撮影
	④止め弁銘板、据付方向の確認、写真撮影

現場調査①の結果を踏まえ、J P計装B系(貫通部番号X-40C)及びSLC差圧検出系(貫通部番号X-51)を現場調査②(詳細調査)の対象系統として選定した。更に、その中でも比較的90°エルボ数の少ない配管(J P計装配管; RVI-325、RVI-321、SLC差圧検出配管; RVI-337)を対象

配管とした。

現場調査②の結果から、配管の寸法及び温度に関して、以下の点を確認した（図6-7参照）。

- ✓ J P計装B系（X-40C）の配管RVI-325及びSLC差圧検出系（X-51）の配管RVI-337については、共にPCVペネから止め弁までの距離が約10cmと短いこと  
→干渉を避けるため施工上の工夫が必要である。
- ✓ 配管表面・止め弁表面の温度については、最も高い温度でも約18℃であること  
→凍結工法に影響を与えるような高温部位は認められない。

調査の結果得られた現場データ（配管寸法、配管表面温度等）については、工法検討（技術調査・要素モックアップ）に反映していく。

#### iv. モックアップ試験の実施【H. P②】

新規技術開発の要否を判断すること（H. P②）を目的として、温度計挿入の対象となる系統配管（J P計装配管；RVI-325、RVI-321、SLC差圧検出配管；RVI-337）について、温度計（熱電対）挿入及び既設配管改造の実現性について、モックアップ試験（実機を模擬した試験）を行い確認した。

モックアップ試験は、配管挿入試験及び配管改造工法試験の2種類について実施した。

配管挿入試験は、実機を模擬した配管試験体を製作し、熱電対や通線治具（熱電対の挿入を補助する治具）が系統構成要素（エルボ、T分岐、オリフィス等）を通過可能かどうかについて確認することを目的として実施した（図6-8参照）。

一方、配管改造工法試験は、現場調査②で得られた現場データを元に、PCVペネ及び配管の模擬試験体を製作し、配管改造に必要な凍結工法、配管接続方法について確認することを目的として実施した（図6-9参照）。具体的には、ペネ端板と弁の間の狭いクリアランスでの配管凍結方法の確認を目的とする凍結モックアップ試験及び凍結した状態（入熱による影響から溶接による接続が不可能な状態）での接続治具を用いた接続方法の確認を目的とする配管接続モックアップ試験の2種類の試験を行った。

対象系統配管のアイソメ図を図6-10に示す。なお、RVI-321については、配管ルーティングがRVI-325とほぼ同じであるため、配管挿入試験ではRVI-325で代表した。

#### (i) 配管挿入試験

配管挿入試験では、複数の種類の熱電対、通線治具及び挿入補助治具（コイルガイド）を使用して、系統構成要素への通過可否を確認している（表6-8参照）。初めに、各挿入物単独での系統構成要素への通過可否について確認を行い（単品試験）、更に熱電対と通線治具等の組合せでの通過可否を確認した（組合せ試験）。

なお、溶接ワイヤガイドについては、外径がケーシングチューブと同程度であり、ケーシングチューブよりも硬いことから挿入性向上を期待して実機模擬試験以降に使用した（単品試験や組合せ試験では使用しておらず、ケーシングチューブの結果で評価している）。

単品試験の結果、熱電対単独では系統構成要素の通過は不可能であり、通線治具等との組合せが必要であることが明らかとなった。また、組合せ試験の結果から、コイルガイドを入れて、予め通り道を確認しておいた方が熱電対や通線治具の挿入性が良いことを確認した（表6-9参照）。

これらの結果を踏まえ、温度計挿入の対象となる系統配管（JP計装配管、SLC差圧検出配管）の模擬系統試験体を製作し、熱電対や通線治具の通過可否について確認した（実機模擬試験）。

実機模擬試験の結果、コイルガイドと溶接ワイヤガイドの組合せ<sup>※1</sup>により、JP計装配管（RVI-325）についてはRPVノズルから2つ手前の90°エルボ（RPVノズルより約30cm手前）まで溶接ワイヤガイドが到達し、SLC差圧検出配管（RVI-337）についてはRPVノズルまで溶接ワイヤガイドが到達することを確認した（コイルガイドは外径がオリフィス径より大きいため、オリフィスより先を通過できない）（図6-11参照）。

※1：溶接ワイヤガイド内に熱電対を挿入していない状態

T分岐の方向制御に関しては、通線治具にテーピングする等により長さ管理を行うことで、誤った方向に挿入した場合

には異なる長さ位置でエルボにぶつかることから、当たりの感触で誤った方向に入ったことが判断できるため、正しい方向に入るまで引抜・挿入を繰り返す方法を考えている。

#### (ii) 配管改造工法試験

凍結モックアップ試験では、配管試験体の水張りをした後、凍結治具を取り付けて、治具下流側の温度を測定し、温度安定後に耐圧試験を行い、異常の有無について確認した。凍結治具については、市販品及び新規製作品の2種類を使用した(表6-10参照)。

一方、配管接続モックアップ試験では、配管試験体を切断後、接続治具を取り付けて配管試験体の水張りをを行い、配管試験体の耐圧試験を行って漏えいの有無を確認した。接続治具については、ボルト締付式管継手(トルク管理式、メタルタッチ式の2種類)、特殊フランジ及び差し込み式管継手を用いた(表6-11参照)。

凍結モックアップ試験の結果、市販品については長さ200mm程度あり、配管RVI-325とRVI-337については、止め弁と干渉するため適用不可であることを確認した。一方、新規製作の凍結治具(幅50mm)では干渉せずに取り付けられ、個数によらずいずれも耐圧試験の結果問題ないことを確認した(表6-12(a)参照)。

また、配管接続モックアップ試験の結果、いずれの接続治具を用いても漏えいは認められなかったが、差し込み式管継手については、凍結治具と干渉するという問題点が明らかになった(表6-12(b)参照)。

#### (iii) モックアップ試験より得られた成果と課題

モックアップ試験より得られた成果と課題について、以下に示す。

##### 【成果】

- 配管挿入試験(実機模擬試験)を実施した結果、コイルガイドと溶接ワイヤガイドを組合せて挿入することにより、SLC差圧検出配管については、RPVノズルまで到達が可能であることを確認した。
- 凍結工法については、凍結治具を用いることで狭いクリアラ

ンスでも実施できる可能性があることを確認した。

- 配管接続モックアップ試験の結果、ボルト締付式管継手、特殊フランジについては、簡易な接続方法ではあるが、バウンダリ確保ができることを耐圧試験により確認した。

#### 【課題】

以下については、方法の確立のために更なる検討が必要である。

- 熱電対が所定の箇所まで到達したことの確認方法
- 配管内が凍結していることの確認手段
- 熱電対の導線とPCVバウンダリとのシール方法<sup>※1</sup>

(挿入作業中／挿入後)

※1：配管上流から高線量の原子炉水が流れてくるリスク有り。

また、事故に伴い発生した水素ガスについては、PCVに接続された配管等に滞留していることが否定できないため、配管切断作業時の水素対策として、当該配管の水張り及び凍結工法を実施する方向で作業手順を検討する。

モックアップ試験結果より、既存技術の応用で実現可能な見通しを得ることができた（新たな技術開発は不要）。今後は、引き続き、得られた課題や実際に使用する治具の選定について検討していくと共に、SLC差圧検出配管（RVI-337）を優先順位1として検討を進める。

#### v. 環境改善に関する現場調査の実施【H. P③】

工法検討（モックアップ試験）の結果より、優先順位1としたSLC差圧検出配管（RVI-337）に対して、アクセスルート及び作業エリアの環境改善作業（除染／遮へい設置）を行い、計画線量まで低減可能かどうか確認すること（H. P③）を目的として、環境改善作業実施に当たっての手段選定のための現場調査（効果の調査）を実施した。

SLC差圧検出配管（RVI-337）の作業エリアであるTIP室屋上へのアクセスルート候補としては、以下の2ルートがある（図6-12参照）。

- ① 原子炉建屋大物搬入口～南側通路～TIP室屋上
- ② タービン建屋松の廊下～原子炉建屋南側エアロック～TIP室屋上

このうち、②については、タービン建屋松の廊下やエアロック付近におけるPCVガス管理設備配管、滞留水移送用ホースとの干渉やエアロックドア幅（約1m）による搬入機材の大きさの制約の問題があるため、①をアクセスルートとして選定した。このため、大物搬入口及び①のアクセスルート、TIP室屋上を含む南側エリア全体を環境改善対象とした。

現場環境改善の作業方法については、基本的には、遮へい設置→吸引→拭取り（湿式・乾式）→ストリッパブルペイント（水性剥離性塗料）の作業ステップで実施する（図6-13参照）。ただし、大物搬入口やTIP室屋上での現場調査結果や状況に応じて、順番の入れ替えや除染方法を絞ることも検討する。

遮へい・除染効果の確認は、以下の要領で実施した。除染手段は、吸引、拭取り（湿式・乾式）、ストリッパブルペイントの4種類について確認した。

調査場所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋大物搬入口</li> <li>・TIP室屋上</li> </ul>
遮へい効果の確認	遮へい設置前後の大物搬入口の線量当量率を測定（図6-14参照）
除染効果の確認	1.5m×1.5mの区画毎に4種類の除染手段を実施し、実施前後の線量当量率を測定（図6-14参照）

大物搬入口での遮へい効果については、遮へい設置により線量当量率が遮へい設置前の3~4mSv/hから1~2mSv/hに低下し、原子炉建屋側への遮へい設置が特に有効であることを確認した（図6-15参照）。

大物搬入口での除染効果については、乾式拭取りは効果が認められなかったものの、湿式拭取り、吸引除染、ストリッパブルペイントはいずれも効果が確認された。中でも床面除染に対しては、ストリッパブルペイントが最も有効であることが確認された。また、吸引除染については、遮へい設置に伴い生じた埃・粉塵の吹き溜まりの吸引でも効果を確認している（図6-16参照）。

TIP室屋上での除染効果の確認については、湿式拭取り（モップ）による除染を実施し、その結果、γ線低減には顕著な効果が無く、β線低減には効果があることがわかった。一方、遮へいの設置

により、線量当量率は大幅に減少した（表6-13参照）。

以上の調査結果より、大物搬入口全域に対しては、遮へい+吸引除染及びストリップابلペイントの実施により1~2mSv/hにすること、TIP室屋上については、遮へい+ストリップابلペイントの実施によって5mSv/h以下にすることについて、実現可能な見通しを得た。また、アクセスルート（通路部）については、高線量部を対象に遮へいを行うことを検討する。

#### vi. SLC差圧検出配管健全性確認

温度計設置のための前提条件として、少なくともRPVノズルまで配管がつながっていることが必要であり、また、計装ラック側からRPV側へ水を流すため、結果として配管内部の線量低減が期待できることから、温度計の挿入対象配管（RVI-337）の健全性確認と配管貫通部X-51近傍配管の線量低減（フラッシング）を目的として、水張りによる配管健全性確認を実施した（平成24年7月12日実施）。

具体的な確認方法としては、温度計挿入対象配管（RVI-337）につながる配管に仮設圧力計を設置し、ポンプを用いて水張りを行い、水頭圧より水位を算出し配管の健全性を確認することとした（図6-17参照）。なお、配管健全性を確認するためのこれ以外の方法としては、内視鏡による直接確認も考えたが、モックアップ試験結果より内視鏡（Φ6.0[mm]）がRPVノズルまで到達できないことが確認されており、内視鏡での配管健全性確認は不可という結論に至った。

配管健全性確認の結果より、配管の状態について以下のように考察・評価した。

- 水張り前の時点でRPVノズル（N10ノズル）より高い位置で水頭圧が出ており、N10ノズルまでの配管は健全であると推定される。
- ポンプ圧力指示値が上昇したこと及び所定量の水が入らなかったことから配管は閉塞の可能性が高い。閉塞の要因として、熔融燃料の付着もしくは高温による配管変形等が考えられる。
- 配管の閉塞箇所は、RPV内と推定される。SLC差圧検出配管は、N10ノズルからRPV内部で曲がってシュラウド下

部に沿って炉心部に至っており（図6-18参照）、炉心内の熔融燃料がN10ノズル位置まで到達することは構造的に考えにくい。

考察・評価結果より、N10ノズル位置までの温度計の挿入は物理的には可能と考えるが、配管が閉塞した状態でも温度計を安全に挿入できるかどうか作業手順の見直しを行う必要がある。以下の新たな検討課題に対して安全に作業を実施できる方法を検討し、必要に応じて、モックアップ試験による確認を行った上で、現地工事に着手する。

検討課題	内容
配管内残水の水抜き手順・方法の検討	配管が閉塞した状態では、水の入れ替え（フラッシング）が十分にできていない可能性があり、炉内より高線量の残水（ドレン）が出てくるリスクがある。このため、安全に水抜き作業を行うための手順・方法の検討が必要である。
温度計挿入時の隔離・シール方法の見直し	温度計挿入時の隔離・シール方法は、加圧装置を用いたN2封入を考えているが、配管が閉塞した状態では、N2ガスを封入しても炉側に出ていかない（N2ガスの逃げ道が無い）ため、配管内の汚染した気体が逆流するリスクがある。このため、温度計挿入時の隔離・シール方法について見直しが必要である。

vii. T I Pを活用したR P V温度測定計画

現場調査①の結果、T I P室内の雰囲気線量が3.0mSv/h以下であることが確認されている。原子炉底部までT I P案内管が健全な状態で接続されていることが前提となるが、他の系統に比べて作業を行うのに適した環境であることから、T I Pを活用したR P V温度測定についても、並行して検討を進めている。T I Pの計装配置及び概略系統構成を図6-19に示す。

以下では、具体的な確認事項、検討内容及びそれらの作業工程を示す。

(i) T I P活用のための確認事項

T I P案内管を活用するに当たっては、以下について、事前

に確認しておく必要がある。

- 現場機器の動作の確認

T I P案内管を活用した測定を行う上で必要となる現場機器の動作確認を行う。

- 中央制御室T I P盤の復旧範囲・動作の確認

基本的な作業は、現場（T I P室近辺）で行うことになるが、被ばく低減等の観点から中央制御室側からの操作や確認ができるものは中央制御室側で実施することを検討する。

(ii) T I P活用のための検討事項

T I P案内管を活用するに当たっては、以下について検討する必要がある。

- T I P案内管の損傷状況やT I P案内管内の二硫化モリブデン粉の状態（水分による固着等）が不明であり、スティックや引き抜き出来なくなるリスクがあるため、工業用内視鏡等を挿入してT I P案内管内部の状態を確認する。

- バルブアセンブリの下流側の継手または爆発弁上流側のフランジを外して、P C Vバウンダリを確保した後、挿入装置を接続して行う。

(iii) 作業工程

T I Pについては、作業エリアの雰囲気線量が低いものの、技術的な課題を詰め切れていない状況であるため、先行しているS L C差圧検出配管への代替温度計設置のための検討・作業を優先して進めることとし、T I P活用のための確認作業については平成24年7月末までを目途に実施することとする。

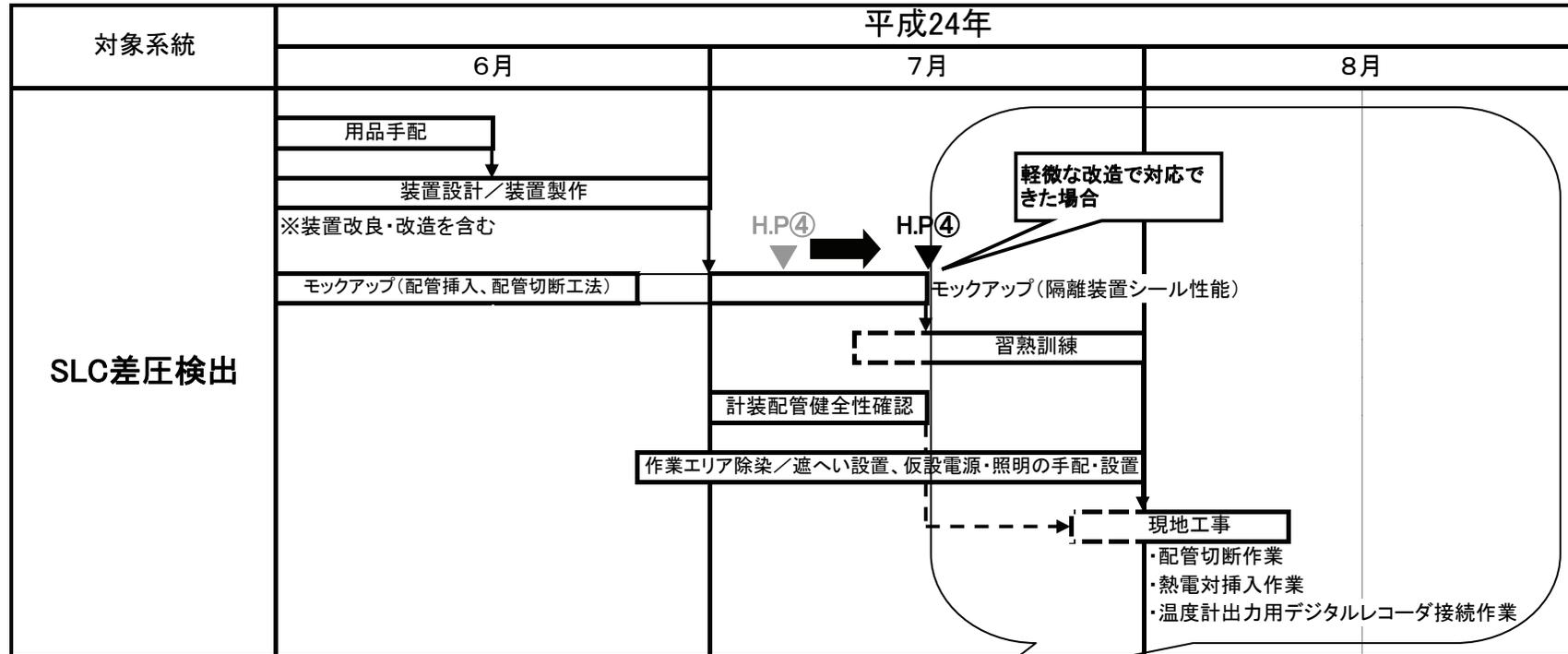
viii. 候補系統によるR P V温度測定位置

候補系統であるS L C差圧検出配管（R V I - 3 3 7）への代替温度計設置による温度計測位置について、図6-20に示す。代替温度計設置により、原子炉底部位置(N10ノズル位置;0P16431)の温度計測が可能となる。なお、既設のR P V底部ヘッド上部温度測定位置は0P17232である。T I Pについては、原子炉底部までT I P案内管が健全な状態で接続されていれば、同様に原子炉底部の温度計測が可能となる。

② 1、3号機

1、3号機についても、RPV温度計の故障に備えて事前に代替温度計を設置する必要がある。しかしながら、1、3号機共に原子炉建屋内は高線量であり、広域にわたる除染や遮へいによる線量低減が必要なことから、まずは代替温度計の挿入先の候補系統の絞り込み（机上検討）を先行して行うこととする。1号機、3号機共に、今年度中を目途に代替温度計の挿入先の候補系統の絞り込みを実施する（表6-14参照）。

表 6 - 5 作業工程



以下の検討課題に対し、配管が閉塞した状態でも温度計を安全に挿入できるかどうか当初の手順を見直す必要があり、現時点では、8月末の現地工事完了を目標に作業を進めることとしている。

- ・配管内残水の水抜き手順・方法の検討
- ・温度計挿入時の隔離・シール方法の見直し

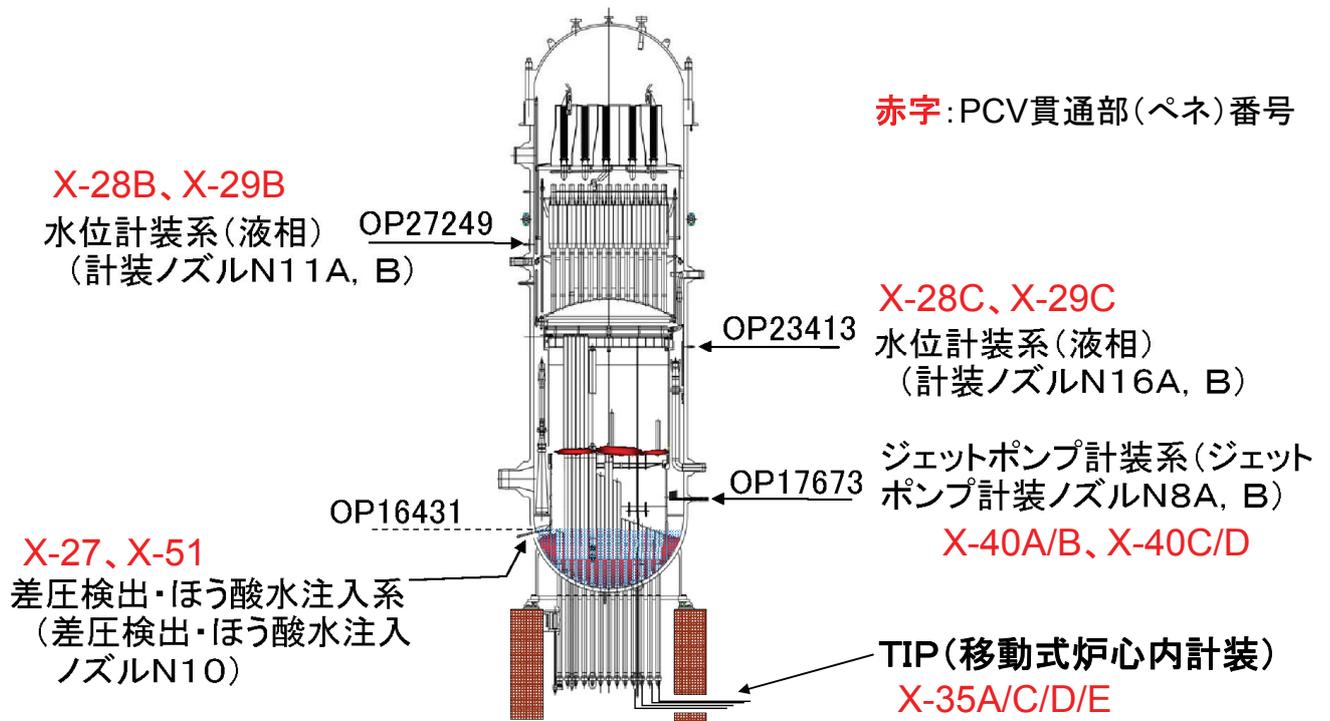
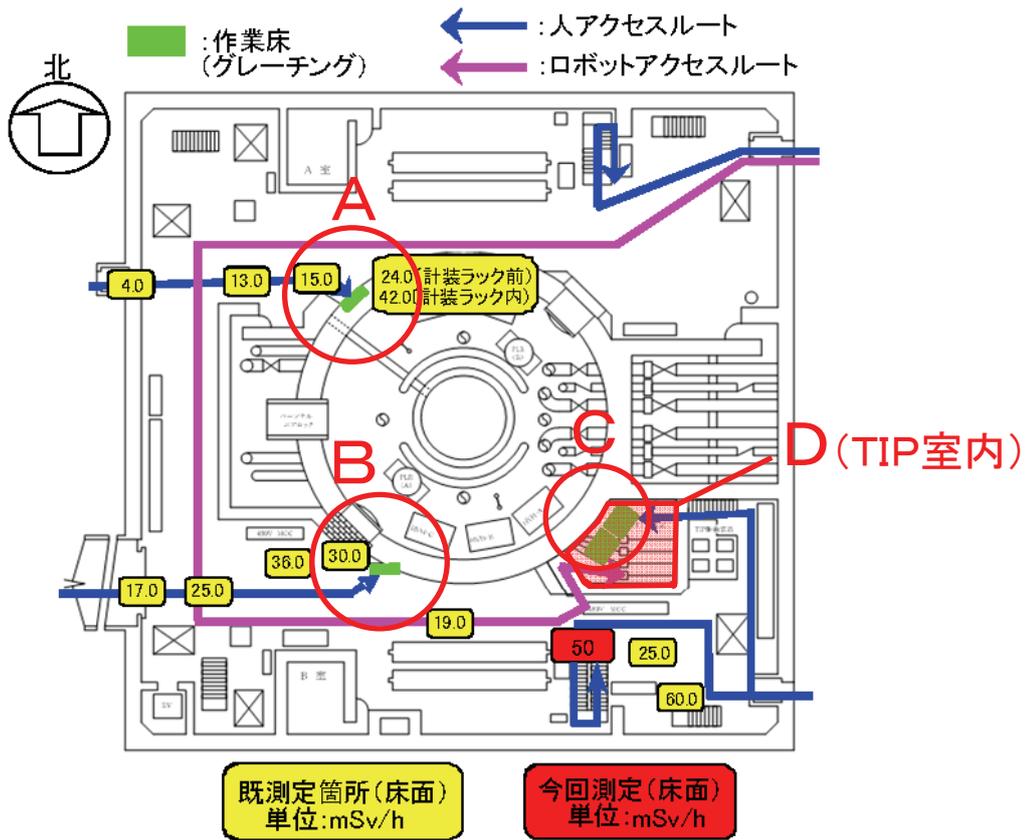
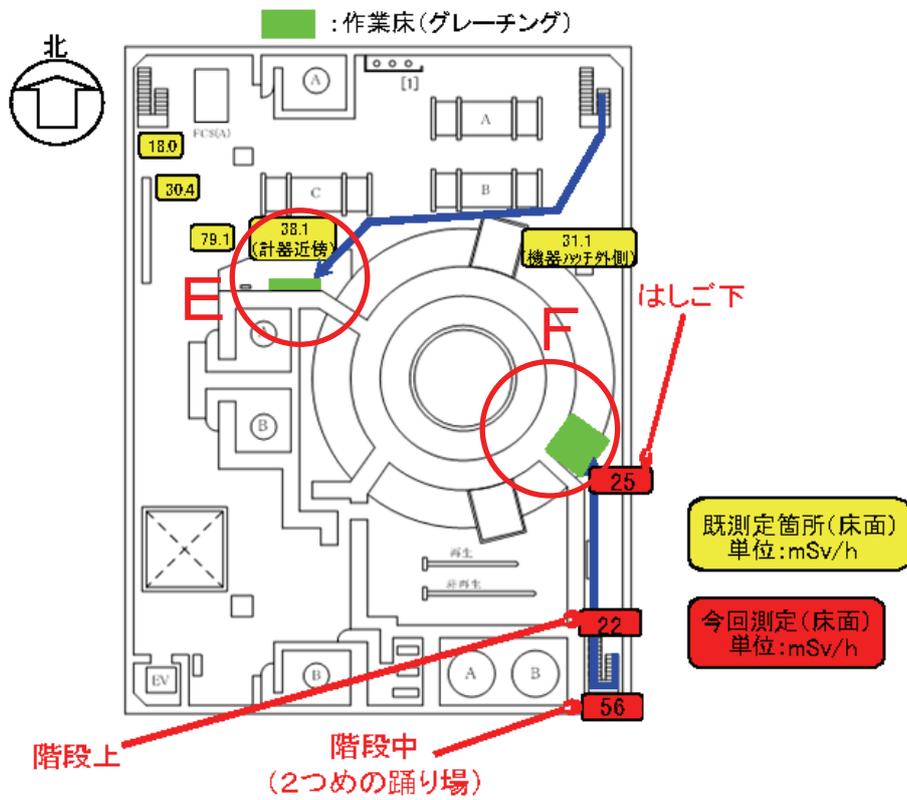


図6-3 現場調査対象系統のノズル位置



(a) 原子炉建屋1階



(b) 原子炉建屋2階

図6-4 調査対象箇所と調査結果

表 6 - 6 調査対象箇所の雰囲気気線量最大値

調査対象箇所 (エリア)	調査系統 (格納容器貫通部番号)	測定結果 (mSv/h)	
		作業床上 (最大)	貫通部近傍 (最大)
A	JP 計装 A 系、 SLC 差圧検出 (X-40A/B, X-27)	70.0	100.0
B	JP 計装 B 系 (X-40C/D)	60.0	40.0
C	SLC 差圧検出 (X-51)	18.0	35.0
D	TIP (X-35A/C/D/E)	3.0 <sup>※1</sup>	2.2
E	水位計装 (X-28B/C)	33.0	100.0
F	水位計装 (X-29B/C)	100.0	1640.0

※1 : 床面での値

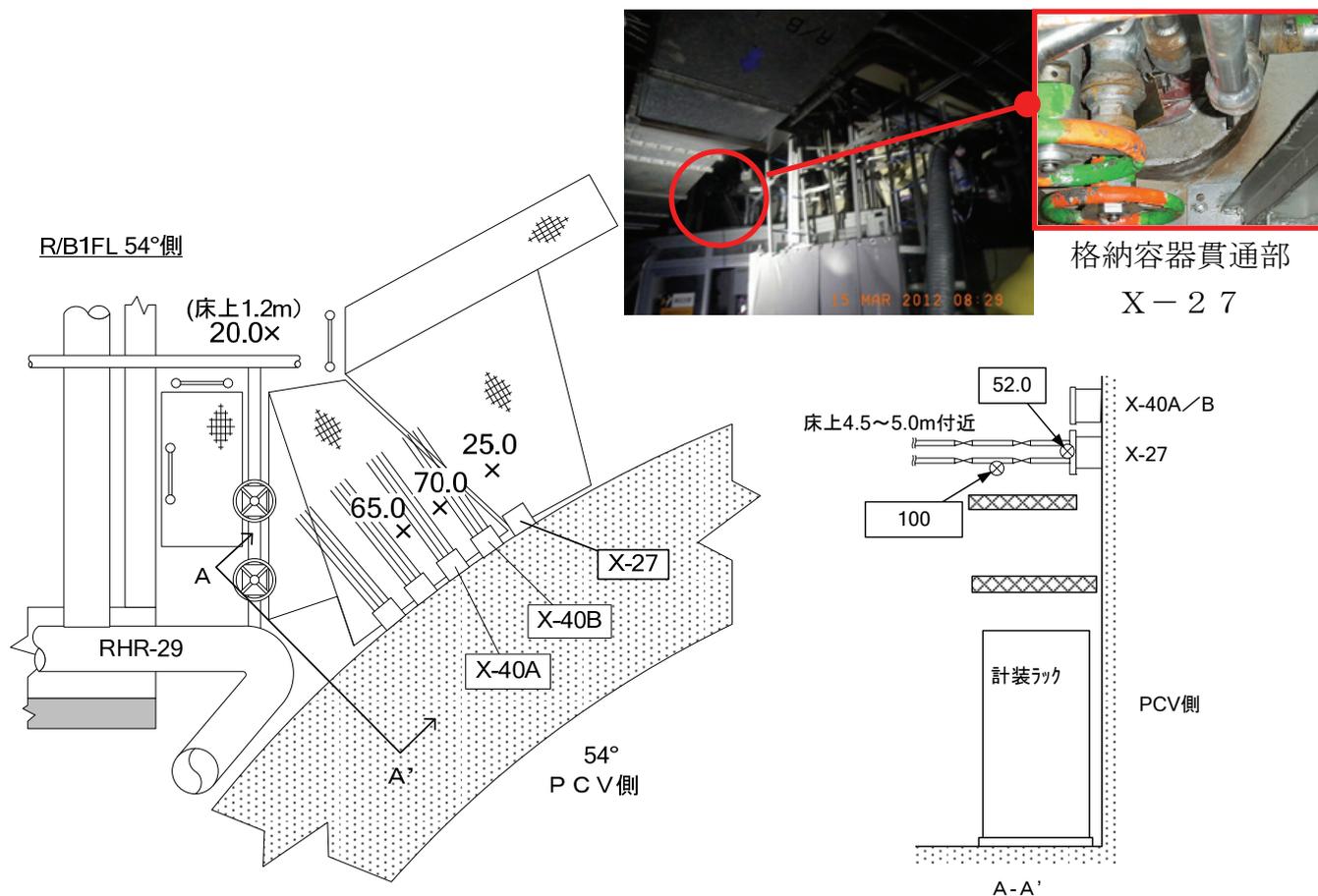
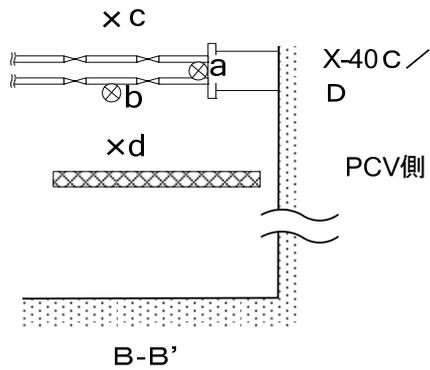


図 6 - 5 (a) 現場調査結果詳細 (エリア A)  
 J P 計装 A 系 (X - 4 0 A / B)  
 S L C 差圧検出系 (X - 2 7) (数字の単位は、mSv/h)

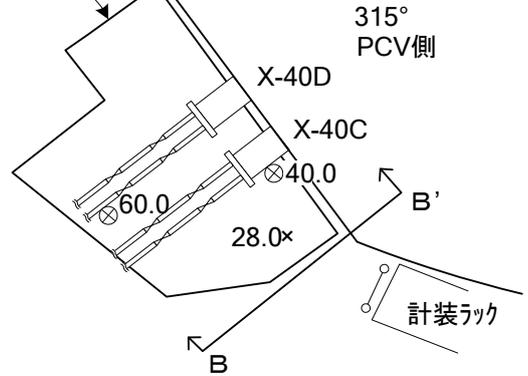


格納容器貫通部 X-40C/D



R/B1FL 315°側上部

グレーチング



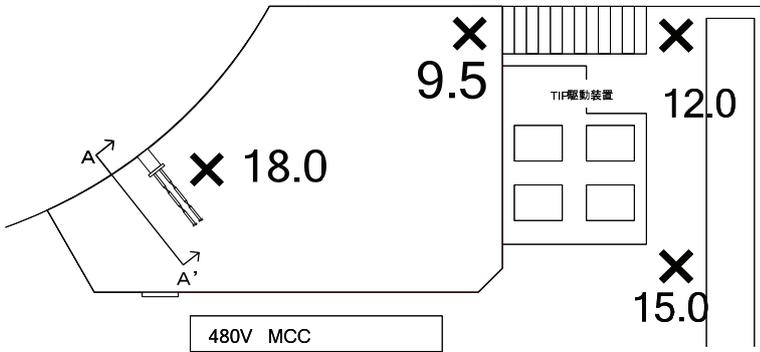
X-40C/D線量当量率測定結果 (mSv/h)

測点No	⊗ a	⊗ b	× c	× d
X-40C	20.0	35.0	25.0	40.0
X-40D	30.0	35.0	25.0	40.0

図6-5 (b) 現場調査結果詳細 (エリアB)

J P計装B系 (X-40C/D)

(数字の単位は、mSv/h)



格納容器貫通部 X-51<sup>※1</sup>

※1 : SLC系のうち、CエリアのX-51はティー (T分岐) があるため炉内への挿入は難しいが、90°エルボ数が少ないため、優先順位3ではあるが今回の調査対象に含めた

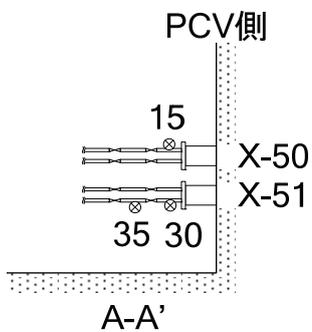
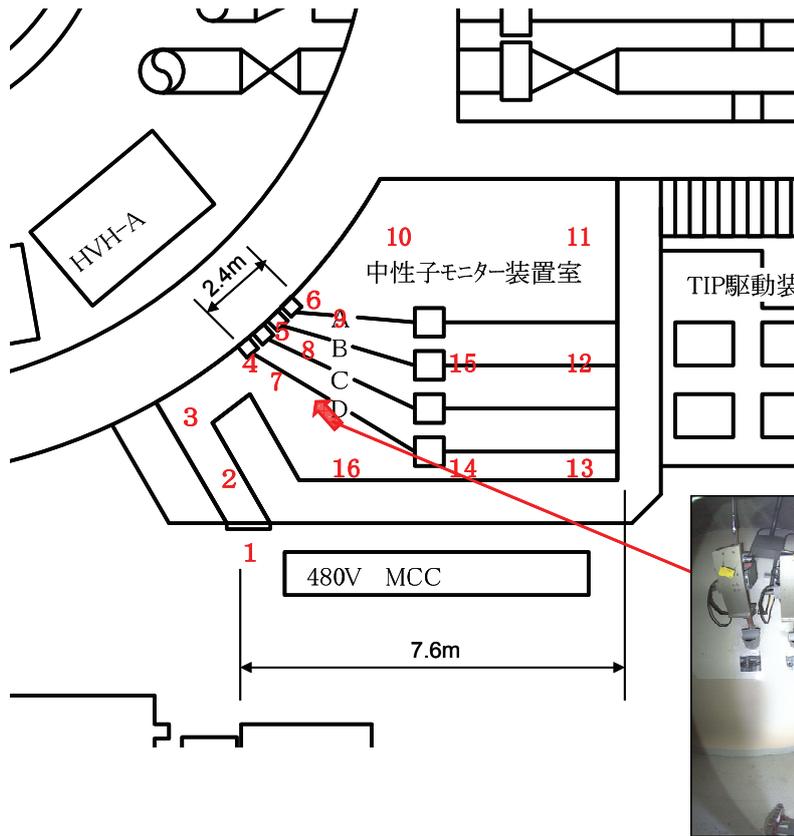


図6-5 (c) 現場調査結果詳細 (エリアC)

SLC差圧検出系 (X-51)

(数字の単位は、mSv/h)



測定点	線量率[mSv/h]
1	11
2	3
3	1.5
4	1.0
5	2.2
6	1.8
7	2.0
8	1.8
9	1.8
10	1.7
11	1.8
12	1.8
13	1.8
14	1.8
15	1.8
16	2.0

図6-5 (d) 現場調査結果詳細 (エリアD)  
TIP (X-35A/C/D/E)

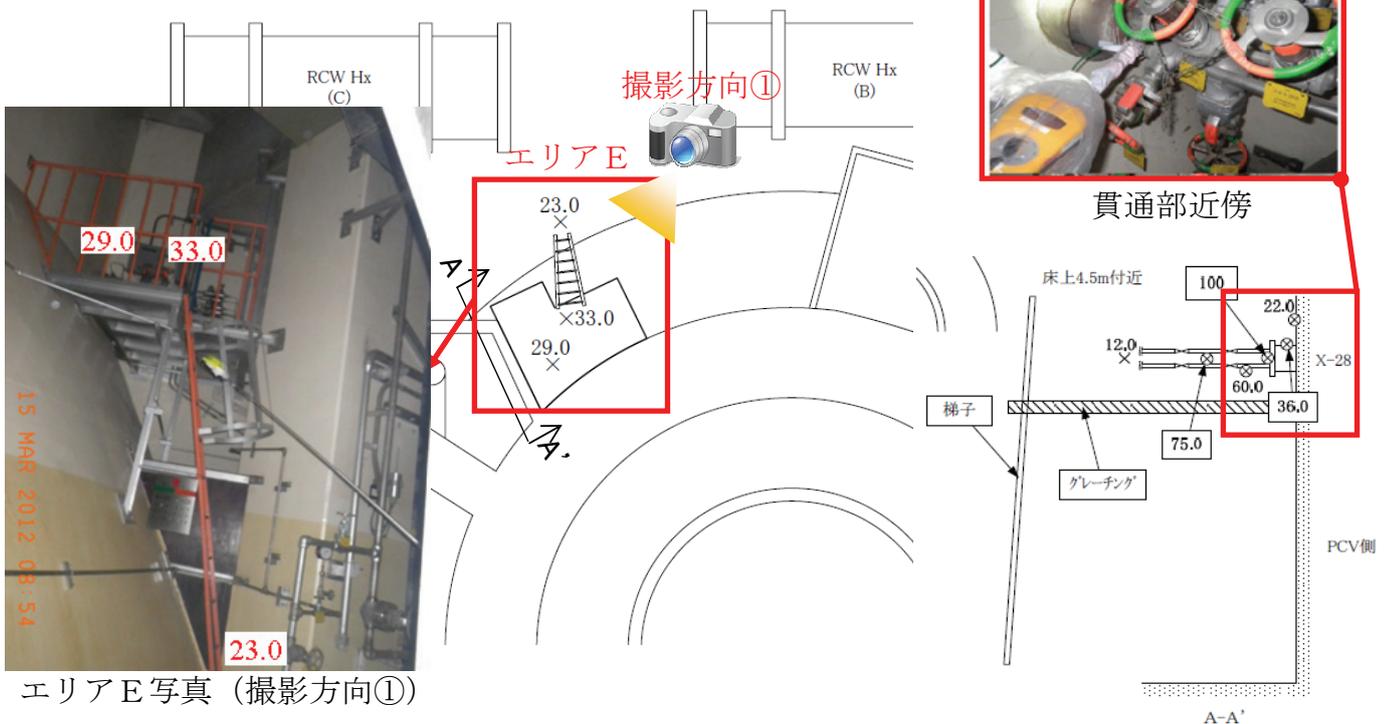


図6-5 (e) 現場調査結果詳細 (エリアE)  
水位計装 (X-28 B/C) (数字の単位は、mSv/h)

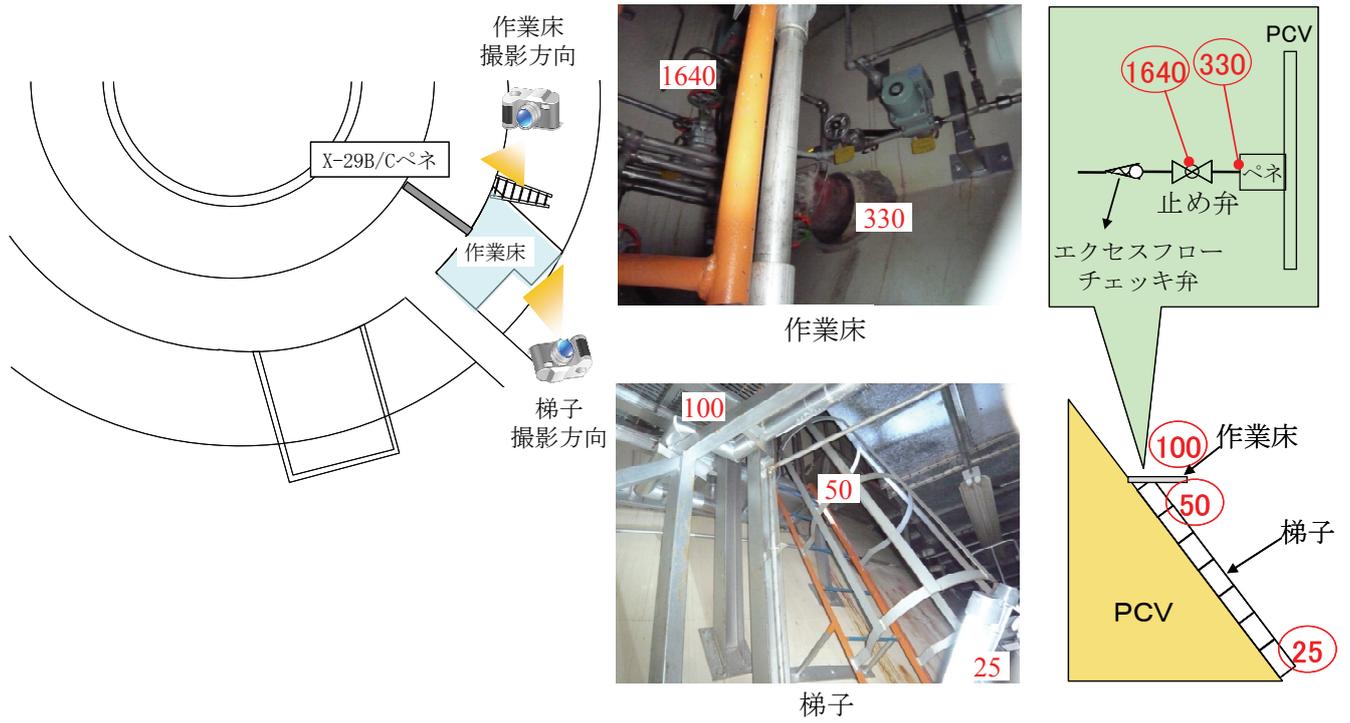


図 6 - 5 ( f ) 現場調査結果詳細 (エリア F)

水位計装 ( X - 2 9 B / C ) ( 数字の単位は、 mSv/h )

表6-7 現場調査①の結果を踏まえた優先順位の見直し

候補系統	格納容器貫通部番号	①温度計の挿入			②最大線量	③機材搬入性、作業スペース	総合評価(点数)	優先順位
		L: エルボ数 T: T分岐数	配管最小口径(mm)	配管健全性(接続先から判断)				
J P計装 A系	X-40 A/B	○ L: 多 T: 無	○ ホフイス: 約φ6	◎ シュラウド 外側	× 100 mSv/h	×	作業不可 <sup>※1</sup>	-
S L C 差圧検出	X-27	△ L: 少 T: 有	○ ホフイス: 約φ6	△ 炉底部 外周		○ 1階作業床上、 ペネ奥(狭隘)		
J P計装 B系	X-40C	○ L: 多 T: 無	○ ホフイス: 約φ6	◎ シュラウド 外側	△ 60mSv/h	○	10	1
	X-40D					×		
S L C 差圧検出	X-51	△ L: 少 T: 有	○ ホフイス: 約φ6	△ 炉底部 外周	○ 35mSv/h	○	8	2
T I P	X-35 A/C/D/E	◎ L: 無 T: 無	○ 案内管: 約φ7	△ 索引装置Ch 位置に依存	◎ 3mSv/h	◎	12	(1) <sup>※2</sup>
水位計装(液相)	X-28 B/C	○ L: 多 T: 無	○ ホフイス: 約φ6	◎ 炉心上部	×	○	作業不可 <sup>※1</sup>	-
水位計装(液相)	X-29 B/C	○ L: 多 T: 無	○ ホフイス: 約φ6	◎ 炉心上部	×	△		

【表中の凡例】◎: 3点、○: 2点、△: 1点、×: 0点

※1: 1項目でも×があれば作業不可と評価

※2: 炉心外周部のT I P案内管は残存している可能性あり

→健全なT I P案内管が残っていれば優先順位1に格上げする

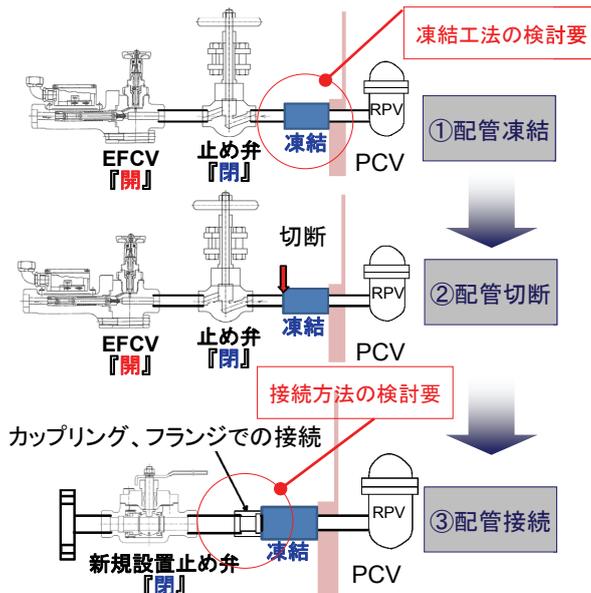
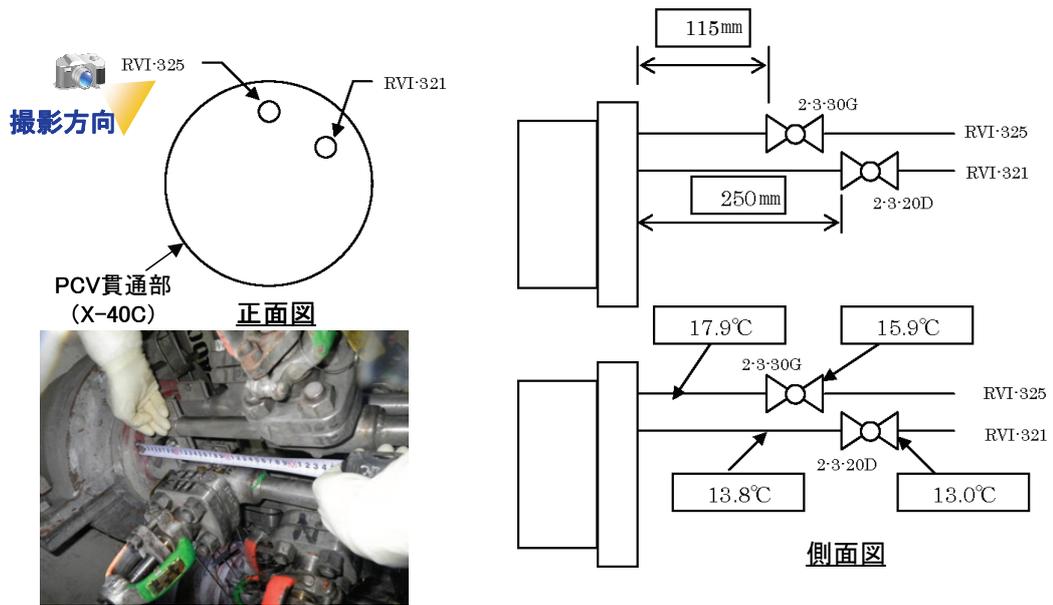
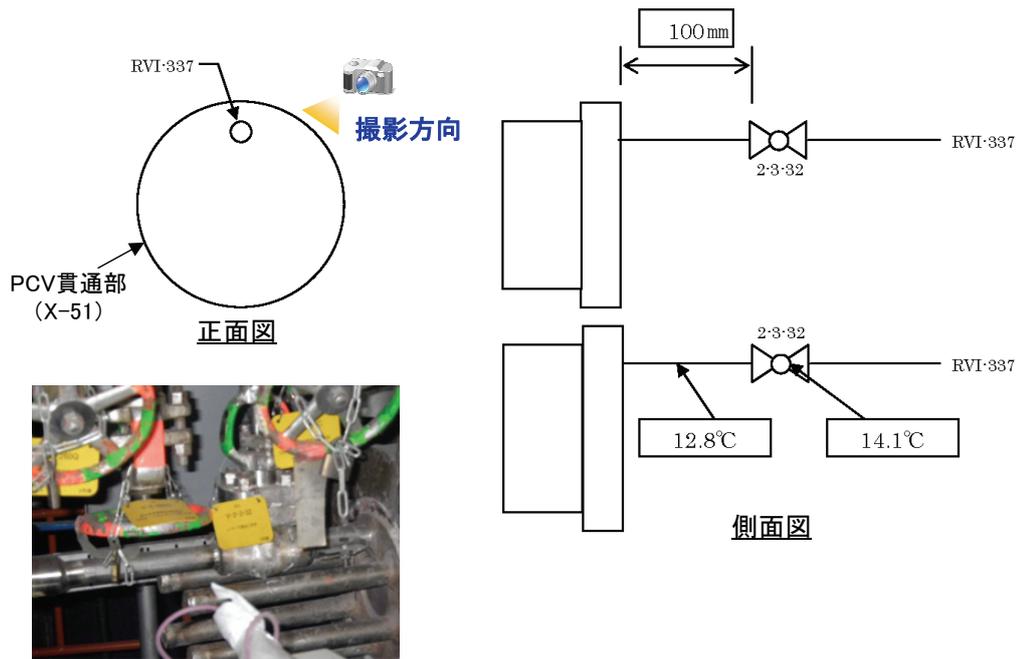


図6-6 代替温度計設置のための配管改造案(一例)



(a) 現場調査結果 (X-40C)



(b) 現場調査結果 (X-51)

図6-7 現場調査結果 (寸法測定及び表面温度測定)



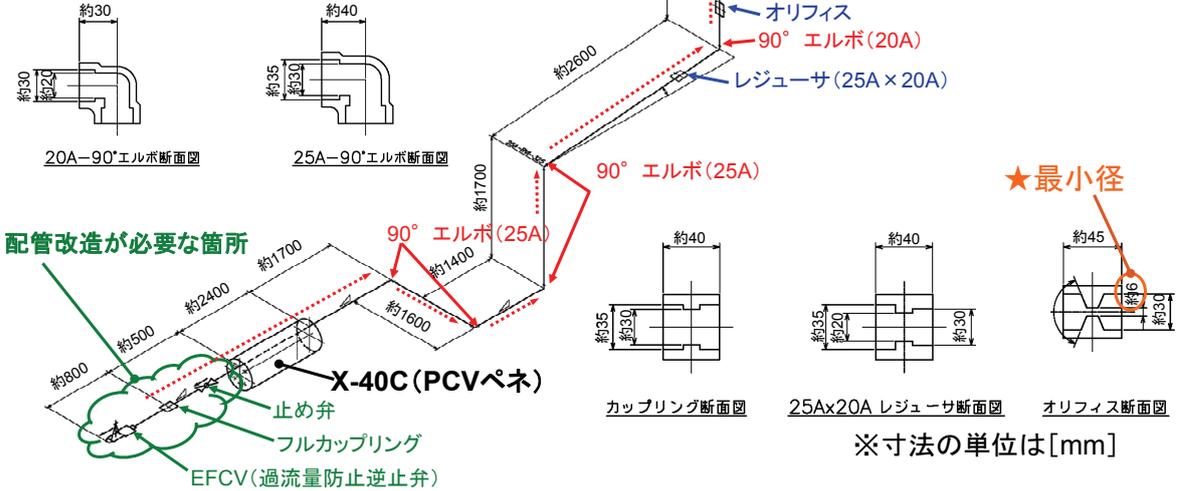
図6-8 配管挿入試験概要  
(シース熱電対を通してしている例)



図6-9 配管改造工法試験概要  
((a) 凍結工法の例 (b) 接続工法の例)

### JP計装(RVI-325)

距離 (X-40C~N-8B)	エルボ数	T分岐数	オリフィス数
約13m	8	0	1

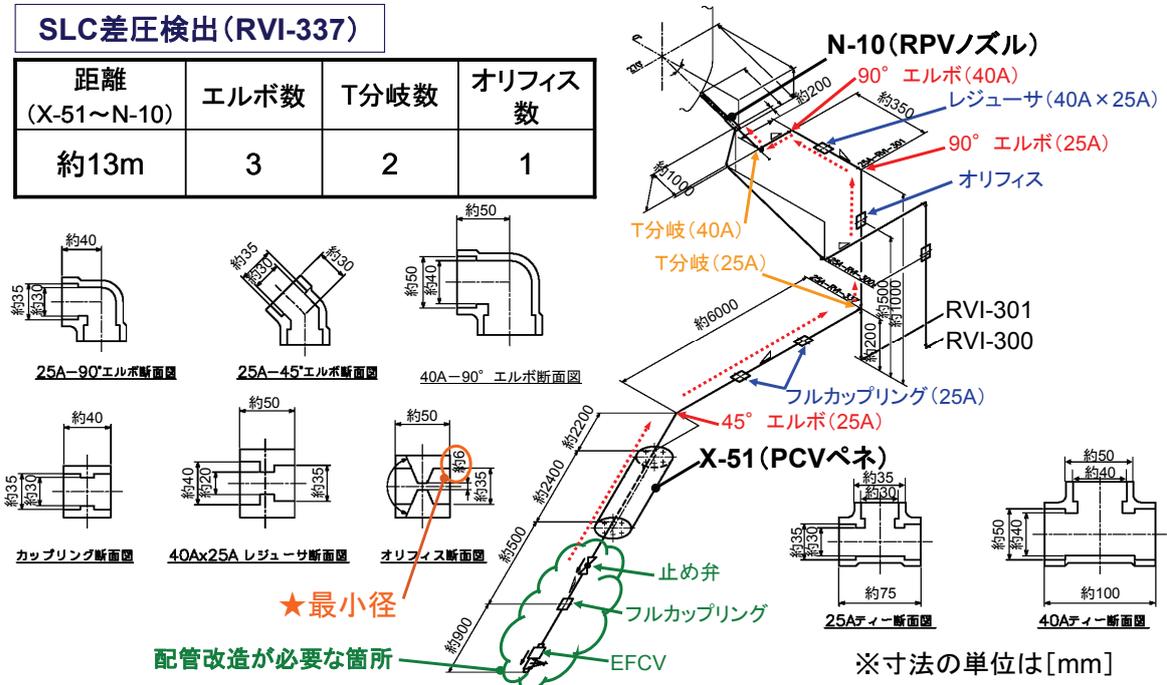


(a) JP計装配管 (RVI-325<sup>※1</sup>)

※1 : RVI-321は、配管ルーティングがほぼ同じであるため、配管挿入性試験ではRVI-325で代表

### SLC差圧検出(RVI-337)

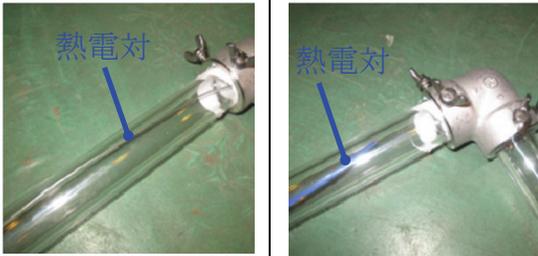
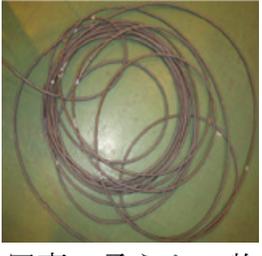
距離 (X-51~N-10)	エルボ数	T分岐数	オリフィス数
約13m	3	2	1



(b) SLC差圧検出配管 (RVI-337)

図6-10 対象系統配管アイソメ図

表 6 - 8 熱電対及び通線治具

挿入物	熱電対		通線治具				補助治具
	シース熱電対	被覆熱電対	スーパーイエロー	ケーシングチューブ	溶接ワイヤガイド※ <sup>1</sup>	工業用内視鏡	コイルガイド
径 [mm]	φ 0.5、1.0、1.6	φ 0.1、0.2、 0.32、0.65	線径 φ 4.5	外径 φ 4.8 (皮膜有り) 外径 φ 4.6 (皮膜無し) 内径 φ 3.0	外径 φ 4.5[mm] 内径 φ 2.0[mm]	φ 6.0[mm]カメラ ・本体が硬い物 ・本体が柔らかい物	外径 φ 13.8[mm] 内径 φ 9.8[mm]
写真				 写真：皮膜無し		 写真：柔らかい物	
特徴	放射線など耐環境性に優れる	シースタイプが不可の場合のバックアップ	 熱電対設置時は、外部に装着	 チューブ内に熱電対を挿入	 ガイド内に熱電対を挿入	 熱電対設置時は、カメラ側の改造要	 予め配管内に布設
使用の目的	温度計測		熱電対挿入のサポート用				挿入性改善

6-34

※ 1 : 溶接ワイヤガイドは、実機模擬試験以降に使用 (単品試験や組合せ試験では使用していない)

表6-9(a) 配管挿入試験結果(単品試験)

挿入物		エルボ			T分岐		オリフィス		評価
		20A	25A	40A	25A	40A	20A	25A	
熱電対	シース熱電対	×	×	×	—	—	—	—	単独では挿入困難
	被覆熱電対	×	×	×	—	—	—	—	単独では挿入困難
通線治具	スーパーイエロー(通線工具)	×	×	×	×	×	—	—	挿入困難
	ケーシングチューブ(皮膜無し)	○	○	○	△ <sup>※1</sup>	△ <sup>※1</sup>	○	○	熱電対との組合せで実機模擬試験実施
	ケーシングチューブ(皮膜有り)	×	×	×	—	—	—	—	挿入困難
	工業用内視鏡	本体硬	○	○	○	△ <sup>※1</sup>	△ <sup>※1</sup>	△ <sup>※2</sup>	△ <sup>※2</sup>
本体柔							○	○	
補助治具	コイルガイド	○	○	○	△ <sup>※1</sup>	△ <sup>※1</sup>	×	×	熱電対やケーシングチューブ、工業用内視鏡との組合せで実機模擬試験実施

※1: 通過はしたが方向制御はできない

※2: 映像で見ながらオリフィス孔中心付近に位置設定する必要がある

表6-9(b) 配管挿入試験結果(組合せ試験)

挿入物	熱電対径 [mm]	エルボ			T分岐		オリフィス		評価
		20A	25A	40A	25A	40A	20A	25A	
シース熱電対+ ケーシングチューブ(皮膜無し)	φ0.5	○	○	○	△ <sup>※1</sup>	△ <sup>※1</sup>	○	○	実機模擬試験実施(φ0.5)
	φ1.0, φ1.6	×	×	×	—	—	—	—	
被覆熱電対+ ケーシングチューブ(皮膜無し)	φ0.1, φ0.2, φ0.32	○	○	○	△ <sup>※1</sup>	△ <sup>※1</sup>	○	○	実機模擬試験実施 (φ0.1, φ0.2, φ0.32)
	φ0.65	×	×	×	—	—	—	—	
シース熱電対+ ケーシングチューブ(皮膜無し) +コイルガイド	φ0.5 <sup>※2</sup>	○	○	○	△ <sup>※1</sup>	△ <sup>※1</sup>	○	○	実機模擬試験実施(φ0.5)
被覆熱電対+ ケーシングチューブ(皮膜無し) +コイルガイド	φ0.1, φ0.2, φ0.32 <sup>※2</sup>	○	○	○	△ <sup>※1</sup>	△ <sup>※1</sup>	○	○	実機模擬試験実施 (φ0.1, φ0.2, φ0.32)

※1: 通過はしたが方向制御はできない

※2: コイルガイド無しの試験で「○」となった熱電対径のみ実施

【表6-9中の凡例】○: 通過可能

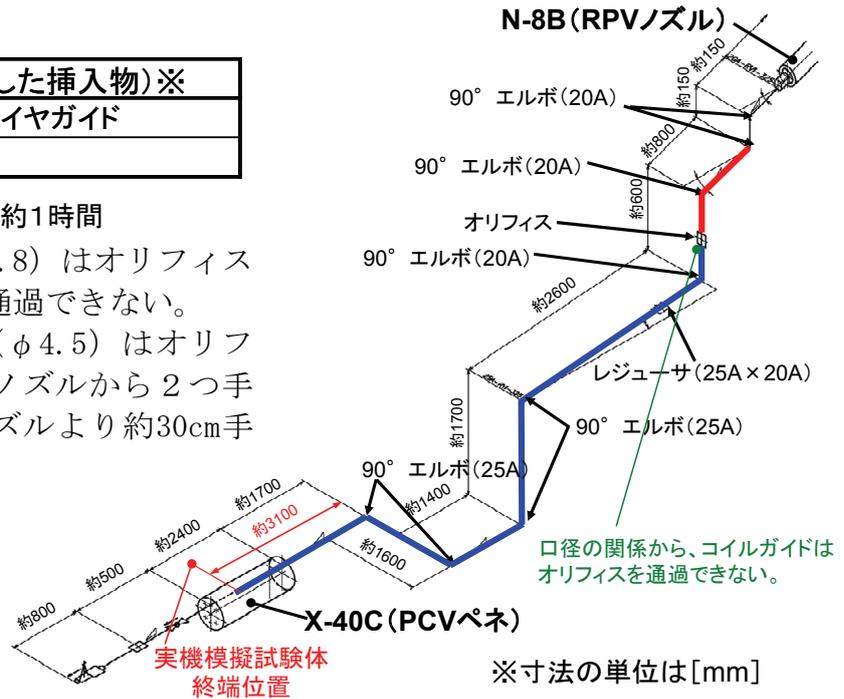
×: 通過不可能

### JP計装(RVI-325)

表示	試験結果(通過した挿入物)※
	コイルガイド+溶接ワイヤガイド
	溶接ワイヤガイド

※モックアップに要した時間は約1時間

- ✓ コイルガイド (φ13.8) はオリフィス (約φ6) より先を通過できない。
- ✓ 溶接ワイヤガイド (φ4.5) はオリフィスを通過し、RPVノズルから2つ手前のエルボ (RPVノズルより約30cm手前) まで到達。



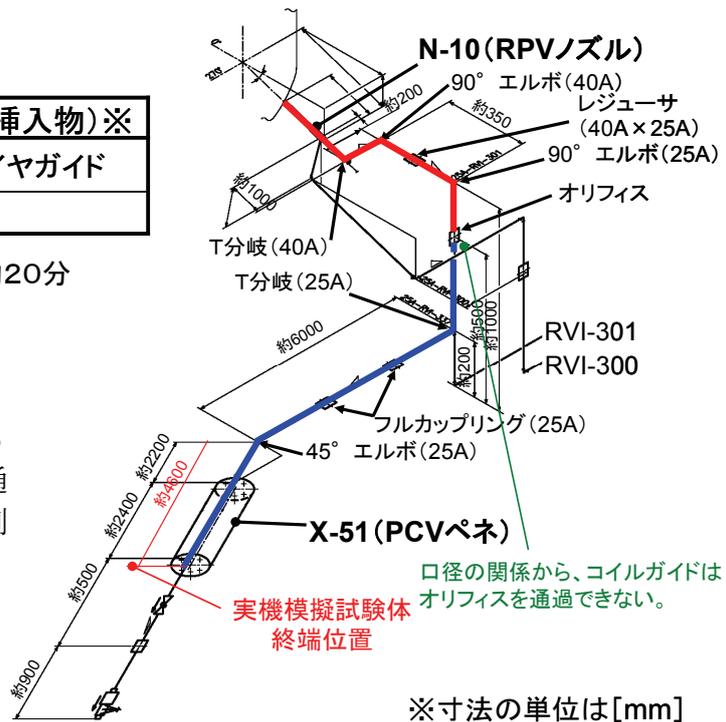
(a) JP計装配管 (RVI-325)

### SLC差圧検出(RVI-337)

表示	試験結果(通過した挿入物)※
	コイルガイド+溶接ワイヤガイド
	溶接ワイヤガイド

※モックアップに要した時間は約20分

- ✓ コイルガイド (φ13.8) はオリフィス (約φ6) より先を通過できない。
- ✓ 溶接ワイヤガイド (φ4.5) はオリフィスを通過し、RPVノズルまで到達。



(b) SLC差圧検出配管 (RVI-337)

図6-11 配管挿入試験結果 (実機模擬試験)

表6-10 試験条件（凍結モックアップ試験）

No.	凍結治具	試験条件
ケース1	凍結工具（市販品）（長さ約200mm）	凍結治具を取付後、100kPaで10分間保持
ケース2	凍結治具（新規製作；幅50mm）1個	
ケース3	凍結治具（新規製作；幅50mm）2個	

表6-11 試験条件（配管接続モックアップ試験）

No.	接続治具	試験条件
ケース1	ボルト締付式管継手 （トルク管理要）	接続治具を取付後、100kPaで10分間保持
ケース2	ボルト締付式管継手 （メタルタッチ式；トルク管理不要）	
ケース3	特殊フランジ （配管外側からフランジで締付）	
ケース4	差し込み式管継手	接続治具を取付後、1.75MPaで1時間以上保持 （メーカーの標準施工要領に従い確認）

表6-12 配管改造工法試験結果

（a）凍結モックアップ試験

凍結治具	凍結工具（市販品）	凍結治具 <sup>※1</sup> （幅50mm） 1個	凍結治具 <sup>※1</sup> （幅50mm） 2個
取付状況	長さ200mm程度あり、止め弁と干渉するため適用不可		
試験結果	—	○ 耐圧試験問題なし	○ 耐圧試験問題なし

※1：凍結治具は、新たに製作（非市販品）

（b）配管接続モックアップ試験

接続治具	ボルト締付式管継手 （トルク管理要）	ボルト締付式管継手 （メタルタッチ式； トルク管理不要）	特殊フランジ	差し込み式管継ぎ手
取付状況				
試験結果	○ 漏えい無し	○ 漏えい無し	○ 漏えい無し	△ 凍結治具と干渉

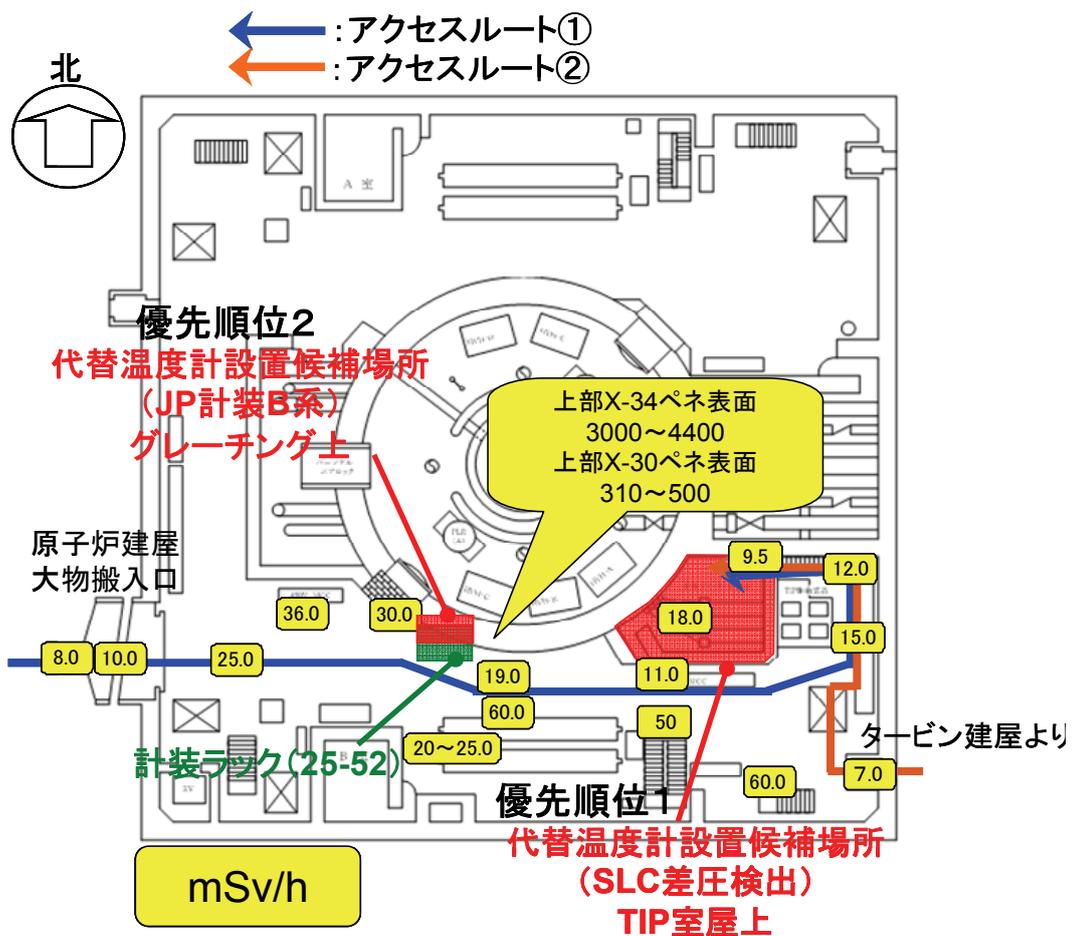


図6-12 アクセスルートと現場環境改善の対象エリア

【作業方法】



図6-13 現場環境改善の作業ステップ

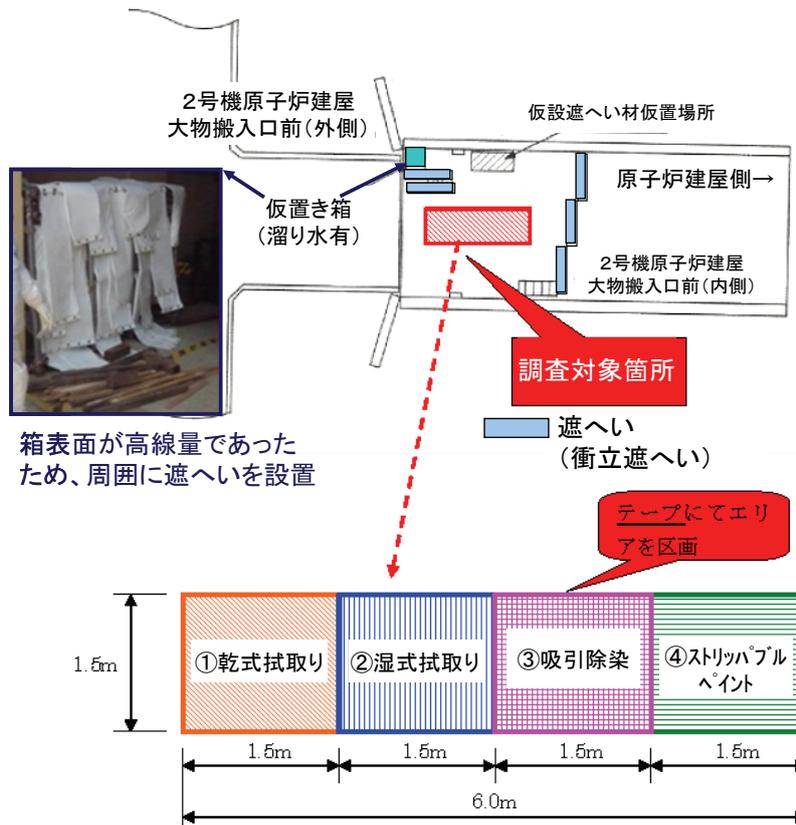


図6-14 遮へい・除染効果の確認方法（大物搬入口）

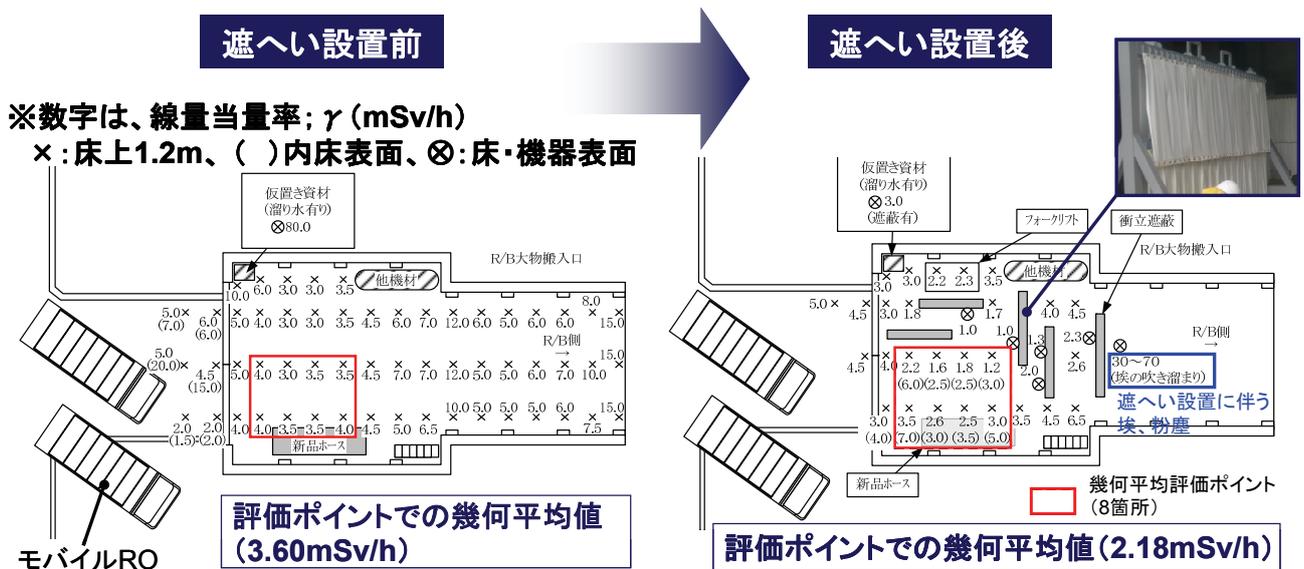


図6-15 大物搬入口での遮へい効果

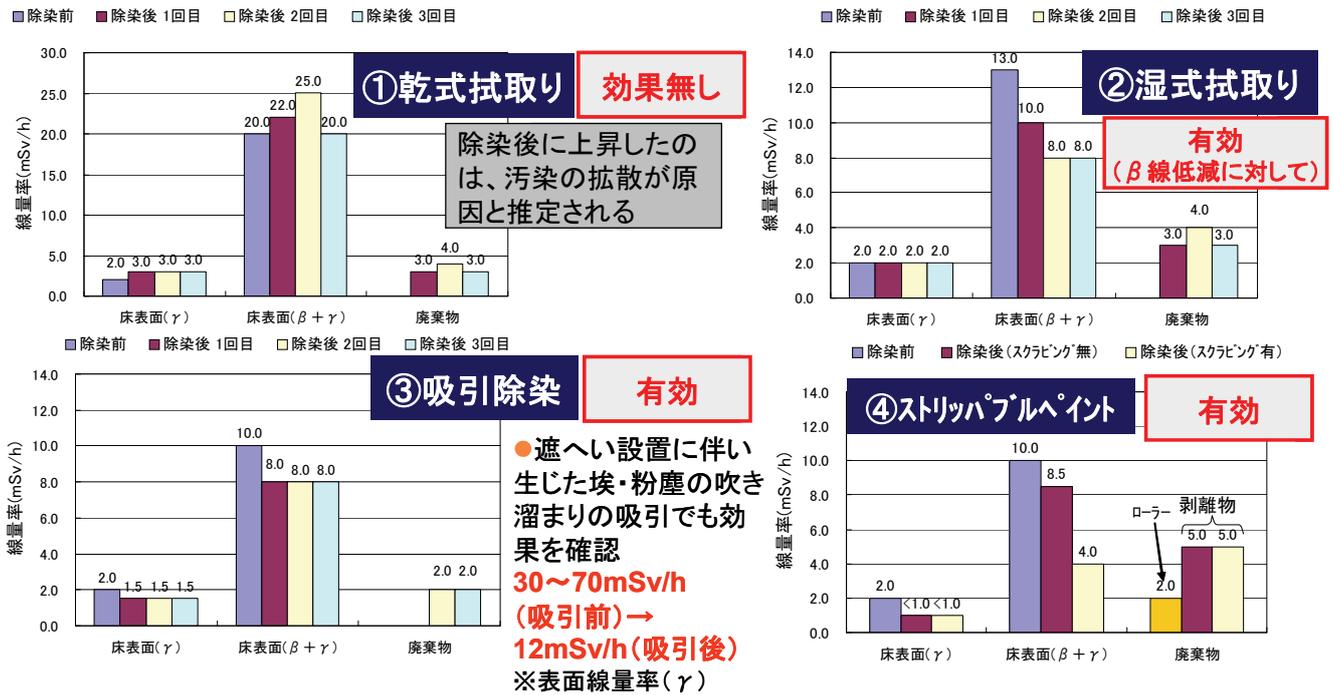
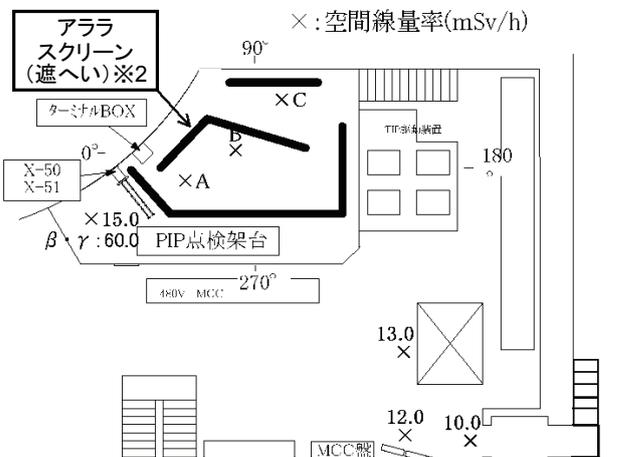


図6-16 大物搬入口での除染効果

表6-13 T I P室屋上線量当量率測定結果 (単位 ; mSv/h)

測定ポイント (床上 1.2m)		除染・ 遮へい前	除染後 <sup>※1</sup>	遮へい後
A	γ	15.0	15.0	3.0
	β + γ	25.0	19.0	4.0
B	γ	12.0	11.0	4.0
	β + γ	25.0	12.0	9.0
C	γ	11.0	9.0	5.0
	β + γ	23.0	12.0	10.0



※1: 湿式拭取り (モップ) による除染を実施  
 ※2: 図中の遮へい位置は、効果確認のための仮の位置

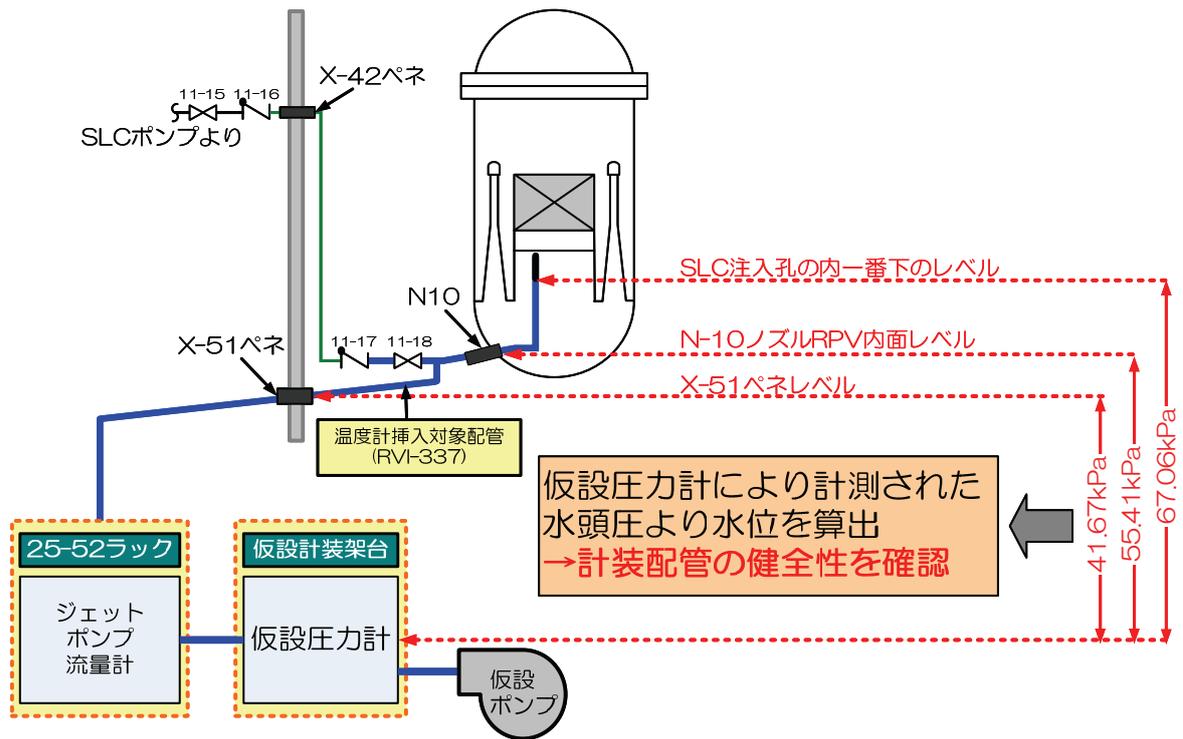


図 6 - 1 7 S L C 差圧検出配管健全性確認概要図

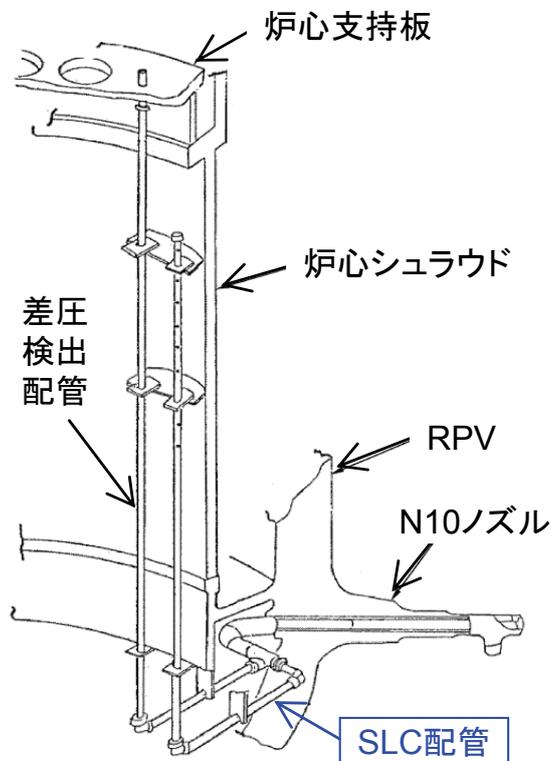


図 6 - 1 8 S L C 差圧検出配管構造図 (R P V 内)

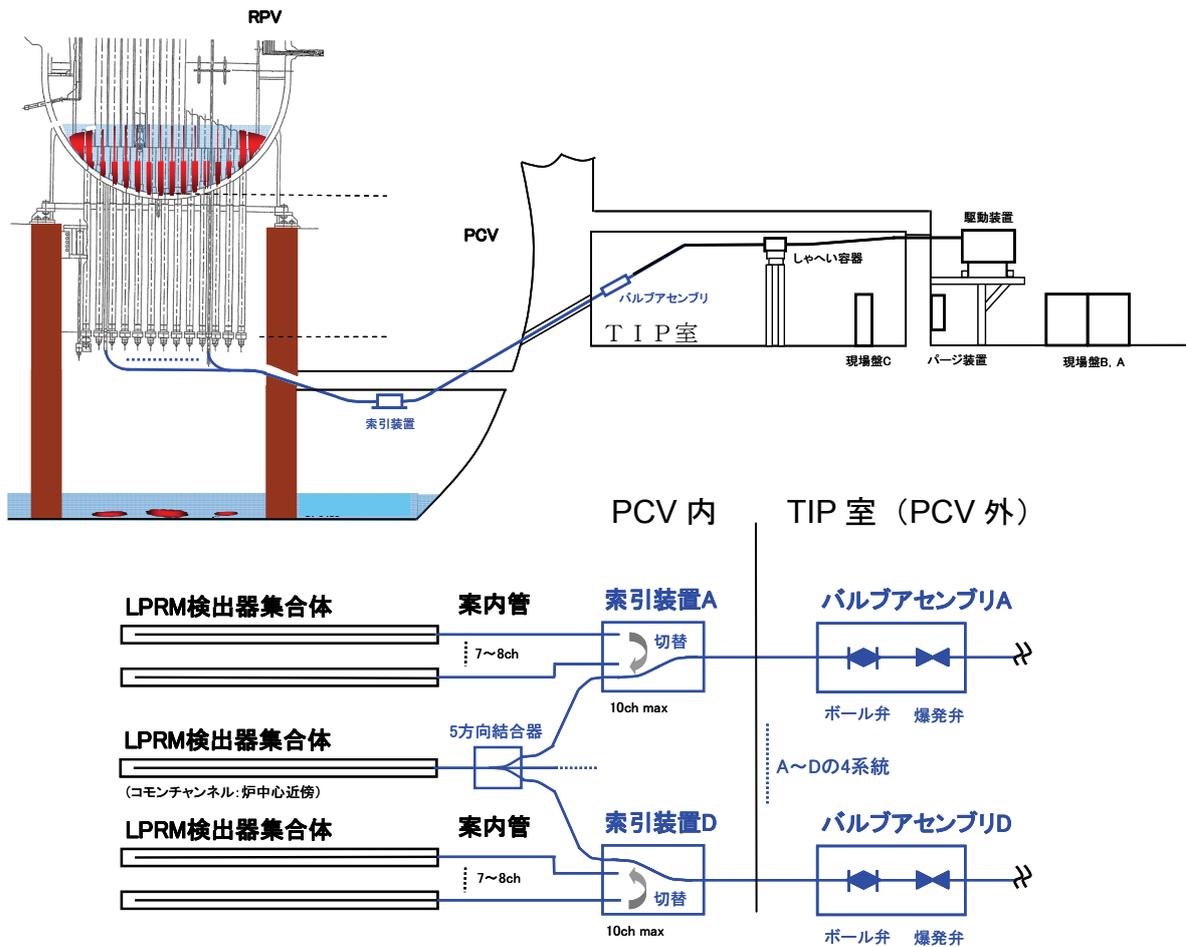


図 6 - 1 9 T I P 計 装 配 置 及 び 概 略 系 統 構 成

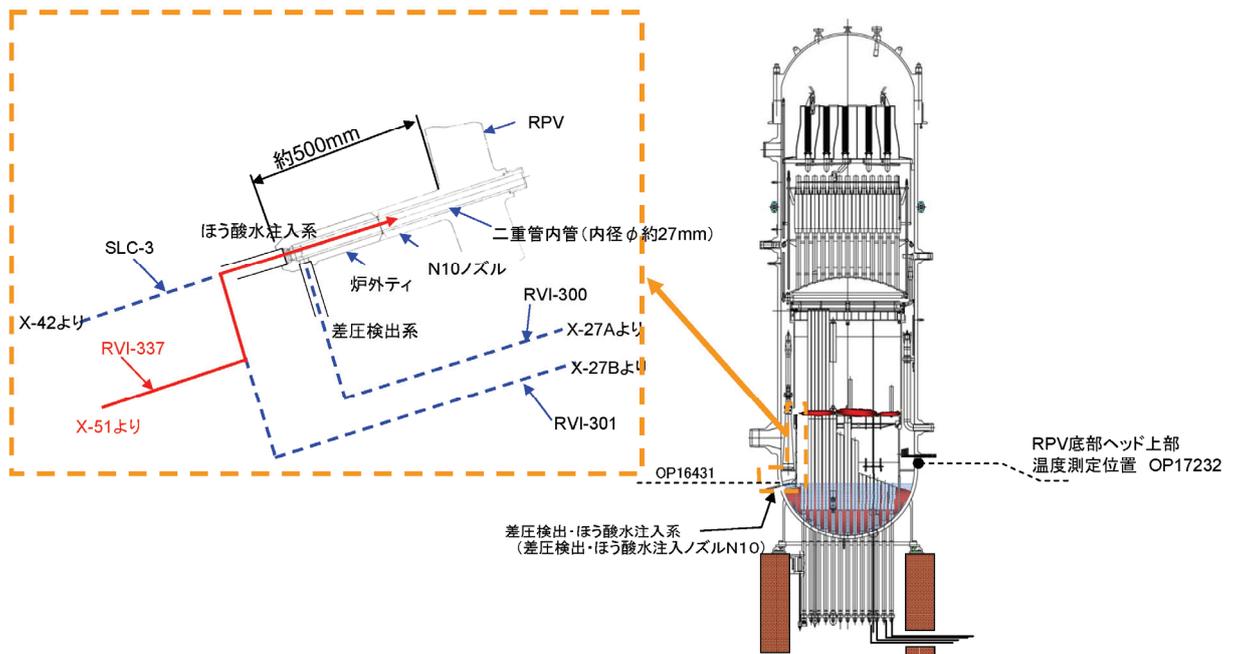


図 6 - 2 0 S L C 差 圧 検 出 配 管 接 続 先 構 造 概 要

表6-14 1/3号機代替温度計設置工程

プラント	項目	平成24年度	平成25年度以降
1号機 /3号機	代替温度計の挿入先の 候補系統の絞り込み (机上検討)		
	設置工事 <sup>※1</sup> (現場調査等を含む)		

※1：候補系統の絞り込み結果を踏まえ、実施時期を決める。

b. 冷却状態監視の考え方と熱バランスモデルによる間接的な冷却状態の監視

① はじめに

1号機～3号機では、事故発生直後から順次計器の復旧を進め、原子炉圧力容器（RPV）／原子炉格納容器（PCV）温度・ドライウェル（D/W）圧力等の監視を継続してきており、これらに基づいて原子炉の冷却状態の監視を継続してきている。PCVガス管理設備についても各号機にて設置されており、抽出したPCVガスによるモニタリングも可能となっている。

ここでは、原子炉の冷却状態を監視するためのプラント全体のパラメータについて、各パラメータの関連性等から冷却状態監視の考え方を整理するとともに、間接的な冷却状態監視手段の確立を目的として整備を行っている熱バランスモデルについての検討状況を述べる。

なお、未臨界の監視については、現在はPCVガス管理設備にて短半減期希ガスの放射能濃度により監視している。今後、1～3号機の原子炉圧力容器および原子炉格納容器からの燃料デブリの取り出しを中長期的に亘って進めていくが、燃料取り出し作業等に伴いデブリの状態や水量が変化し、再臨界に至った場合でも早期に検知するために、未臨界評価及びモニタリング技術を開発する必要がある、今年度からデブリの臨界管理技術に関する研究開発を進める計画としている。

② 冷却状態監視の考え方

i. 崩壊熱の減衰

燃料から発生する崩壊熱は、時間とともに減衰することが知られている。事故後1年以上経つ現在では崩壊熱は定格出力の0.02%程度まで低下している状況であり、今後も崩壊熱は減衰する傾向である。測定されている温度トレンドからも、この崩壊熱の減衰傾向を確認することができる。冷却状態監視においては、このような定量的に把握可能な熱量に基づいた監視・管理を行うことが重要である。

ii. 熱源の分布状況

事故により炉心は熔融し、通常の装荷位置（燃料域）から落下してRPV底部またはPCV底部にあると推定される。また、落下の過程において、その中間にある構造物付近に付着しているものも微量存在すると推定される。事故発生当時、各号機ともに非常に高温

な状態を経験しているため、燃料デブリのうち沸点の低い核分裂生成物については揮発し、PCV内壁面・構造物等に付着しているか、PCV外へ放出されていると考えられる。

よって、崩壊熱のうち一部は既にPCV外へ放出されており、残りのほぼ大部分はRPV底部あるいはPCV内に存在すると推定される。また、一部の熱源は落下過程や高温時において、壁面や構造物に付着している可能性も考えられる。

iii. 原子炉の冷却状態が変化した場合のプラントパラメータの変動  
平成23年12月以降、各号機ともに炉心スプレイ系（CS系）と給水系（FDW系）からRPVへ注水することにより継続的に原子炉内の熱源を冷却してきている。さらに、原子炉内の熱源の冷却に寄与した水は、RPV底部にあると推定される漏えい孔より落下し、PCV底部の熱源の冷却にも寄与していると考えられる。

現在、RPV底部温度およびPCV雰囲気温度は注水に応じて温度変化し、また、100℃を十分に下回った値で推移していること等から、安定的に熱源からの熱が除去されていると考えられる。

注水ラインからの漏えい等により注水量が著しく減少（あるいは長期に渡り減少を継続）する場合には、RPV内およびPCV内の熱源は冷却不足となり、各部位の温度は上昇を開始し、水の顕熱のみで発生熱を奪えなくなった部位においては蒸気が発生することが考えられる。

このような冷却不全に至る前の早期検知の観点から、以下のプラントパラメータの組み合わせによる監視が重要となる。

- ・ 原子炉への注水量
- ・ PCV水位
- ・ RPV底部温度
- ・ PCV雰囲気温度

また、このような状態に至った場合には、蒸気によるRPV壁面の過熱が進み、上記パラメータの他、次に示す温度・圧力が変動する可能性がある。

- ・ RPV上部・中部温度
- ・ PCV上部（ベローシール部）温度
- ・ D/W圧力
- ・ PCVガス管理設備排気温度

- ・ 圧力抑制室（S/C）温度（ただし、これまでの実績から、1号機と3号機はS/C温度の注水量依存性が小さく、明確な傾向が確認できない可能性がある。）

更に、注水量がより長期に渡り、完全に途絶えた場合には、構造物等の温度の上昇とともに付着物として存在するセシウムの蒸気圧が上昇し、再蒸発が活発になることが想定される。このような場合には、以下のパラメータが変動する可能性がある。

- ・ 建屋からの放射性物質濃度
- ・ PCVガス管理設備フィルタ表面線量
- ・ PCVガス管理設備ダスト濃度
- ・ モニタリングポスト指示値

#### iv. 原子炉冷却状態の監視

i. と ii. に記載したとおり、大まかな熱源の量と位置は推定でき、また iii. に記載したとおり、熱源位置と注水の関係から、冷却状況が変化した際の事象の進展とそれに応じたパラメータ変動がある程度予測可能である。異常の早期検知の観点からは、注水量、RPV底部温度、PCV雰囲気温度が有効であるため、保安規定にて、これらの状態の監視を行っている。

ただし、これらの保安規定監視対象計器が何らかの理由により、監視不能になった際においても、事象進展に応じて監視すべきパラメータを事前に把握していることから、早期検知性は若干低下するものの、監視計器の冗長性は十分に維持されていると言える。

最近の監視計器故障の状況から、RPV底部温度計の数が減少傾向にあるが、上述のとおり監視の冗長性は維持されており、1つの監視機能を喪失しただけで、直ちに原子炉の冷却状態を監視できなくなるわけではなく、パラメータを体系的に監視することで、冷却が維持されていることを確認可能である（図6-21）。

なお、PCV水位については、1号機、3号機では圧力計を用いた間接的な連続監視を行っており、トレンド把握が可能な状況である。2号機については、圧力計を用いた連続監視はできていないものの、PCV内部調査時の直接的な水位測定によって、少なくともS/Cへのベント管下端やや上側程度までの水位が確保されていることが確認されており、安定的に水位確保がなされるものと推定される。

今後は、PCV内部調査の結果及び今後の調査計画を踏まえて、PCV内の温度及び水位の確認が可能な計測装置の設置についても検討していく。具体的には、2号機については、PCV滞留水温度、雰囲気温度測定に加えて、水位の確認が可能な計測装置の仕様について現在検討しているところであり、検討終了次第、装置の設計・製作、設置工事等の作業を進め、平成24年内の設置を目指す。1号機については、今年度上半期に実施予定のPCV内部調査に合わせて、PCV内滞留水温度・雰囲気温度測定および水位の確認が可能な計測装置の設置について現在検討しているところである。3号機については、原子炉建屋の雰囲気線量が高く、現状ではPCV内部調査が困難である。このため、環境改善技術の進捗に応じて実施時期を決定していく。

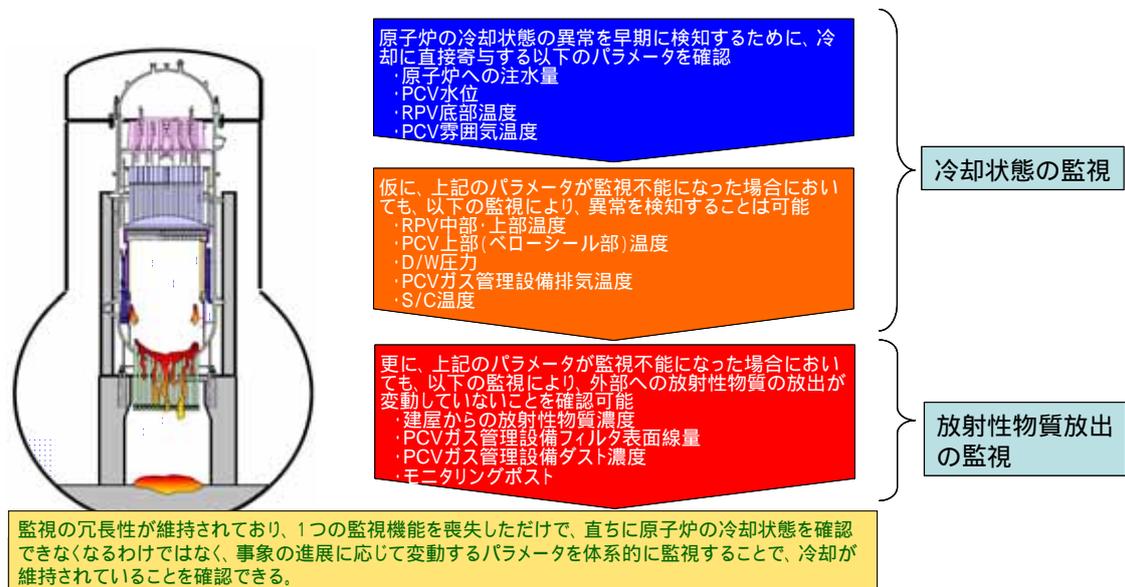


図6-21 プラント冷却状態/放射性物質放出監視の冗長性(イメージ)

### ③ 熱バランスモデルを用いた炉内温度評価

#### i. 目的

②に記載したように、冷却状態の監視計器の冗長性は十分に維持されていると考えられるが、さらに原子炉の冷却状態を間接的に監視する手段として、発熱と除熱等の熱バランス計算によって炉内温度を評価する手法を整備中である。

FDW系/CS系で注水した冷却水は、RPV内の燃料デブリを冷却し、除去した熱量分だけ水の温度が上昇する。その後、RPV内の燃料デブリを冷却した水はPCVへと流れて、PCV内の燃料

デブリを冷却することでさらに温度が上昇する。R P Vへの注水量、注水温度、外気温度条件等が一定であれば、R P V / P C V各部温度も一定の温度で静定する。また、長期的には崩壊熱の減衰により静定温度は低下していく。

以下で述べる熱バランスモデルでは、上記の熱の流れを考慮し、発熱量（崩壊熱量）、注水温度、注水量、温度計指示値等をインプットとして炉内温度を評価するものであり、間接的な冷却状態監視手段の確立を目的として整備を行っているものである。

## ii. P C V熱バランスモデル概要

P C V熱バランスモデルの体系を図6-22に示す。P C V全体を1点模擬し、R P V内とP C V内の燃料デブリの分布や熱の流れを考慮せず、P C V全体として発熱源（燃料デブリ）、放熱、原子炉注水の流出入による定常熱バランスを考える。本モデルはP C V内の局所的な温度分布を評価するものではなく、P C V全体の冷却状態を評価するものである。評価に用いる熱バランスの式を以下に示す。

$$Q_{in} + Q_d - Q_{out1} - Q_{out2} = 0$$

ここで、

- $Q_{in}$  : 原子炉注水によって持ち込まれる熱量
- $Q_d$  : 燃料デブリの崩壊熱量
- $Q_{out1}$  : 原子炉注水の流出によって持ち去られる熱量
- $Q_{out2}$  : P C V壁面から原子炉建屋等に放熱される熱量

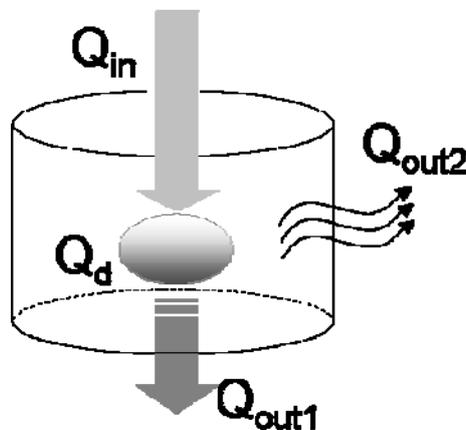


図6-22 P C V熱バランスモデルの体系

iii. P C V熱バランスモデルの構成式及び入力条件

(ア)原子炉注水P C V入口熱量  $Q_{in}$

原子炉注水によって持ち込まれる熱量 $Q_{in}$ は以下の式を用いる。

$$Q_{in} = H_{in}(P_{PCV}, T_{in}) \times W_{in}$$

ここで、

- $H_{in}$  : 原子炉注水P C V入口エンタルピ  
 $P_{PCV}$  : P C V圧力 (大気圧と設定)  
 $T_{in}$  : 原子炉注水温度 (高台炉注水ポンプ吐出側配管表面温度と設定)  
 $W_{in}$  : 原子炉注水流量  
(F D W系注水流量+ C S系注水流量)

(イ)崩壊熱量 $Q_d$

燃料デブリの崩壊熱量 $Q_d$ はOR I G E Nコードによる評価値を用いる。本モデルでは、事故後に放出されたとされる揮発性セシウムの寄与分を差し引いた値を用いている。具体的には、冷却期間1年の燃料の崩壊熱のうちセシウムが寄与する割合は約10%であるが、その約50%のセシウムがP C V外に移行するというM A A P解析結果に基づき、OR I G E Nコードによる崩壊熱評価値の95%が熱の発生に寄与していると仮定している。なお、セシウムと同じく事故後に放出されたとされるヨウ素や希ガスについては、半減期が短く、冷却期間1年においては十分に減衰しているため、崩壊熱への寄与は無視できる。

(ウ)原子炉注水P C V出口熱量 $Q_{out1}$

原子炉注水によって持ち去られる熱量 $Q_{out1}$ は以下の式を用いる。

$$Q_{out1} = H_{out}(P_{PCV}, T_{out}) \times W_{out}$$

ここで、

- $H_{out}$  : 原子炉注水P C V出口エンタルピ  
 $P_{PCV}$  : P C V圧力 (大気圧と設定)  
 $T_{out}$  : 原子炉注水P C V出口温度

本モデルにおけるPCV内温度の評価値とする。

$W_{out}$  : 原子炉注水PCV出口流量（注水のPCVからの流出流量）  
PCV内の保有水量は原子炉注水流量に応じた水位でバランスしていると推測されるため、  
 $W_{out} = W_{in}$ とする。

#### PCV放熱量 $Q_{out2}$

PCV壁面から原子炉建屋等に直接放熱される熱量 $Q_{out2}$ は以下の式を用いる。

$$Q_{out2} = H_{P1} \times A_{P1} \times (T_{PCV} - T_{rb1}) + H_{P2} \times A_{P2} \times (T_{PCV} - T_{rb2})$$

ここで、

$H_{P1}$  : D/W胴部・球部の壁面熱伝達係数  
 $A_{P1}$  : D/W胴部・球部の表面積  
 $H_{P2}$  : D/Wヘッド部の壁面熱伝達係数  
 $A_{P2}$  : D/Wヘッド部の表面積  
 $T_{PCV}$  : D/W空間温度  
(HVH温度計の指示値と設定)  
 $T_{rb1}$  : 原子炉建屋温度  
 $T_{rb2}$  : D/Wヘッド外側温度（1, 3号機：外気温度、2号機：原子炉建屋温度）

上式においては、PCV壁面をD/W胴部・球部とD/Wヘッド部の大きく2領域に分けて放熱量を評価している。D/W胴部・球部はPCV壁面と原子炉建屋コンクリート壁面のギャップが狭いため、コンクリートの伝熱の影響を受けやすい。一方で、ヘッド部は比較的空間があるため、建屋コンクリートは考慮せず、空間部におけるPCV壁面の自然対流熱伝達を考える。 $H_{P1}$ 、 $H_{P2}$ については、D/W壁面からの放熱を一次元の熱伝達と仮定して合成した熱伝達係数である。

$T_{rb2}$ については、1, 3号機は原子炉建屋上部が損壊していることから外気温度とし、2号機については原子炉建屋が健全であるこ

とから原子炉建屋温度とする。

(オ) その他

(a) 気相部のガス封入／排気による除熱効果

窒素封入、ガス管理設備による抽気、PCV気相部破損箇所からのリーク等に伴う気相の除熱量は、崩壊熱に対して小さいと考えられるため、本モデルでは考慮していない。なお、気相部の除熱効果を熱バランスモデル上考慮しないことは、除熱が不足する側、即ち炉内温度を高く評価する側であり、温度監視の観点からは保守的である。

(b) PCV床面に落下した燃料デブリの床面コンクリートへの放熱効果

コンクリートは熱伝達率が低いことから、床面コンクリートへの放熱量は崩壊熱に対して小さいと考えられるため、本モデルでは考慮していない。なお、床面コンクリートへの放熱効果を熱バランスモデル上考慮しないことは、除熱が不足する側、即ち炉内温度を高く評価する側であり、温度監視の観点からは保守的である。

(c) 圧力抑制室（S/C）の取り扱い

本モデルはPCV全体の冷却状態を間接的に監視することを目的としている。熱源である燃料デブリは、RPV底部またはPCV底部にあると推定されているため、本モデル体系のバウンダリはD/Wまでとしており、S/Cはモデルの体系に含めていない。S/Cに流入する熱量は、本モデル $Q_{out1}$ によってPCVからS/Cに移行するものと考慮されており、また、熱伝導等によるPCVからS/Cへの熱の流出入量は小さいため無視できると考えられる。

iv. PCV熱バランスモデルの評価結果

(ア) 2号機の評価結果

PCV熱バランスモデルによる平成24年3月26日時点の2号機の熱バランスを図6-23に示す。除熱における $Q_{out1}$ と $Q_{out2}$ の比率は、 $Q_{out1}$ が大半をしめており、PCV放熱量 $Q_{out2}$ の寄与は小さい結果となっている。

2号機の温度評価結果を図6-24に示す。温度評価では、熱バランスの式の $T_{out}$ を評価値として示している。注水量変更に伴う

PCV内の温度変化傾向を概ねよく再現しているおり、また、3月中旬からの注水温度上昇に伴う温度上昇傾向も概ねよく再現している。絶対値についても、PCV内部調査時の温度測定結果と比べると、概ね良く一致している。また、HVH温度（測定値）と炉内温度（評価値）との差は10℃程度となっている。

#### (イ) 1・3号機の評価結果

2号機と同様に、1・3号機について評価した結果を図6-25～図6-28に示す。熱バランスは2号機と同じく除熱における $Q_{out1}$ と $Q_{out2}$ の比率は、 $Q_{out1}$ が大半をしめており、PCV放熱量 $Q_{out2}$ の寄与は小さい結果となっている。

温度評価結果について、2号機同様、3月中旬からの注水温度上昇に伴う温度上昇傾向は概ねよく再現している。また、3号機については注水量変更に伴うPCV内の温度変化の傾向を概ねよく再現している。HVH温度（測定値）と炉内温度（評価値）との差は1号機で20～30℃程度、3号機で10℃程度となっている。

#### (ウ) 評価結果に関する考察

PCV熱バランスモデルでは、各号機の全体的な温度トレンド傾向は概ね再現している。

2号機は、PCV内部調査時の測定温度と良く一致していることから、絶対値についても概ね再現されているものと考えられる。

1・3号機については、検証に利用可能な実機データがまだ無いことから、絶対値についての評価ができないものの、全体的な温度トレンド傾向は概ね再現できており、全体的な冷却状態の確認は可能であると考えられる。

1号機についてHVH温度（測定値）と炉内温度（評価値）の温度差（20～30℃程度）が2・3号機（10℃程度）と比較して大きい結果となっている。これについては、モデルを検証可能な実機データがないため、要因を特定するに至っていないが、以下のような可能性を検討しているところである。

- ・ 気相部の除熱効果、燃料デブリの床面コンクリートへの放熱効果の不確かさ
- ・ PCV壁面からの放熱量 $Q_{out2}$ の不確かさ
- ・ 温度計指示値の不確かさ

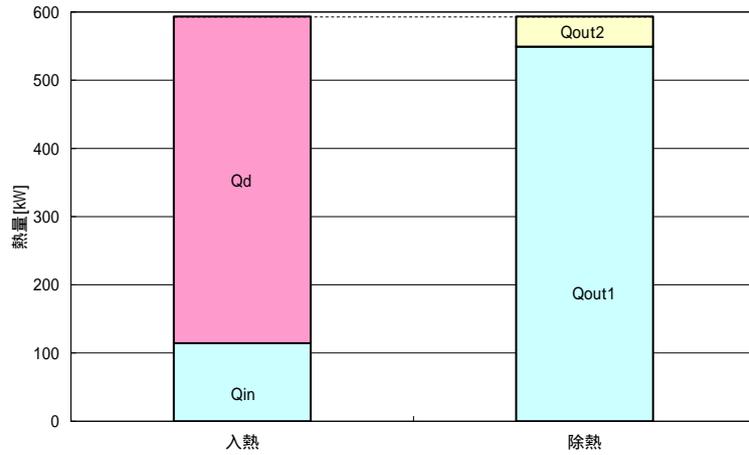


図 6-23 2号機熱バランス (平成24年3月26日時点)

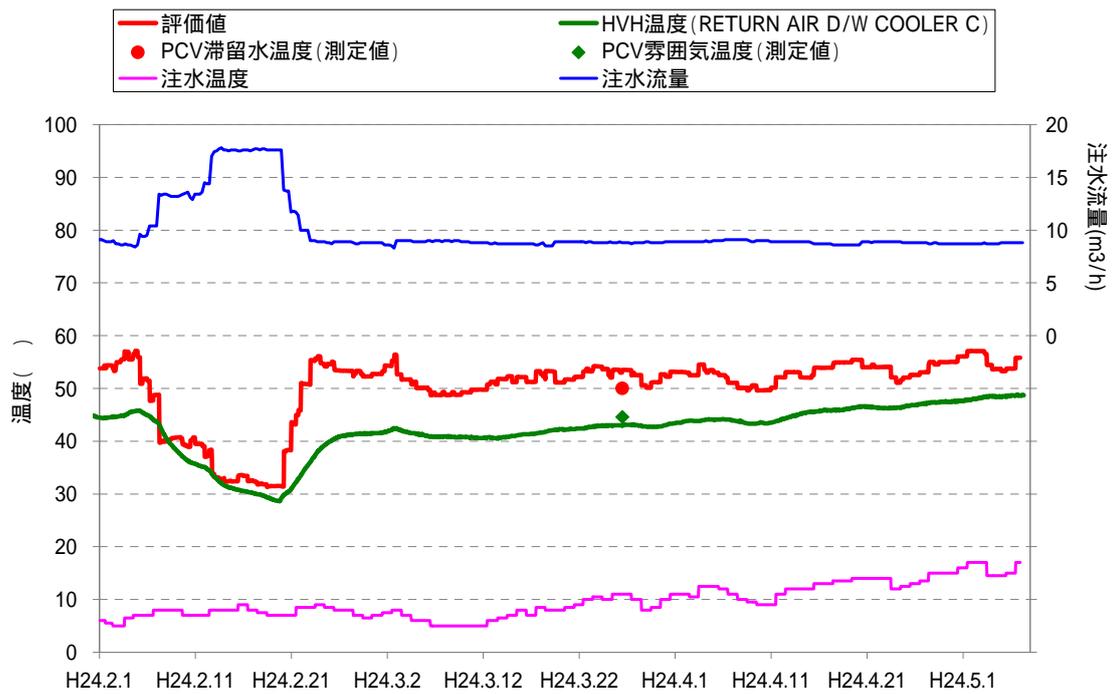


図 6-24 2号機温度評価結果

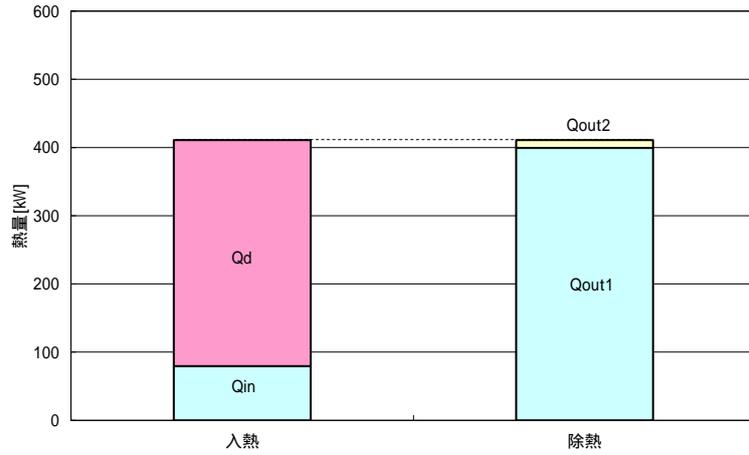


図 6-25 1号機熱バランス (平成24年3月26日時点)

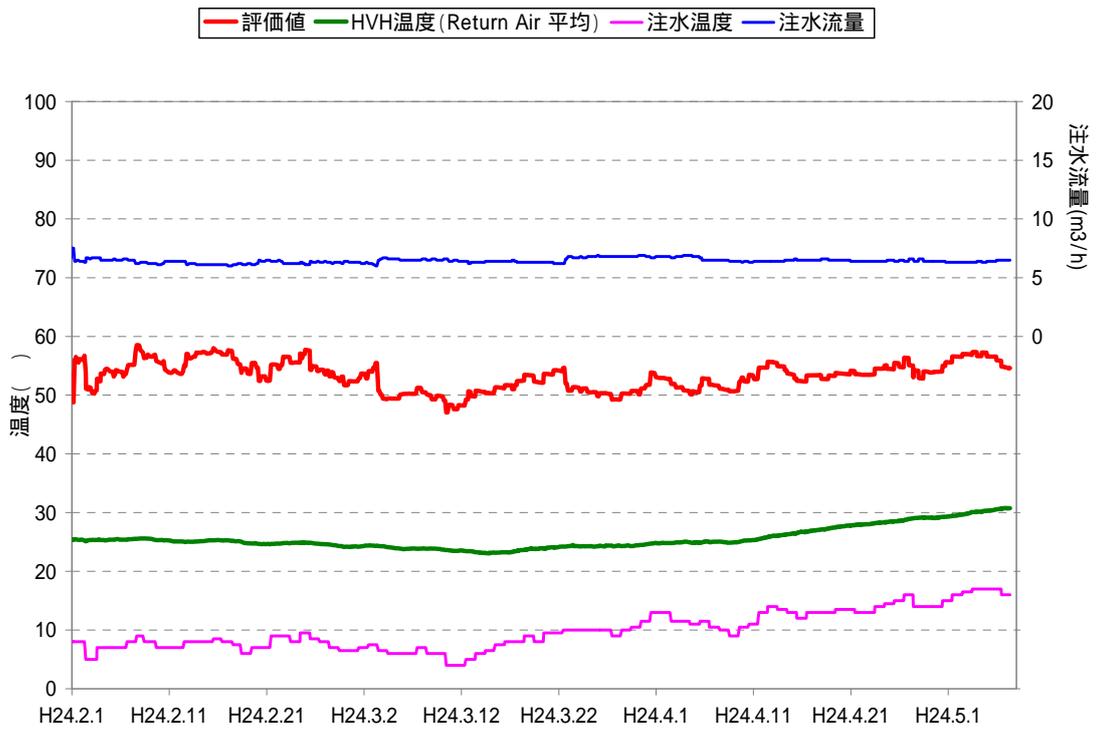


図 6-26 1号機温度評価結果

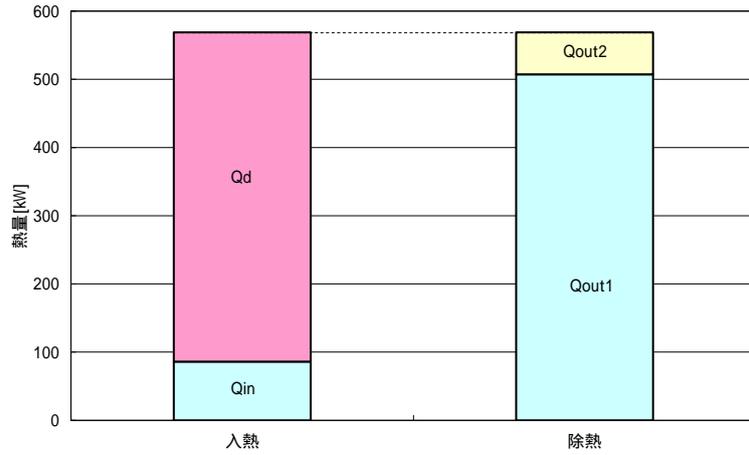


図 6 - 2 7 3号機熱バランス (平成24年3月26日時点)

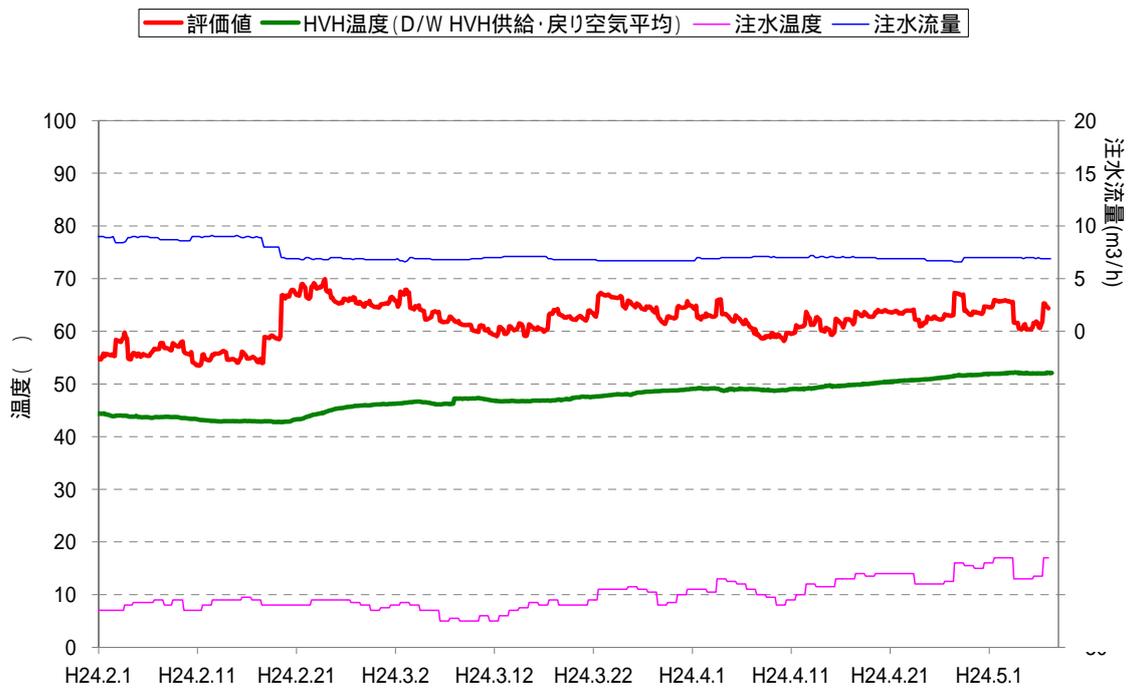


図 6 - 2 8 3号機温度評価結果

v. RPV・PCV熱バランスモデル

(ア)概要

本モデルの体系を図6-29に示す。RPV、PCV全体をそれぞれ1点模擬し、RPVとPCV内の燃料デブリ存在比によって、RPV・PCVそれぞれの発熱源（燃料デブリ）、放熱、原子炉注水の流出入による定常熱バランスを連立で考える。評価に用いる熱バランスの式を以下に示す。

$$\begin{array}{rcl}
 \text{RPV} & : & Q_{in1\_R} + Q_{d\_R} \\
 & & - Q_{out1\_R} - Q_{out2\_R} = 0 \\
 \text{PCV} & : & Q_{out1\_R} + Q_{in2\_R} + Q_{d\_P} + Q_{out2\_R} \\
 & & - Q_{out1\_P} - Q_{out2\_P} = 0
 \end{array}$$

ただし、

$$\begin{array}{rcl}
 Q_{in} & = & Q_{in1\_R} + Q_{in2\_R} \\
 Q_d & = & Q_{d\_R} + Q_{d\_P}
 \end{array}$$

ここで、各項添字のR、PはそれぞれRPV、PCVを意味するもので、それ以外の記号の意味はPCV熱バランスモデルと同様である。Q<sub>in2\_R</sub>は原子炉再循環ポンプメカシール部などの漏洩等の可能性を考慮して、燃料デブリの冷却に寄与しない注水を示す。

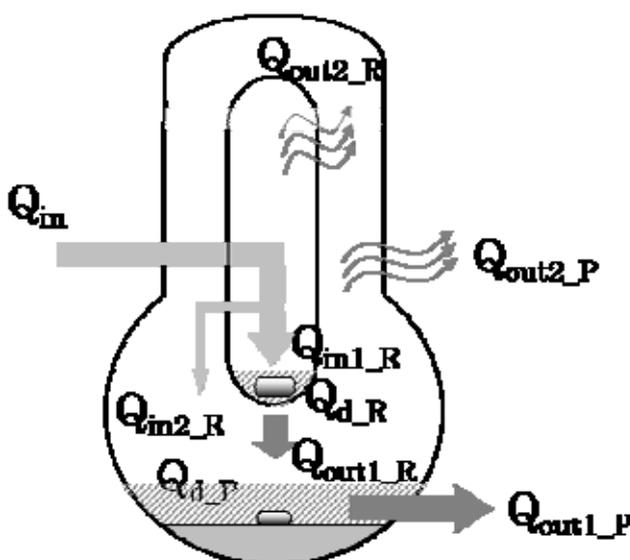


図6-29 RPV熱バランスモデルの体系

(イ)課題

現在、上述のRPV・PCV熱バランスモデルを構築中であるが、①RPV・PCVの燃料デブリ存在比、②原子炉注水量のうちRPV冷却に寄与する割合、について既存の知見では不確定性が高いことが、モデル構築上の課題となっている。

今後は、炉内調査技術の研究開発等による、炉内状況についての知見拡充等により、本モデルの開発を進めていく。

vi. まとめ

今回、構築したPCV熱バランスモデルは、PCVを一点で模擬しているため、PCV内の局所的な温度分布の評価はできないものの、2号機でのPCV内部調査結果等との比較から、PCV全体の温度傾向を概ね良く再現できており、PCV内の全体的な冷却状況の把握のためには利用可能であると考えられる。今後は、実機データとの比較等により、引き続きモデルの整備を行っていく予定である。(表6-15)

RPV・PCV熱バランスモデルについては、既存の知見では容易に解決しない課題が残っており、今後は、炉内調査技術の研究開発等による、炉内状況についての知見拡充等により、本モデルの開発を進めていく。

表6-15 PCV熱バランスモデル整備工程

項目	平成24年度		平成25年度以降
	上期	下期	
モデルの概要検討・構築	<input type="checkbox"/>		
実機データとの比較等に基づく検証* (必要に応じてモデルの改良)	<input type="checkbox"/>		

\* PCV内部調査等による実機データ採取状況によって工程が変更となる可能性がある。

選定基準	計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称
① 原子炉圧力容器および原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視 【保安規定：138条】 ② 未臨界状態の監視 【保安規定：143条】	原子炉圧力容器底部温度計	1号機	TE-263-69G2	VESSEL DOWNCOMER
			TE-263-69G3	VESSEL DOWNCOMER
			TE-263-69H1	原子炉SKIRT JOINT上部
			TE-263-69H3	原子炉SKIRT JOINT上部
			TE-263-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD
			TE-263-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD
		2号機	TE-2-3-69H2	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
			TE-2-3-69H3	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
			TE-2-3-69F1	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
			TE-2-3-69F2	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
		3号機	TE-2-3-69H1	R P V底部ヘッド上部温度
			TE-2-3-69H2	R P V底部ヘッド上部温度
			TE-2-3-69H3	R P V底部ヘッド上部温度
			TE-2-3-69F1	スカートジャンクション上部温度
			TE-2-3-69F2	スカートジャンクション上部温度
			TE-2-3-69F3	スカートジャンクション上部温度
			TE-2-3-69L1	R P V下部ヘッド温度
		① 原子炉圧力容器および原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視 【保安規定：138条】	原子炉格納容器内温度計	1号機
TE-1625G	HVH-12B SUPPLY AIR			
TE-1625H	HVH-12C SUPPLY AIR			
TE-1625J	HVH-12D SUPPLY AIR			
TE-1625K	HVH-12E SUPPLY AIR			
TE-1625A	HVH-12A RETURN AIR			
TE-1625B	HVH-12B RETURN AIR			
TE-1625C	HVH-12C RETURN AIR			
TE-1625D	HVH-12D RETURN AIR			
TE-1625E	HVH-12E RETURN AIR			
2号機	TE-16-114A			RETURN AIR DRYWELL COOLER
	TE-16-114B			RETURN AIR DRYWELL COOLER
	TE-16-114C			RETURN AIR DRYWELL COOLER
	TE-16-114D			RETURN AIR DRYWELL COOLER
	TE-16-114E			RETURN AIR DRYWELL COOLER
	TE-16-114F#1			SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16A
	TE-16-114G#1			SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16B
	TE-16-114H#1			SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16C
3号機	TE-16-114J#1			SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16D
	TE-16-114K#1			SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16E
	TE-16-114F#1			格納容器空調機供給空気温度
	TE-16-114G#1			格納容器空調機供給空気温度
	TE-16-114H#1			格納容器空調機供給空気温度
	TE-16-114J#2			格納容器空調機供給空気温度
	TE-16-114K#1			格納容器空調機供給空気温度
	TE-16-114A			格納容器空調機戻り空気温度
	TE-16-114B			格納容器空調機戻り空気温度
TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度			
TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度			
TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度			

選定基準	計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	
① 原子炉圧力容器および原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視 【保安規定：138条】	原子炉注水流量計	1号機	FI-X01-104	高台炉注水ポンプFDW (A) 系 注水ライン流量計	
			FI-X01-105	高台炉注水ポンプFDW (B) 系/CS系 注水ライン流量計	
			FI-X02-101A	タービン建屋内炉注水ポンプ(A) 吐出流量計	
			FI-X02-101B	タービン建屋内炉注水ポンプ(B) 吐出流量計	
		2号機	FI-X01-107	高台炉注水ポンプFDW系 注水ライン流量計	
			FI-X01-106	高台炉注水ポンプCS/LPCI系 注水ライン流量計	
			FI-X02-201	タービン建屋内炉注水ポンプ 吸込ライン流量計	
		3号機	FI-X01-109	高台炉注水ポンプFDW系 注水ライン流量計	
			FI-X01-108	高台炉注水ポンプCS/LPCI系 注水ライン流量計	
			FI-X02-202	タービン建屋内炉注水ポンプ 吸込ライン流量計	
② 未臨界状態の監視 【保安規定：143条】	モニタリングポスト	1～3号機 (共通)	MP-1～8 -	モニタリングポスト 可搬型モニタリングポスト (3台)	
	短半減期核種の放射能濃度計 (希ガスモニタ)	1号機	D11-RE-020A	核種分析装置 (A)	
			D11-RE-020B	核種分析装置 (B)	
		2号機	D11-RE-090A	核種分析装置 (A)	
			D11-RE-090B	核種分析装置 (B)	
		3号機	D11-RE-091A	核種分析装置 (A)	
			D11-RE-091B	核種分析装置 (B)	
	③ 原子炉格納容器内の不活性雰囲気 の監視 【保安規定：144条】	窒素封入圧力計	1号機	PI-PSA-1U-4	PSA窒素発生装置建屋入口側N2注入圧力計
			2号機	PI-PSA-2U-2	PSA窒素発生装置N2注入圧力計 (2)
			3号機	PI-PSA-3U-2	PSA窒素発生装置N2注入圧力計 (2)
窒素濃度計		1～3号機	-	窒素ガス本体付属酸素濃度計	
原子炉格納容器圧力計		1号機	PI-PSA-1U-3	PSA窒素発生装置格納容器N2注入圧力計	
			PI-PSA-1U-5	PSA窒素発生装置R P V N2注入圧力計	
		2号機	PI-PSA-2U-4	PSA窒素発生装置格納容器N2注入圧力計	
			PI-PSA-2U-3	PSA窒素発生装置R P V N2注入圧力計	
		3号機	PI-PSA-3U-4	PSA窒素発生装置格納容器N2注入圧力計	
			PI-PSA-3U-3	PSA窒素発生装置R P V N2注入圧力計	
窒素封入流量計		1号機	FI-PSA-1U-2	PSA窒素発生装置格納容器N2注入流量計	
			FI-PSA-1U-3	PSA窒素発生装置R P V N2注入流量計	
		2号機	FI-PSA-2U-3	PSA窒素発生装置格納容器N2注入流量計	
			FI-PSA-2U-2	PSA窒素発生装置R P V N2注入流量計	
	3号機	FI-PSA-3U-3	PSA窒素発生装置格納容器N2注入流量計		
		FI-PSA-3U-2	PSA窒素発生装置R P V N2注入流量計		
共通的な計装機器	監視装置他	1号機	-	デジタルレコーダ	
			-	WEBカメラ	
			-	通信設備 (LANケーブル, フロアスイッチ)	
		2号機	-	デジタルレコーダ	
			-	WEBカメラ	
			-	通信設備 (LANケーブル, フロアスイッチ)	
		3号機	-	デジタルレコーダ	
			-	WEBカメラ	
			-	通信設備 (LANケーブル, フロアスイッチ)	
		1～3号機	-	-	免震棟遠隔監視装置

選定基準	計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称
① 原子炉圧力容器および原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視(補助的計装機器)	原子炉圧力容器圧力計	1号機	-	原子炉圧力容器圧力(追設)(L側)
			-	原子炉圧力容器圧力(追設)(H側)
			PT-263-53A	原子炉圧力容器圧力
			PT-263-53B	原子炉圧力容器圧力
		2号機	-	原子炉圧力容器圧力(追設)(L側)
			-	原子炉圧力容器圧力(追設)(H側)
			PT-2-3-249A	原子炉圧力容器圧力
			PT-2-3-250B	原子炉圧力容器圧力
			PT-2-3-251A	原子炉圧力容器圧力
			PT-2-3-251D	原子炉圧力容器圧力
			PT-2-3-252C	原子炉圧力容器圧力
		3号機	PT-2-3-252D	原子炉圧力容器圧力
			PT-2-3-249B	原子炉圧力容器圧力
			PT-2-3-251A	原子炉圧力容器圧力
			PT-2-3-252C	原子炉圧力容器圧力
	PT-2-3-252D		原子炉圧力容器圧力	
	原子炉格納容器圧力計	1号機	PT-1601-69	原子炉格納容器圧力
			PT-1601-68	原子炉格納容器圧力
			PT-1620B	原子炉格納容器圧力
			PT-1621D	原子炉格納容器圧力
			PT-87-1	原子炉格納容器圧力
		2号機	PT-1632C	原子炉格納容器圧力
			PT-5-52A	原子炉格納容器圧力
			PT-5-52B	原子炉格納容器圧力
			PT-5-52C	原子炉格納容器圧力
			PT-5-52D	原子炉格納容器圧力
		3号機	PT-16-171	原子炉格納容器圧力
			PT-5-52A	原子炉格納容器圧力
			PT-5-52B	原子炉格納容器圧力
			PT-5-52D	原子炉格納容器圧力
			PT-10-220B	原子炉格納容器圧力
	原子炉圧力容器水位計	1号機	PT-16-102	原子炉格納容器圧力
			LT-263-121A	原子炉水位(燃料域)
			LT-263-121B	原子炉水位(燃料域)
		2号機	-	原子炉水位(追設)
			LT-2-3-73A	原子炉水位(燃料域)
			LT-2-3-73B	原子炉水位(燃料域)
		3号機	-	原子炉水位(追設)
			LT-2-3-73A	原子炉水位(燃料域)
			LT-2-3-73B	原子炉水位(燃料域)
	原子炉格納容器水位計	1号機	-	(【N2封入圧力】 - 【原子炉格納容器圧力：PT-1601-69】)
		2号機	-	(【RHRポンプ(A)吐出圧力：PT-10-222A】 - 【原子炉格納容器圧力：PT-5-52A】)
			-	(【RHRポンプ(C)吐出圧力：PT-10-222C】 - 【原子炉格納容器圧力：PT-5-52A】)
			-	(【RHRポンプ(D)吐出圧力：PT-10-222D】 - 【原子炉格納容器圧力：PT-5-52A】)
		3号機	-	(【圧力抑制室N2圧力：PT-16-111】 - 【原子炉格納容器圧力：PT-5-52A】)
		原子炉格納容器ガス管理設備 気体状放射性物質濃度計(ダストモニタ)	1号機	D11-RE-001A
	D11-RE-001B			ダスト放射線モニタ(B)
	2号機		D11-RE-082A	ダスト放射線モニタ(A)
			D11-RE-082B	ダスト放射線モニタ(B)
	3号機		D11-RE-083A	ダスト放射線モニタ(A)
D11-RE-083B			ダスト放射線モニタ(B)	

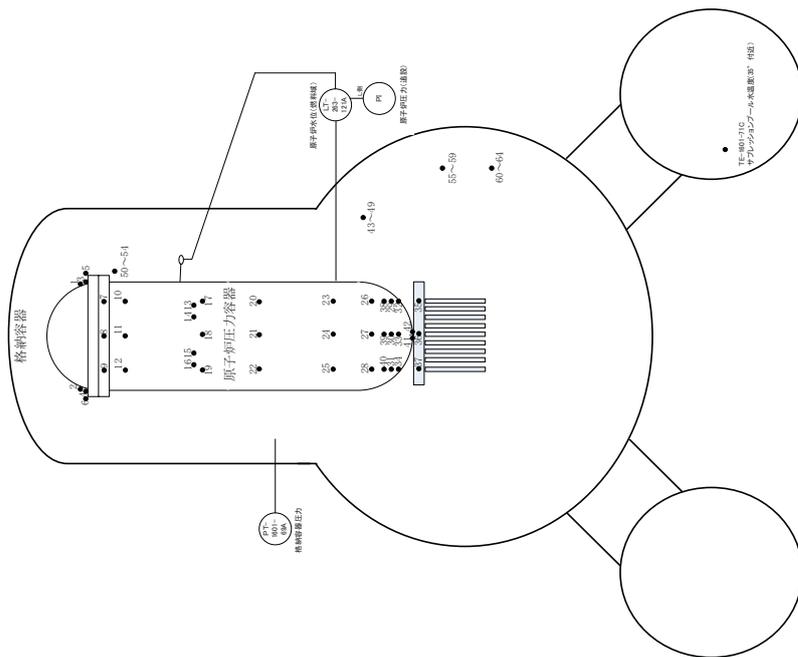
選定基準	計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称
① 原子炉圧力容器および原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視(補助的計装機器)	原子炉格納容器ガス管理設備 排気温度計	1号機	X62-TE-002	格納容器出口温度
		2号機	U41-TE-001	PCV排気温度
		3号機	U41-TE-001	PCV排気温度
	原子炉格納容器ガス管理設備 フィルタユニット 表面放射線量計	1号機	X62-RE-007A1	粒子除去フィルタ (A1) 放射線モニタ
			X62-RE-007A2	粒子除去フィルタ (A2) 放射線モニタ
			X62-RE-007B1	粒子除去フィルタ (B1) 放射線モニタ
			X62-RE-007B2	粒子除去フィルタ (B2) 放射線モニタ
		2号機	U41-RI-008	交換型フィルタユニット (A, B)線量
	3号機	U41-RI-008	交換型フィルタユニット (A, B)線量	
	原子炉建屋カバー ダスト濃度計	1号機	X22-RE-001A	R/B空調排気ダクト (フィルタ出口側)
			X22-RE-001B	R/B空調排気ダクト (フィルタ出口側)
			X22-RE-001C	R/B空調排気ダクト (フィルタ入口側)
	原子炉圧力容器上部各温度計	1号機	TE-263-66A1	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
			TE-263-66B1	VESSEL HEAD FLANGE
			TE-263-67A1	VESSEL STUD
			TE-263-69A1	原子炉フランジ
			TE-263-69A3	原子炉フランジ
			TE-263-69B1	原子炉蒸気
			TE-263-69B2	原子炉蒸気
			TE-263-69D1	N-4 BノズルEND
			TE-263-69D2	N-4 BノズルEND INBOARD
			TE-263-69E1	N-4 CノズルEND
			TE-263-69E2	N-4 CノズルEND INBOARD
			TE-263-69C1	VESSEL BELOW WATER LEVEL
			TE-263-69F1	VESSEL CORE
			TE-263-69F3	VESSEL CORE
		2号機	TE-2-3-66A2	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
			TE-2-3-66B1	VESSEL HEAD FLANGE
			TE-2-3-66B2	VESSEL HEAD FLANGE
			TE-2-3-67A1	VESSEL STUD
			TE-2-3-67A2	VESSEL STUD
			TE-2-3-69A1	VESSEL FLANGE
			TE-2-3-69A2	VESSEL FLANGE
TE-2-3-69A3			VESSEL FLANGE	
TE-2-3-69B1			VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	
TE-2-3-69B2			VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	
TE-2-3-69B3			VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	
TE-2-3-69D1			FEEDWATER NOZZLE N4B END	
TE-2-3-69D2			FEEDWATER NOZZLE N4B INBOARD	
TE-2-3-69E1	FEEDWATER NOZZLE N4D END			
TE-2-3-69E2	FEEDWATER NOZZLE N4D INBOARD			
TE-2-3-69J1	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE			
TE-2-3-69J2	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE			
TE-2-3-69J3	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE			

選定基準	計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称
① 原子炉圧力容器および原子炉格納容器の燃料の冷却状態の確認(補助的計装機器)	原子炉圧力容器上部各温度計	3号機	TE-2-3-66A1	R P V 上蓋フランジ周辺温度
			TE-2-3-66A2	R P V 上蓋フランジ周辺温度
			TE-2-3-66B1	R P V 上蓋フランジ温度
			TE-2-3-66B2	R P V 上蓋フランジ温度
			TE-2-3-67A1	R P V スタットボルト温度
			TE-2-3-67A2	R P V スタットボルト温度
			TE-2-3-69A1	R P V フランジ温度
			TE-2-3-69A2	R P V フランジ温度
			TE-2-3-69A3	R P V フランジ温度
			TE-2-3-69B1	R P V フランジ周辺温度
			TE-2-3-69B2	R P V フランジ周辺温度
			TE-2-3-69B3	R P V フランジ周辺温度
			TE-2-3-69D1	R P V 給水ノズル N 4 B 温度
			TE-2-3-69D2	R P V 給水ノズル N 4 B 温度
			TE-2-3-69E1	R P V 給水ノズル N 4 D 温度
			TE-2-3-69E2	R P V 給水ノズル N 4 D 温度
			TE-2-3-69J1	R P V 給水ノズル下部温度
			TE-2-3-69J2	R P V 給水ノズル下部温度
	TE-2-3-69J3	R P V 給水ノズル下部温度		
	原子炉格納容器上部(ベローシール)温度計	1号機	TE-1625L	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-1625M	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-1625N	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-1625P	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-1625R	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
		2号機	TE-16-114L#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-16-114L#2	RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-16-114M#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-16-114M#2	RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-16-114N#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-16-114N#2	RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-16-114P#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-16-114P#2	RPV BELLOWS SEAL AREA
		3号機	TE-16-114R#1	RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-16-114R#2	RPV BELLOWS SEAL AREA
			TE-16-114L#1	原子炉ベローシール部温度
			TE-16-114L#2	原子炉ベローシール部温度
			TE-16-114M#1	原子炉ベローシール部温度
			TE-16-114M#2	原子炉ベローシール部温度
			TE-16-114N#1	原子炉ベローシール部温度
			TE-16-114N#2	原子炉ベローシール部温度
	圧力抑制室プール水温度計	1号機	TE-1601-71C	サブプレッションプール水温度 (35° 付近)
			TE-1601-71D	サブプレッションプール水温度 (35° 付近)
			TE-1601-72C	サブプレッションプール水温度 (145° 付近)
TE-1601-72D			サブプレッションプール水温度 (145° 付近)	
TE-1601-73C			サブプレッションプール水温度 (235° 付近)	
TE-1601-73D			サブプレッションプール水温度 (235° 付近)	
TE-1601-74C			サブプレッションプール水温度 (325° 付近)	
TE-1601-74D			サブプレッションプール水温度 (325° 付近)	

選定基準	計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称
① 原子炉圧力容器および原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視(補助的計装機器)	圧力抑制室プール水温度計	2号機	TE-16-700A	サブレーションプール水温度 (31° 付近)
			TE-16-700B	サブレーションプール水温度 (31° 付近)
			TE-16-701A	サブレーションプール水温度 (76° 付近)
			TE-16-701B	サブレーションプール水温度 (76° 付近)
			TE-16-702A	サブレーションプール水温度 (121° 付近)
			TE-16-702B	サブレーションプール水温度 (121° 付近)
			TE-16-703A	サブレーションプール水温度 (166° 付近)
			TE-16-703B	サブレーションプール水温度 (166° 付近)
			TE-16-704A	サブレーションプール水温度 (211° 付近)
			TE-16-704B	サブレーションプール水温度 (211° 付近)
			TE-16-705A	サブレーションプール水温度 (256° 付近)
			TE-16-705B	サブレーションプール水温度 (256° 付近)
			TE-16-706A	サブレーションプール水温度 (301° 付近)
			TE-16-706B	サブレーションプール水温度 (301° 付近)
			TE-16-707A	サブレーションプール水温度 (346° 付近)
			TE-16-707B	サブレーションプール水温度 (346° 付近)
			TΣ-16-718A	サブレーションプール水温度 (平均)
			TΣ-16-718B	サブレーションプール水温度 (平均)
		3号機	TE-16-700A	サブレーションプール水温度 (31° 付近)
			TE-16-700B	サブレーションプール水温度 (31° 付近)
			TE-16-701A	サブレーションプール水温度 (76° 付近)
			TE-16-701B	サブレーションプール水温度 (76° 付近)
			TE-16-702A	サブレーションプール水温度 (121° 付近)
			TE-16-702B	サブレーションプール水温度 (121° 付近)
			TE-16-703A	サブレーションプール水温度 (166° 付近)
			TE-16-703B	サブレーションプール水温度 (166° 付近)
			TE-16-704A	サブレーションプール水温度 (211° 付近)
			TE-16-704B	サブレーションプール水温度 (211° 付近)
			TE-16-705A	サブレーションプール水温度 (256° 付近)
			TE-16-705B	サブレーションプール水温度 (256° 付近)
			TE-16-706A	サブレーションプール水温度 (301° 付近)
			TE-16-706B	サブレーションプール水温度 (301° 付近)
			TE-16-707A	サブレーションプール水温度 (346° 付近)
			TE-16-707B	サブレーションプール水温度 (346° 付近)
TΣ-16-718A	サブレーションプール水温度 (平均)			
TΣ-16-718B	サブレーションプール水温度 (平均)			
① 原子炉圧力容器および原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視(温度分布確認計装機器)	原子炉圧力容器下部温度計	1号機	TE-263-69K1	VESSEL SKIRT NEAR JOINT
			TE-263-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
			TE-263-69N1	CRDハウジング上端
			TE-263-69N3	CRDハウジング上端
			TE-263-69P#1	N-1 2 VESSEL BOTTOM
			TE-263-69P#2	N-1 2 VESSEL BOTTOM
		2号機	TE-2-3-69H1	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
			TE-2-3-69F3	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
			TE-2-3-69K1	SUPPORT SKIRT TOP
			TE-2-3-69K2	SUPPORT SKIRT TOP
			TE-2-3-69K3	SUPPORT SKIRT TOP
			TE-2-3-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD
			TE-2-3-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
			TE-2-3-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
			TE-2-3-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
			TE-2-3-69N1	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
			TE-2-3-69N2	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
			TE-2-3-69P1	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING
			TE-2-3-69P3	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING
			TE-2-106	VESSEL BOTTOM DRAIN

選定基準	計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	
① 原子炉圧力容器および原子炉格納容器の燃料の冷却状態の監視 (温度分布確認計装機器)	原子炉圧力容器下部温度計	3号機	TE-2-3-69K1	R P Vスカート上部温度	
			TE-2-3-69K2	R P Vスカート上部温度	
			TE-2-3-69K3	R P Vスカート上部温度	
			TE-2-3-69M1	R P V支持スカートフランジ温度	
			TE-2-3-69M2	R P V支持スカートフランジ温度	
			TE-2-3-69M3	R P V支持スカートフランジ温度	
			TE-2-3-69N1	C R Dハウジング頂部温度	
			TE-2-3-69N2	C R Dハウジング頂部温度	
			TE-2-3-69N3	C R Dハウジング頂部温度	
			TE-2-3-69P1	C R Dハウジング底部温度	
			TE-2-3-69P2	C R Dハウジング底部温度	
			TE-2-3-69P3	C R Dハウジング底部温度	
			TE-2-106#1	R P Vドレン温度	
			TE-2-106#2	R P Vドレン温度	
	安全弁漏洩検出／逃し弁出口他温度計	1号機		TE-261-13A	安全弁-4 A
				TE-261-13B	安全弁-4 B
				TE-261-13C	安全弁-4 C
				TE-261-14A	R V-2 0 3-3 A (ブローダウンバルブ)
				TE-261-14B	R V-2 0 3-3 B (ブローダウンバルブ)
				TE-261-14C	R V-2 0 3-3 C (ブローダウンバルブ)
		2号機		TE-2-112A	SAFETY VALVES RV 2-70A
				TE-2-112B	SAFETY VALVES RV 2-70B
				TE-2-112C	SAFETY VALVES RV 2-70C
				TE-2-113A	Blowdown Valves A
				TE-2-113B	Blowdown Valves B
				TE-2-113C	Blowdown Valves C
				TE-2-113D	Blowdown Valves D
				TE-2-113E	Blowdown Valves E
				TE-2-113F	Blowdown Valves F
				TE-2-113G	Blowdown Valves G
				TE-2-113H	Blowdown Valves H
		3号機		TE-16-114F#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16A
				TE-16-114G#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16B
TE-16-114H#2				SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16C	
TE-16-114J#2				SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16D	
TE-16-114K#2				SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16E	
TE-2-112A				安全弁漏洩検出	
TE-2-112B				安全弁漏洩検出	
TE-2-112C				安全弁漏洩検出	
TE-2-113A				逃し安全弁 A出口温度	
TE-2-113B				逃し安全弁 B出口温度	
TE-2-113C	逃し安全弁 C出口温度				
TE-2-113D	逃し安全弁 D出口温度				
TE-2-113E	逃し安全弁 E出口温度				
TE-2-113F	逃し安全弁 F出口温度				
TE-2-113G	逃し安全弁 G出口温度				
TE-2-113H	逃し安全弁 H出口温度				
TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度				
TE-16-114G#2	格納容器空調機供給空気温度				
TE-16-114H#2	格納容器空調機供給空気温度				
TE-16-114J#1	格納容器空調機供給空気温度				
TE-16-114K#2	格納容器空調機供給空気温度				
③ 原子炉格納容器内の不活性雰囲気監視 (補助的計装機器)	原子炉格納容器水素濃度計	1号機	H2E-D11-106A	水素分析計 (A)	
			H2E-D11-106B	水素分析計 (B)	
		2号機	A-1	水素分析計 (A)	
			A-2	水素分析計 (B)	
		3号機	A-1	水素分析計 (A)	
			A-2	水素分析計 (B)	

# 1号機 RPV/PCV 温度計他概要図



(RPV/PCV温度計配置情報)

No.	Tag. No.	サービス名称
43	TE-261-13A	安全弁-4A
44	TE-261-13B	安全弁-4B
45	TE-261-13C	安全弁-4C
46	TE-261-14A	RV-203-3A(ブローダウンバルブ)
47	TE-261-14B	RV-203-3B(ブローダウンバルブ)
48	TE-261-14C	RV-203-3C(ブローダウンバルブ)
49	TE-261-14D	RV-203-3D(ブローダウンバルブ)
50	TE-1625L	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
51	TE-1625M	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
52	TE-1625N	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
53	TE-1625P	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
54	TE-1625R	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA
55	TE-1625F	HVH-12A SUPPLY AIR
56	TE-1625G	HVH-12B SUPPLY AIR
57	TE-1625H	HVH-12C SUPPLY AIR
58	TE-1625J	HVH-12D SUPPLY AIR
59	TE-1625K	HVH-12E SUPPLY AIR
60	TE-1625A	HVH-12A RETURN AIR
61	TE-1625B	HVH-12B RETURN AIR
62	TE-1625C	HVH-12C RETURN AIR
63	TE-1625D	HVH-12D RETURN AIR
64	TE-1625E	HVH-12E RETURN AIR

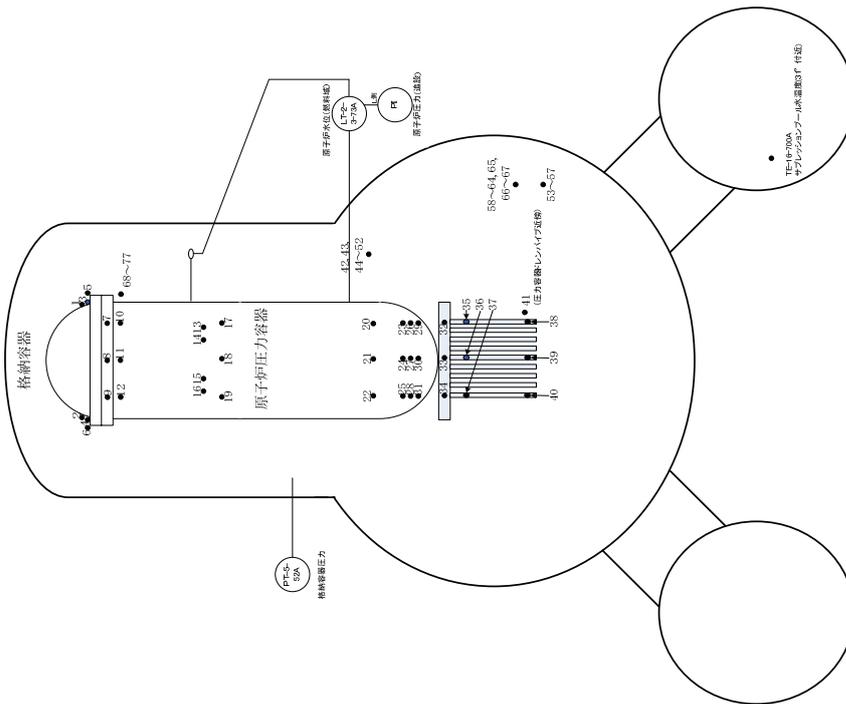
注1) 灰色は評価対象外  
注2) 圧力計、水位計及びサブプレッシャー水温度計については代表計装機器を記載

No.	Tag. No.	サービス名称
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
8	TE-263-69A2	原子炉フランジ
9	TE-263-69A3	原子炉フランジ
10	TE-263-69B1	原子炉蒸気
11	TE-263-69B2	原子炉蒸気
12	TE-263-69B3	原子炉蒸気
13	TE-263-69D1	N-4B ノズル END
14	TE-263-69D2	N-4B ノズル END INBOARD
15	TE-263-69E1	N-4C ノズル END
16	TE-263-69E2	N-4C ノズル END INBOARD
17	TE-263-69C1	VESSEL BELOW WATER LEVEL
18	TE-263-69C2	VESSEL BELOW WATER LEVEL
19	TE-263-69C3	VESSEL BELOW WATER LEVEL
20	TE-263-69F1	VESSEL CORE
21	TE-263-69F2	VESSEL CORE
22	TE-263-69F3	VESSEL CORE
23	TE-263-69G1	VESSEL DOWNCOMER
24	TE-263-69G2	VESSEL DOWNCOMER
25	TE-263-69G3	VESSEL DOWNCOMER
26	TE-263-69H1	原子炉 SKIRT JOINT 上部
27	TE-263-69H2	原子炉 SKIRT JOINT 上部
28	TE-263-69H3	原子炉 SKIRT JOINT 上部
29	TE-263-69K1	VESSEL SKIRT NEAR JOINT
30	TE-263-69K2	VESSEL SKIRT NEAR JOINT
31	TE-263-69K3	VESSEL SKIRT NEAR JOINT
32	TE-263-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD
33	TE-263-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD
34	TE-263-69L3	VESSEL BOTTOM HEAD
35	TE-263-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
36	TE-263-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
37	TE-263-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE
38	TE-263-69N1	CRDハウジング 上端
39	TE-263-69N2	CRDハウジング 上端
40	TE-263-69N3	CRDハウジング 上端
41	TE-263-69P#1	N-12 VESSEL BOTTOM
42	TE-263-69P#2	N-12 VESSEL BOTTOM

# 2号機 RPV/PCV 温度計他概要図

(RPV/PCV温度計配置情報)

No.	Tag. No.	サービス名称	サービス名称
1	TE-2-3-66A1	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
2	TE-2-3-66A2	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE
3	TE-2-3-66B1	VESSEL HEAD FLANGE	VESSEL HEAD FLANGE
4	TE-2-3-66B2	VESSEL HEAD FLANGE	VESSEL HEAD FLANGE
5	TE-2-3-67A1	VESSEL STUD	VESSEL STUD
6	TE-2-3-67A2	VESSEL STUD	VESSEL STUD
7	TE-2-3-69A1	VESSEL FLANGE	VESSEL FLANGE
8	TE-2-3-69A2	VESSEL FLANGE	VESSEL FLANGE
9	TE-2-3-69A3	VESSEL FLANGE	VESSEL FLANGE
10	TE-2-3-69B1	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE
11	TE-2-3-69B2	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE
12	TE-2-3-69B3	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE
13	TE-2-3-69D1	FEEDWATER NOZZLE N4B END	FEEDWATER NOZZLE N4B END
14	TE-2-3-69D2	FEEDWATER NOZZLE N4B INBOARD	FEEDWATER NOZZLE N4B INBOARD
15	TE-2-3-69E1	FEEDWATER NOZZLE N4D END	FEEDWATER NOZZLE N4D END
16	TE-2-3-69E2	FEEDWATER NOZZLE N4D INBOARD	FEEDWATER NOZZLE N4D INBOARD
17	TE-2-3-69J1	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE
18	TE-2-3-69J2	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE
19	TE-2-3-69J3	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE
20	TE-2-3-69H1	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
21	TE-2-3-69H2	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
22	TE-2-3-69H3	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD
23	TE-2-3-69F1	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
24	TE-2-3-69F2	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
25	TE-2-3-69F3	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT
26	TE-2-3-69K1	SUPPORT SKIRT TOP	SUPPORT SKIRT TOP
27	TE-2-3-69K2	SUPPORT SKIRT TOP	SUPPORT SKIRT TOP
28	TE-2-3-69K3	SUPPORT SKIRT TOP	SUPPORT SKIRT TOP
29	TE-2-3-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD	VESSEL BOTTOM HEAD
30	TE-2-3-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD	VESSEL BOTTOM HEAD
31	TE-2-3-69L3	VESSEL BOTTOM HEAD	VESSEL BOTTOM HEAD
32	TE-2-3-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE
33	TE-2-3-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE
34	TE-2-3-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE	SUPPORT SKIRT AT MTG.FLANGE
35	TE-2-3-69N1	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
36	TE-2-3-69N2	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
37	TE-2-3-69N3	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING
38	TE-2-3-69P1	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING
39	TE-2-3-69P2	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING
40	TE-2-3-69P3	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING
41	TE-2-1-106	VESSEL BOTTOM DRAIN	VESSEL BOTTOM DRAIN



注1) 灰色は準備対象外

注2) 圧力計、水位計及びサプレッションプール水温度計については代表計装機器を記載

# 3号機 RPV/PCV 温度計他概要図

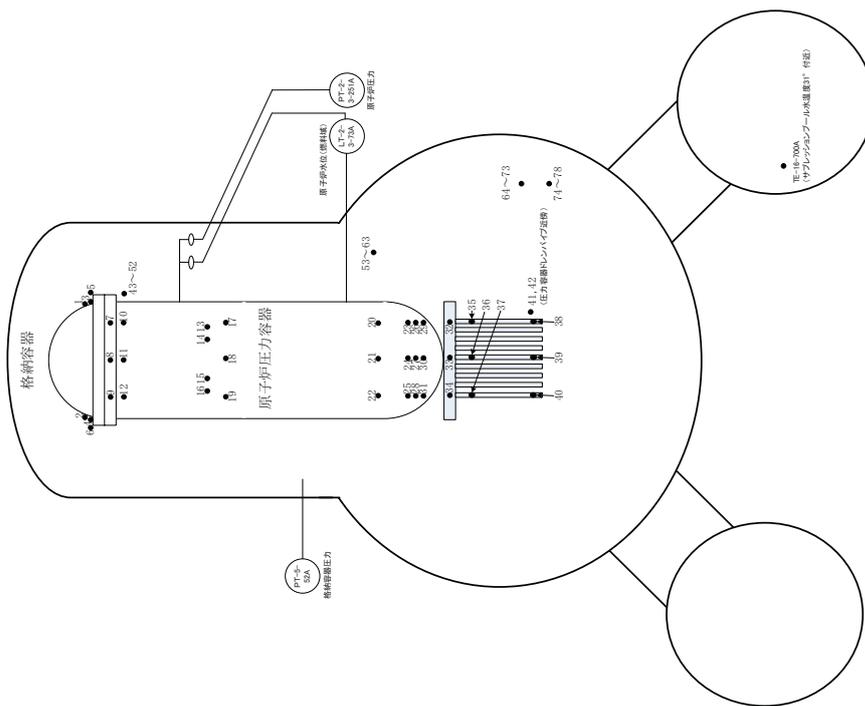
(RPV/PCV温度計配置情報)

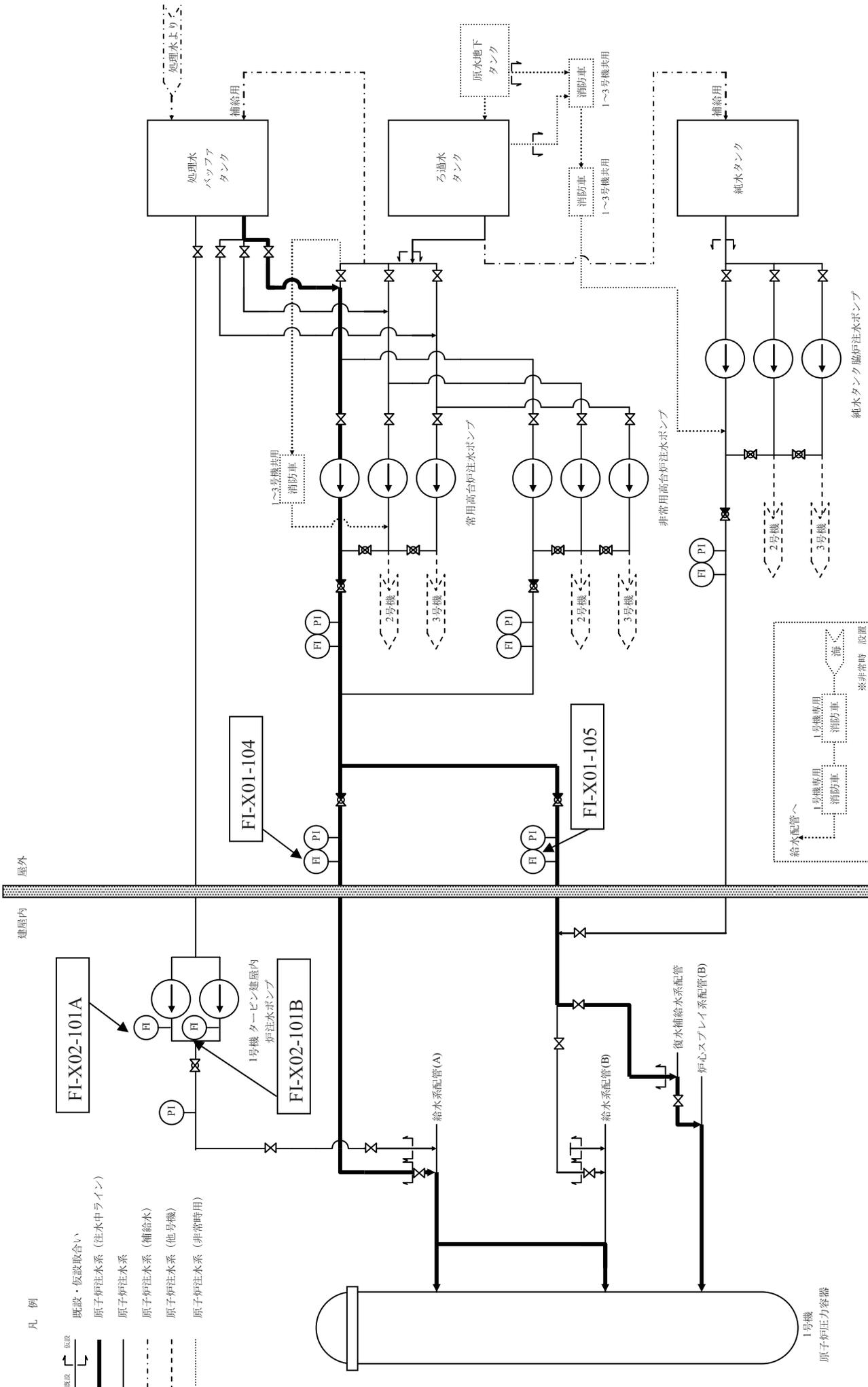
No.	Tag No.	サービス名称
1	TE-2-3-66A1	RPV 上蒸フランジ周辺温度
2	TE-2-3-66A2	RPV 上蒸フランジ周辺温度
3	TE-2-3-66B1	RPV 上蒸フランジ温度
4	TE-2-3-66B2	RPV 上蒸フランジ温度
5	TE-2-3-67A1	RPV スタックボルト温度
6	TE-2-3-67A2	RPV スタックボルト温度
7	TE-2-3-69A1	RPV フランジ温度
8	TE-2-3-69A2	RPV フランジ温度
9	TE-2-3-69A3	RPV フランジ温度
10	TE-2-3-69B1	RPV フランジ周辺温度
11	TE-2-3-69B2	RPV フランジ周辺温度
12	TE-2-3-69B3	RPV フランジ周辺温度
13	TE-2-3-69D1	RPV 給水/ズルN4B 温度
14	TE-2-3-69D2	RPV 給水/ズルN4B 温度
15	TE-2-3-69E1	RPV 給水/ズルN4D 温度
16	TE-2-3-69E2	RPV 給水/ズルN4D 温度
17	TE-2-3-69J1	RPV 給水/ズル下部温度
18	TE-2-3-69J2	RPV 給水/ズル下部温度
19	TE-2-3-69J3	RPV 給水/ズル下部温度
20	TE-2-3-69H1	RPV 底部ヘット上部温度
21	TE-2-3-69H2	RPV 底部ヘット上部温度
22	TE-2-3-69I3	RPV 底部ヘット上部温度
23	TE-2-3-69I1	スカートジャンクション上部温度
24	TE-2-3-69F2	スカートジャンクション上部温度
25	TE-2-3-69F3	スカートジャンクション上部温度
26	TE-2-3-69K1	RPV スカート上部温度
27	TE-2-3-69K2	RPV スカート上部温度
28	TE-2-3-69K3	RPV スカート上部温度
29	TE-2-3-69L1	RPV 下部ヘット温度
30	TE-2-3-69L2	RPV 下部ヘット温度
31	TE-2-3-69L3	RPV 下部ヘット温度
32	TE-2-3-69M1	RPV 支持スカートフランジ温度
33	TE-2-3-69N2	RPV 支持スカートフランジ温度
34	TE-2-3-69M3	RPV 支持スカートフランジ温度
35	TE-2-3-69N1	CRD ハウジング頂部温度
36	TE-2-3-69N2	CRD ハウジング頂部温度
37	TE-2-3-69N3	CRD ハウジング頂部温度
38	TE-2-3-69P1	CRD ハウジング底部温度
39	TE-2-3-69P2	CRD ハウジング底部温度
40	TE-2-3-69P3	CRD ハウジング底部温度
41	TE-2-106#1	RPV ドレン温度
42	TE-2-106#2	RPV ドレン温度

No.	Tag No.	サービス名称
43	TE-2-112A	安全弁漏洩検出
44	TE-2-112B	安全弁漏洩検出
45	TE-2-112C	安全弁漏洩検出
46	TE-2-113A	遮し安全弁 A 出口温度
47	TE-2-113B	遮し安全弁 B 出口温度
48	TE-2-113C	遮し安全弁 C 出口温度
49	TE-2-113D	遮し安全弁 D 出口温度
50	TE-2-113E	遮し安全弁 E 出口温度
51	TE-2-113F	遮し安全弁 F 出口温度
52	TE-2-113G	遮し安全弁 G 出口温度
53	TE-2-113H	遮し安全弁 H 出口温度
54	TE-16-114I#1	原子炉ヘロシール部温度
55	TE-16-114I#2	原子炉ヘロシール部温度
56	TE-16-114N#1	原子炉ヘロシール部温度
57	TE-16-114N#2	原子炉ヘロシール部温度
58	TE-16-114N#1	原子炉ヘロシール部温度
59	TE-16-114N#2	原子炉ヘロシール部温度
60	TE-16-114F#1	原子炉ヘロシール部温度
61	TE-16-114F#2	原子炉ヘロシール部温度
62	TE-16-114R#1	原子炉ヘロシール部温度
63	TE-16-114R#2	原子炉ヘロシール部温度
64	TE-16-114F#1	格納容器空調機供給空気温度
65	TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度
66	TE-16-114G#1	格納容器空調機供給空気温度
67	TE-16-114G#2	格納容器空調機供給空気温度
68	TE-16-114H#1	格納容器空調機供給空気温度
69	TE-16-114H#2	格納容器空調機供給空気温度
70	TE-16-114I#1	格納容器空調機供給空気温度
71	TE-16-114I#2	格納容器空調機供給空気温度
72	TE-16-114K#1	格納容器空調機供給空気温度
73	TE-16-114K#2	格納容器空調機供給空気温度
74	TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度
75	TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度
76	TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度
77	TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度
78	TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度

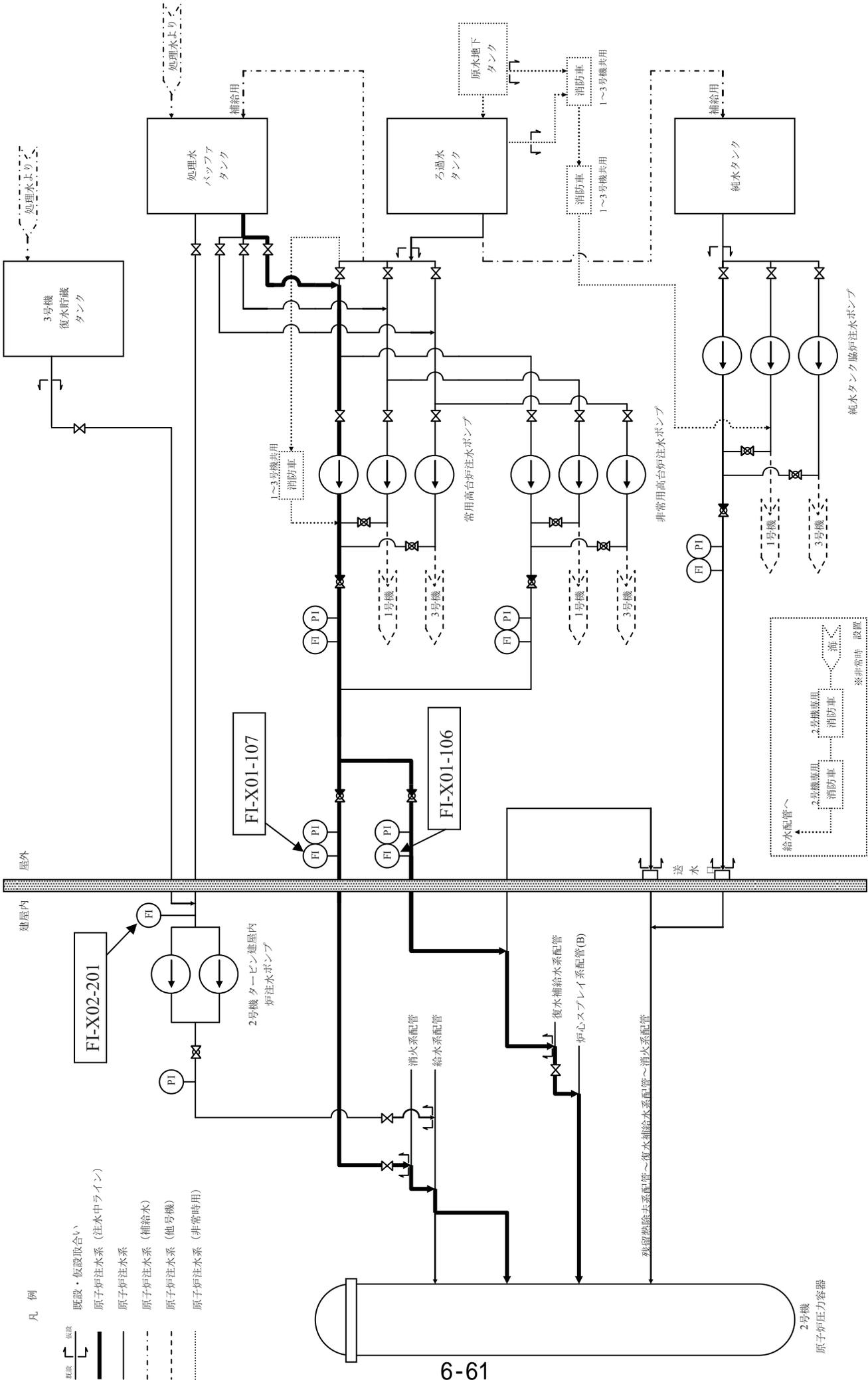
注1) 灰色は評価対象外

注2) 圧力計、水位計及びサブプレッショングループ水温度計については代表計装機器を記載

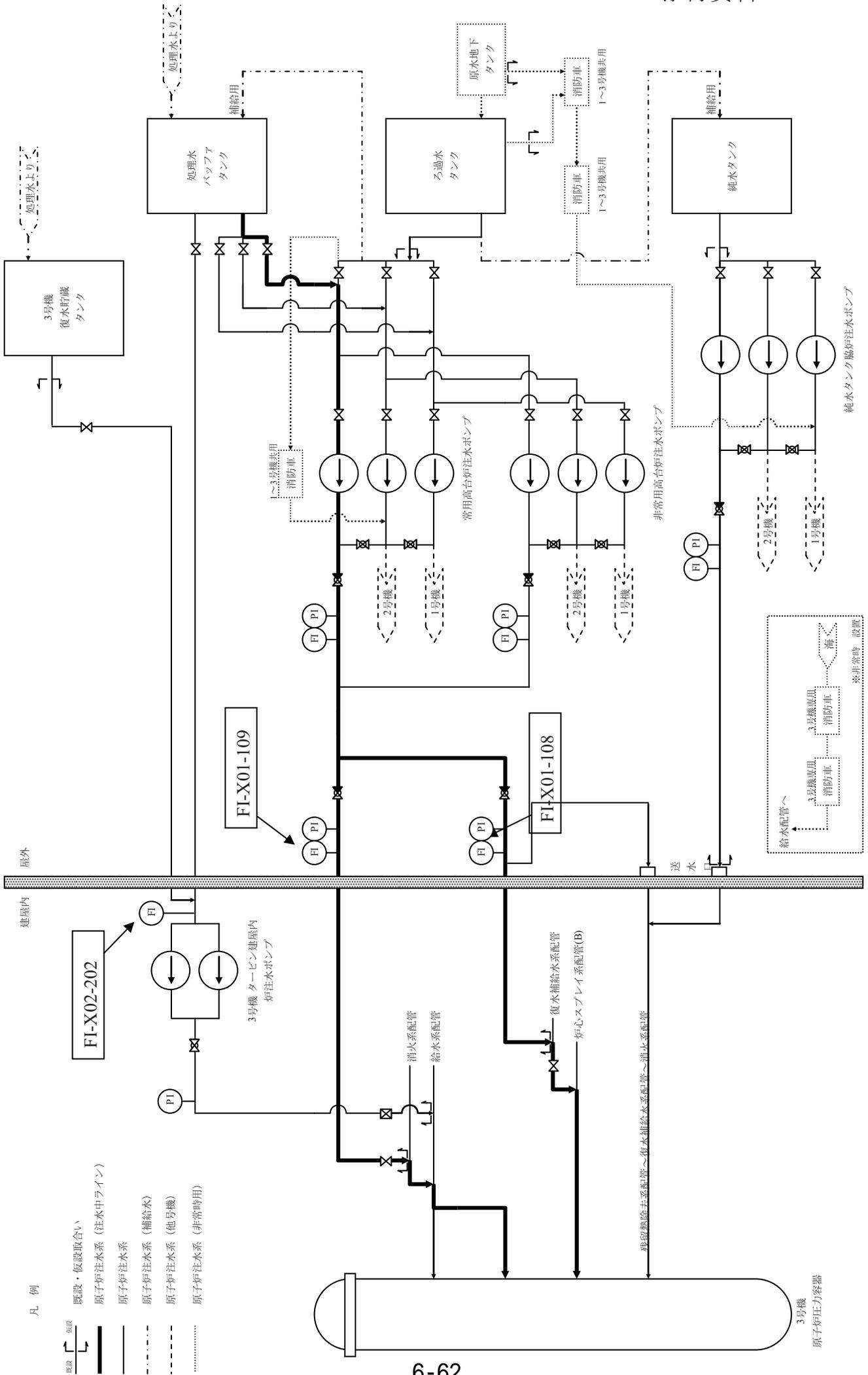




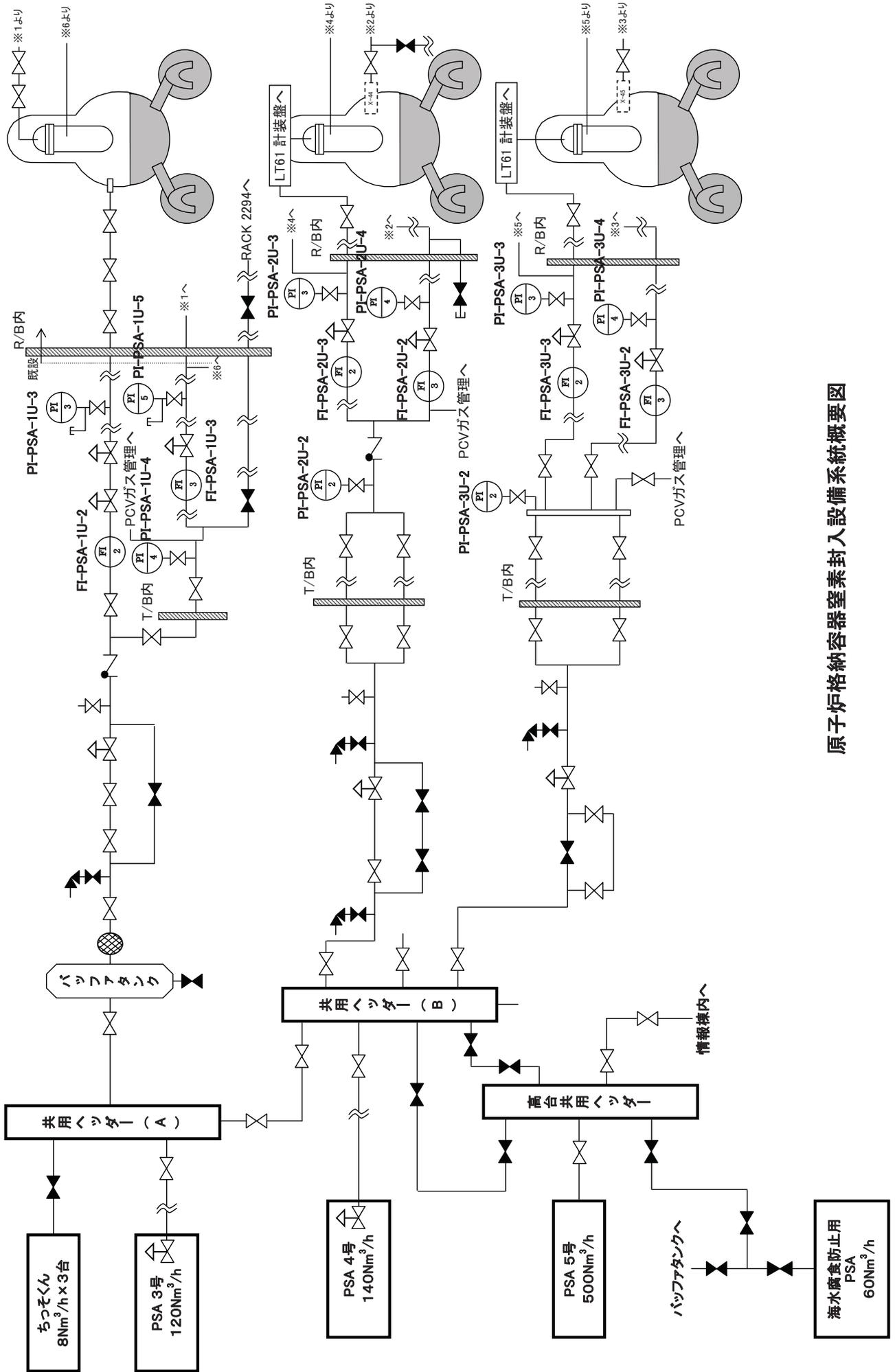
1号機 原子炉注水設備系統概要図



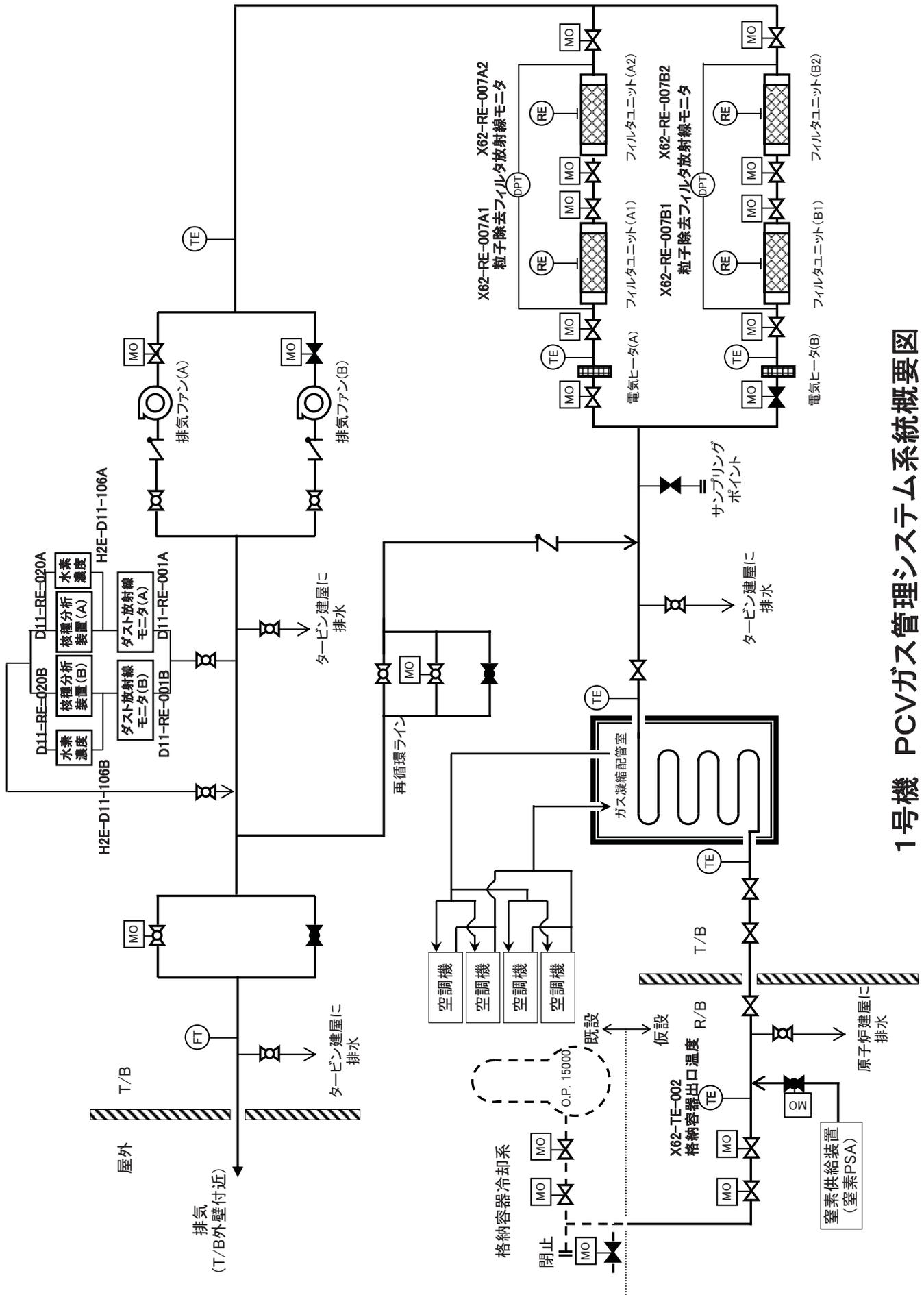
2号機 原子炉注水設備系統概要図



3号機 原子炉注水設備系統概要図

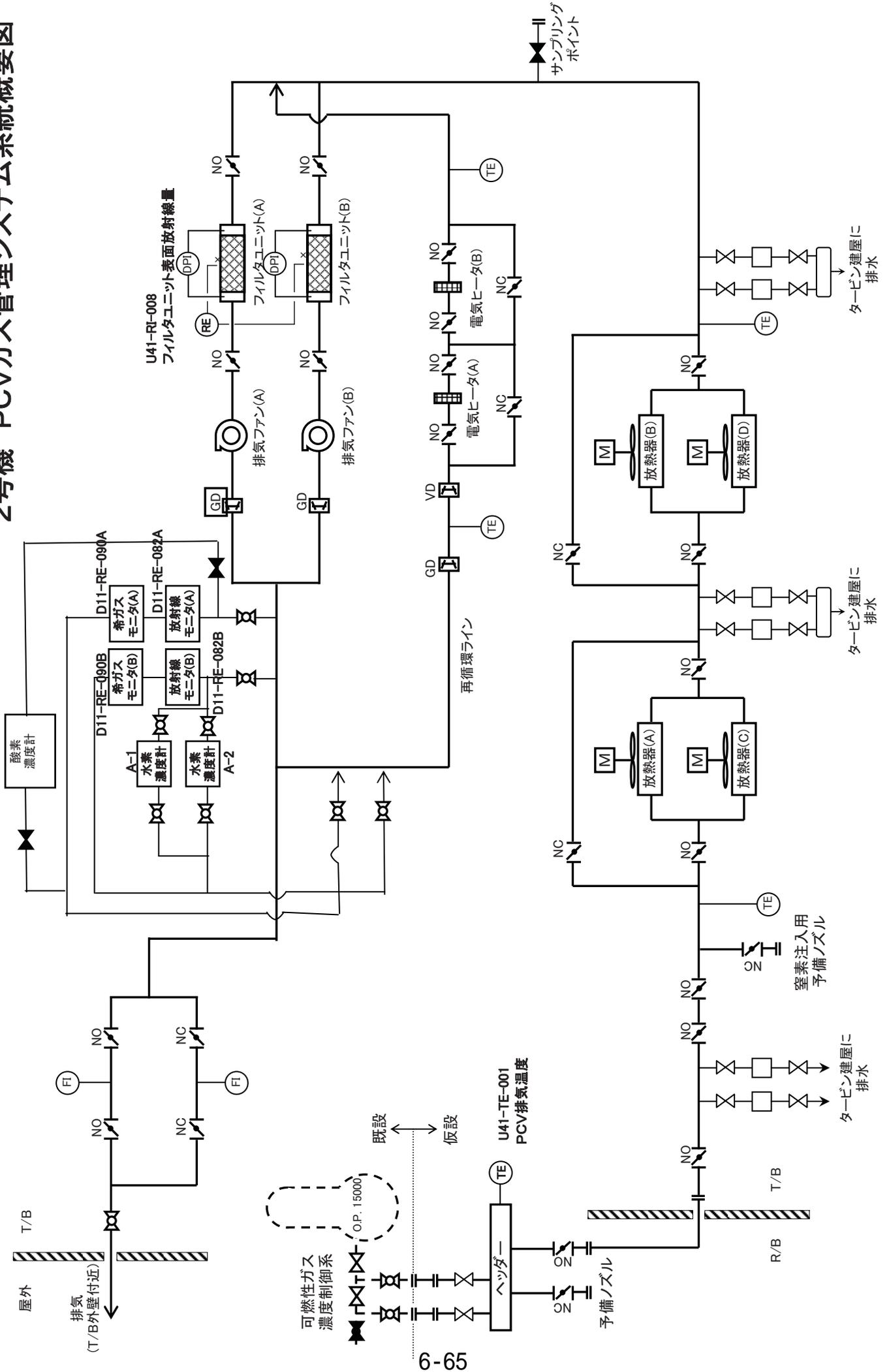


原子炉格納容器窒素封入設備系統概要図

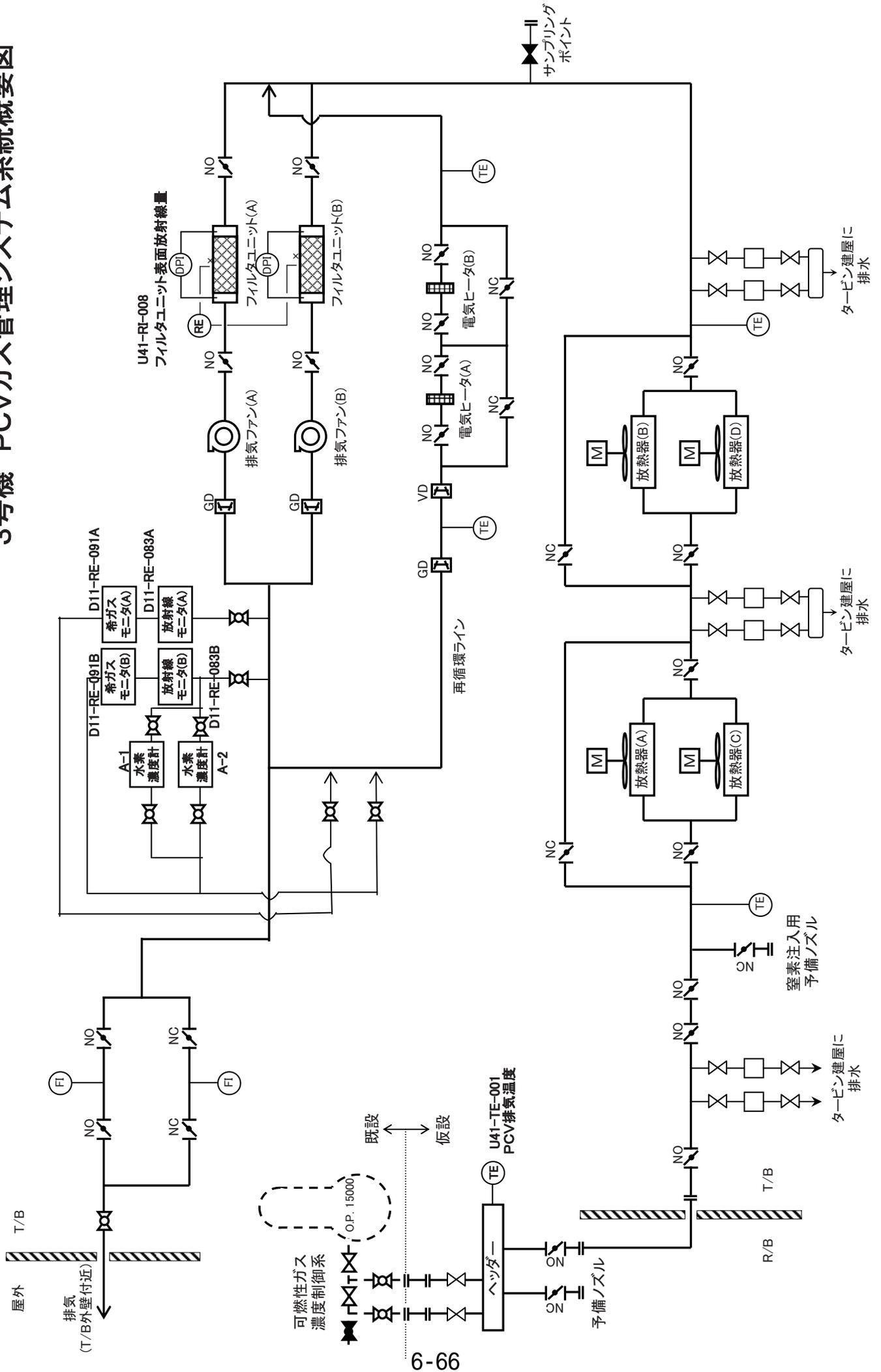


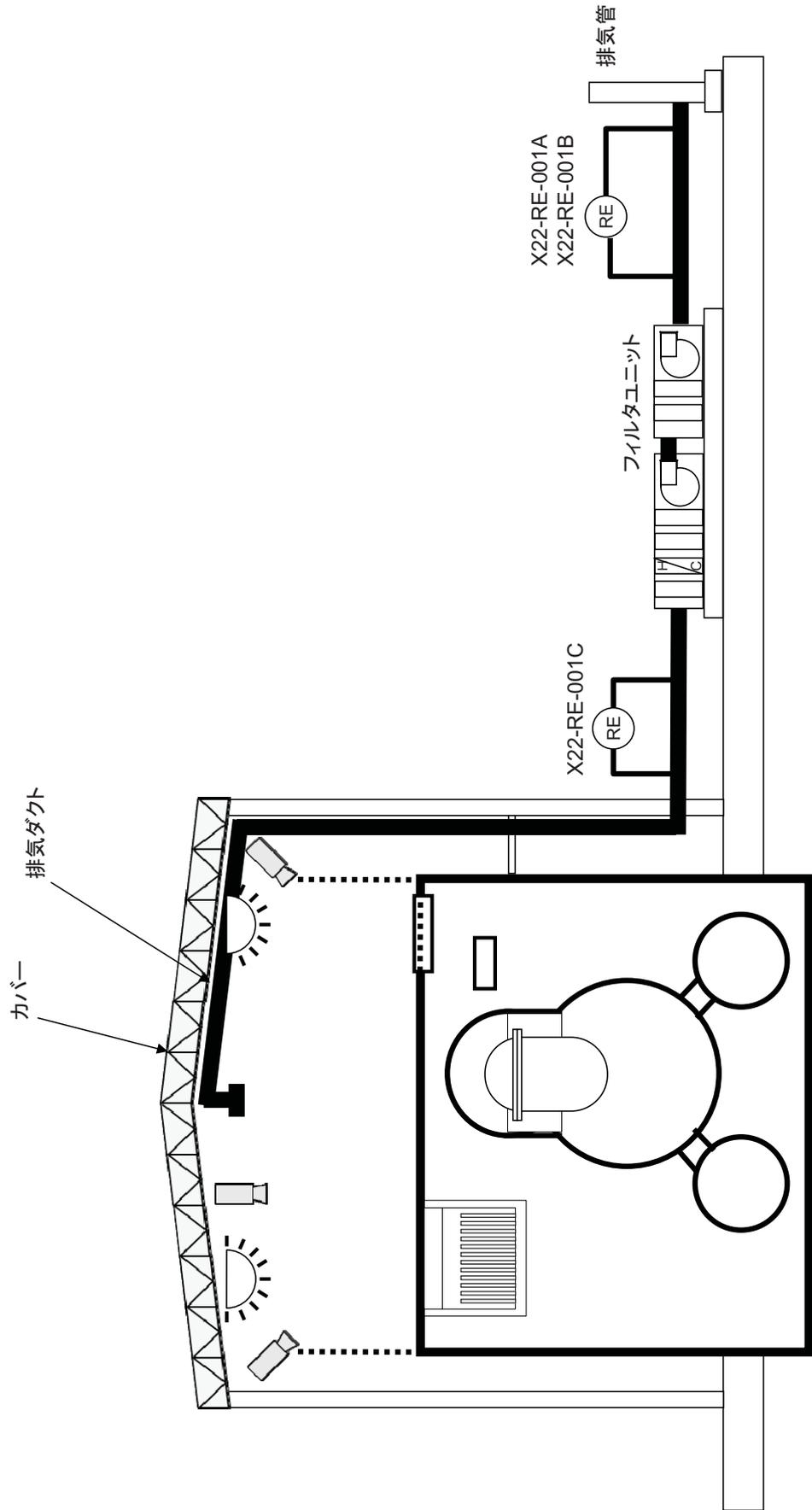
1号機 PCVガス管理システム系統概要図

2号機 PCVガス管理システム概要図



3号機 PCVガス管理システム系統概要図





1F-1 原子炉建屋カバ-システム概要図

計装機器名	対象号機	Tag.No	サービス名称	信頼性	評価方法	
原子炉圧力容器底部温度計	1号機	TE-263-69G2	VESSEL DOWNCOMER	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-263-69G3	VESSEL DOWNCOMER	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-263-69H1	原子炉SKIRT JOINT上部	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-263-69H3	原子炉SKIRT JOINT上部	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-263-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-263-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
	2号機	TE-2-3-69H2	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69H3	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69F1	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
	3号機	TE-2-3-69F2	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69H1	R P V底部ヘッド上部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69H2	R P V底部ヘッド上部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69H3	R P V底部ヘッド上部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69F1	スカートジャンクション上部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69F2	スカートジャンクション上部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69F3	スカートジャンクション上部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69L1	R P V下部ヘッド温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69L2	R P V下部ヘッド温度	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-2-3-69L3	R P V下部ヘッド温度	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
	原子炉格納容器内温度計	1号機	TE-1625F	HVH-12A SUPPLY AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による
			TE-1625G	HVH-12B SUPPLY AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による
TE-1625H			HVH-12C SUPPLY AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-1625J			HVH-12D SUPPLY AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-1625K			HVH-12E SUPPLY AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-1625A			HVH-12A RETURN AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-1625B			HVH-12B RETURN AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-1625C			HVH-12C RETURN AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-1625D			HVH-12D RETURN AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-1625E		HVH-12E RETURN AIR	中	⑤温度計信頼性評価報告による		
2号機		TE-16-114A	RETURN AIR DRYWELL COOLER	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114B	RETURN AIR DRYWELL COOLER	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114C	RETURN AIR DRYWELL COOLER	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114D	RETURN AIR DRYWELL COOLER	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114E	RETURN AIR DRYWELL COOLER	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114F#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16A	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114G#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16B	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
3号機		TE-16-114H#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16C	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114J#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16D	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114K#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16E	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114F#1	格納容器空調機供給空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114G#1	格納容器空調機供給空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114H#1	格納容器空調機供給空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114J#2	格納容器空調機供給空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114K#1	格納容器空調機供給空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-16-114D		格納容器空調機戻り空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による		
TE-16-114E		格納容器空調機戻り空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による		

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	信頼性	評価方法
原子炉注水流量計	1号機	FI-X01-104	高台炉注水ポンプFDW (A) 系注水ライン流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-X01-105	高台炉注水ポンプFDW (B) 系/CS系注水ライン流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-X02-101A	タービン建屋内炉注水ポンプ(A) 吐出流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-X02-101B	タービン建屋内炉注水ポンプ(B) 吐出流量計	高	①事故後に設置した計装機器
	2号機	FI-X01-107	高台炉注水ポンプFDW系注水ライン流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-X01-106	高台炉注水ポンプCS/LPCI系注水ライン流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-X02-201	タービン建屋内炉注水ポンプ吸込ライン流量計	高	①事故後に設置した計装機器
	3号機	FI-X01-109	高台炉注水ポンプFDW系注水ライン流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-X01-108	高台炉注水ポンプCS/LPCI系注水ライン流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-X02-202	タービン建屋内炉注水ポンプ吸込ライン流量計	高	①事故後に設置した計装機器
モニタリングポスト	1～3号機 (共通)	MP-1～8	モニタリングポスト	高	②事故後に校正した計装機器
		-	可搬型モニタリングポスト (3台)	高	①事故後に設置した計装機器
短半減期核種の放射能濃度計 (希ガスモニタ)	1号機	D11-RE-020A	核種分析装置 (A)	高	①事故後に設置した計装機器
		D11-RE-020B	核種分析装置 (B)	高	①事故後に設置した計装機器
	2号機	D11-RE-090A	核種分析装置 (A)	高	①事故後に設置した計装機器
		D11-RE-090B	核種分析装置 (B)	高	①事故後に設置した計装機器
	3号機	D11-RE-091A	核種分析装置 (A)	高	①事故後に設置した計装機器
		D11-RE-091B	核種分析装置 (B)	高	①事故後に設置した計装機器
窒素封入圧力計	1号機	PI-PSA-1U-4	PSA窒素発生装置建屋入口側N 2 注入圧力計	高	①事故後に設置した計装機器
	2号機	PI-PSA-2U-2	PSA窒素発生装置N 2 注入圧力計 (2)	高	①事故後に設置した計装機器
	3号機	PI-PSA-3U-2	PSA窒素発生装置N 2 注入圧力計 (2)	高	①事故後に設置した計装機器
窒素濃度計	1～3号機 (共通)	-	窒素ガス本体付属酸素濃度計	高	①事故後に設置した計装機器
原子炉格納容器圧力計	1号機	PI-PSA-1U-3	PSA窒素発生装置格納容器N 2 注入圧力計	高	①事故後に設置した計装機器
		PI-PSA-1U-5	PSA窒素発生装置R P V N 2 注入圧力計	高	①事故後に設置した計装機器
	2号機	PI-PSA-2U-4	PSA窒素発生装置格納容器N 2 注入圧力計	高	①事故後に設置した計装機器
		PI-PSA-2U-3	PSA窒素発生装置R P V N 2 注入圧力計	高	①事故後に設置した計装機器
	3号機	PI-PSA-3U-4	PSA窒素発生装置格納容器N 2 注入圧力計	高	①事故後に設置した計装機器
		PI-PSA-3U-3	PSA窒素発生装置R P V N 2 注入圧力計	高	①事故後に設置した計装機器

計装機器名	対象号機	Tag.No	サービス名称	信頼性	評価方法
窒素封入流量計	1号機	FI-PSA-1U-2	PSA窒素発生装置格納容器N2注入流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-PSA-1U-3	PSA窒素発生装置R P V N 2注入流量計	高	①事故後に設置した計装機器
	2号機	FI-PSA-2U-3	PSA窒素発生装置格納容器N2注入流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-PSA-2U-2	PSA窒素発生装置R P V N 2注入流量計	高	①事故後に設置した計装機器
	3号機	FI-PSA-3U-3	PSA窒素発生装置格納容器N2注入流量計	高	①事故後に設置した計装機器
		FI-PSA-3U-2	PSA窒素発生装置R P V N 2注入流量計	高	①事故後に設置した計装機器
監視装置他	1号機	-	デジタルレコーダ	高	①事故後に設置した計装機器
		-	WEBカメラ	高	①事故後に設置した計装機器
		-	通信設備 (LANケーブル, フロアスイッチ)	高	①事故後に設置した計装機器
	2号機	-	デジタルレコーダ	高	①事故後に設置した計装機器
		-	WEBカメラ	高	①事故後に設置した計装機器
		-	通信設備 (LANケーブル, フロアスイッチ)	高	①事故後に設置した計装機器
	3号機	-	デジタルレコーダ	高	①事故後に設置した計装機器
		-	WEBカメラ	高	①事故後に設置した計装機器
		-	通信設備 (LANケーブル, フロアスイッチ)	高	①事故後に設置した計装機器
	1~3号機	-	免震棟遠隔監視装置	高	①事故後に設置した計装機器

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	信頼性	評価方法	
原子炉圧力容器 圧力計	1号機	-	原子炉圧力容器圧力 (追設) (L側)	高	①事故後に設置した計装機器	
		-	原子炉圧力容器圧力 (追設) (H側)	高	①事故後に設置した計装機器	
		PT-263-53A	原子炉圧力容器圧力	低	⑥比較対象機器との誤差大(事故時計装配管内包水蒸発と推定)	
		PT-263-53B	原子炉圧力容器圧力	低		
	2号機	-	原子炉圧力容器圧力 (追設) (L側)	高	①事故後に設置した計装機器	
		-	原子炉圧力容器圧力 (追設) (H側)	高	①事故後に設置した計装機器	
		PT-2-3-249A	原子炉圧力容器圧力	低	⑥比較対象機器との誤差大(事故時計装配管内包水蒸発と推定)	
		PT-2-3-250B	原子炉圧力容器圧力	低		
		PT-2-3-251A	原子炉圧力容器圧力	低		
		PT-2-3-251D	原子炉圧力容器圧力	低		
		PT-2-3-252C	原子炉圧力容器圧力	低		
	PT-2-3-252D	原子炉圧力容器圧力	低			
	PT-2-3-252E	原子炉圧力容器圧力	低			
	3号機	PT-2-3-249B	原子炉圧力容器圧力	低	⑥点検校正未実施で比較対象機器も存在しない(事故時計装配管内包水蒸発と推定)	
		PT-2-3-251A	原子炉圧力容器圧力	低		
PT-2-3-252C		原子炉圧力容器圧力	低			
PT-2-3-252D		原子炉圧力容器圧力	低			
		PT-2-3-255C	原子炉圧力容器圧力	低		
原子炉格納容器 圧力計	1号機	PT-1601-69	原子炉格納容器圧力	高	②事故後に校正した計装機器	
		PI-1601-68	原子炉格納容器圧力	高	②事故後に校正した計装機器	
		PT-1620B	原子炉格納容器圧力	高	③事故後校正計装機器との比較	
		PT-1621D	原子炉格納容器圧力	高	③事故後校正計装機器との比較	
		PT-87-1	原子炉格納容器圧力	高	③事故後校正計装機器との比較	
		PT-1632C	原子炉格納容器圧力	高	③事故後校正計装機器との比較	
	2号機	PT-5-52A	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
		PT-5-52B	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
		PT-5-52C	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
		PT-5-52D	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
	3号機	PT-16-171	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
		PT-5-52A	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
		PT-5-52B	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
		PT-5-52D	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
		PT-10-220B	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
		PT-16-102	原子炉格納容器圧力	高	③事故後設置計装機器との比較	
原子炉圧力容器 水位計	1号機	LT-263-121A	原子炉水位 (燃料域)	高	②事故後に校正した計装機器	
		LT-263-121B	原子炉水位 (燃料域)	低	⑥事故時計装配管内包水蒸発と推定	
		-	原子炉水位 (追設)	高	①事故後に設置した計装機器	
	2号機	LT-2-3-73A	原子炉水位 (燃料域)	低	⑥計装配管水張り後計装配管内包水が蒸発した。	
		LT-2-3-73B	原子炉水位 (燃料域)	低	⑥事故時計装配管内包水蒸発と推定	
		-	原子炉水位 (追設)	低	⑥計装配管水張り後計装配管内包水が蒸発した。	
	3号機	LT-2-3-73A	原子炉水位 (燃料域)	低	⑥点検校正未実施で比較対象機器も存在しないため(事故時計装配管内包水蒸発と推定)	
		LT-2-3-73B	原子炉水位 (燃料域)	低		
	原子炉格納容器 水位計	1号機	-	(【N2封入圧力】 - 【原子炉格納容器圧力: PT-1601-69】)	高	②【事故後設置機器】 - 【事故後校正を実施した計器】のため
		2号機	-	(【RHRポンプ(A)吐出圧力: PT-10-222A】 - 【原子炉格納容器圧力: PT-5-52A】)	低	⑥PCVセカンドエントリーにて確認された水位と有意な差あり。
-			(【RHRポンプ(C)吐出圧力: PT-10-222C】 - 【原子炉格納容器圧力: PT-5-52A】)	低	⑥PCVセカンドエントリーにて確認された水位と有意な差あり。	
-			(【RHRポンプ(D)吐出圧力: PT-10-222D】 - 【原子炉格納容器圧力: PT-5-52A】)	低	⑥PCVセカンドエントリーにて確認された水位と有意な差あり。	
3号機		-	(【圧力抑制室N2圧力: PT-16-111】 - 【原子炉格納容器圧力: PT-5-52A】)	低	⑥点検校正未実施で比較対象機器も存在しないため	
原子炉格納容器 ガス管理設備 気体状放射性物質濃度計 (ダストモニタ)		1号機	D11-RE-001A	ダスト放射線モニタ (A)	高	①事故後に設置した計装機器
			D11-RE-001B	ダスト放射線モニタ (B)	高	①事故後に設置した計装機器
	2号機	D11-RE-082A	ダスト放射線モニタ (A)	高	①事故後に設置した計装機器	
		D11-RE-082B	ダスト放射線モニタ (B)	高	①事故後に設置した計装機器	
	3号機	D11-RE-083A	ダスト放射線モニタ (A)	高	①事故後に設置した計装機器	
		D11-RE-083B	ダスト放射線モニタ (B)	高	①事故後に設置した計装機器	
原子炉格納容器 ガス管理設備 排気温度計	1号機	X62-TE-002	格納容器出口温度	高	①事故後に設置した計装機器	
	2号機	U41-TE-001	PCV排気温度	高	①事故後に設置した計装機器	
	3号機	U41-TE-001	PCV排気温度	高	①事故後に設置した計装機器	

## 計装機器指示値に対する信頼性評価結果

添付資料 6 - 2

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	信頼性	評価方法
原子炉格納容器 ガス管理設備 フィルタユニッ ト表面放射線量 計	1号機	X62-RE-007A1	粒子除去フィルタ (A 1) 放射線モニタ	高	①事故後に設置した計装機器
		X62-RE-007A2	粒子除去フィルタ (A 2) 放射線モニタ	高	①事故後に設置した計装機器
		X62-RE-007B1	粒子除去フィルタ (B 1) 放射線モニタ	高	①事故後に設置した計装機器
		X62-RE-007B2	粒子除去フィルタ (B 2) 放射線モニタ	高	①事故後に設置した計装機器
	2号機	U41-RI-008	交換型フィルタユニット (A, B)線量	高	①事故後に設置した計装機器
	3号機	U41-RI-008	交換型フィルタユニット (A, B)線量	高	①事故後に設置した計装機器
原子炉建屋カ バーダスト濃度 計	1号機	X22-RE-001A	R/B空調排気ダクト (フィルタ出口側)	高	①事故後に設置した計装機器
		X22-RE-001B	R/B空調排気ダクト (フィルタ出口側)	高	①事故後に設置した計装機器
		X22-RE-001C	R/B空調排気ダクト (フィルタ入口側)	高	①事故後に設置した計装機器
原子炉压力容器 上部各温度計	1号機	TE-263-66A1	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-66B1	VESSEL HEAD FLANGE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-67A1	VESSEL STUD	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69A1	原子炉フランジ	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69A3	原子炉フランジ	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69B1	原子炉蒸気	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69B2	原子炉蒸気	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69D1	N-4 B ノズル END	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69D2	N-4 B ノズル END INBOARD	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69E1	N-4 C ノズル END	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69E2	N-4 C ノズル END INBOARD	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69C1	VESSEL BELOW WATER LEVEL	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69F1	VESSEL CORE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69F3	VESSEL CORE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	2号機	TE-2-3-66A2	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-66B1	VESSEL HEAD FLANGE	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-66B2	VESSEL HEAD FLANGE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-67A1	VESSEL STUD	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-67A2	VESSEL STUD	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69A1	VESSEL FLANGE	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69A2	VESSEL FLANGE	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69A3	VESSEL FLANGE	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69B1	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69B2	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69B3	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69D1	FEEDWATER NOZZLE N4B END	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69D2	FEEDWATER NOZZLE N4B INBOARD	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69E1	FEEDWATER NOZZLE N4D END	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69E2	FEEDWATER NOZZLE N4D INBOARD	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による	
	TE-2-3-69J1	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
	TE-2-3-69J2	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
	TE-2-3-69J3	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
	3号機	TE-2-3-66A1	R P V 上蓋フランジ周辺温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-66A2	R P V 上蓋フランジ周辺温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-66B1	R P V 上蓋フランジ温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-66B2	R P V 上蓋フランジ温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-67A1	R P V スタットボルト温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-67A2	R P V スタットボルト温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69A1	R P V フランジ温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69A2	R P V フランジ温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69A3	R P V フランジ温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69B1	R P V フランジ周辺温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
TE-2-3-69B2		R P V フランジ周辺温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-2-3-69B3		R P V フランジ周辺温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-2-3-69D1		R P V 給水ノズル N 4 B 温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-2-3-69D2		R P V 給水ノズル N 4 B 温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-2-3-69E1	R P V 給水ノズル N 4 D 温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による		
TE-2-3-69E2	R P V 給水ノズル N 4 D 温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による		
TE-2-3-69J1	R P V 給水ノズル下部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による		
TE-2-3-69J2	R P V 給水ノズル下部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による		
TE-2-3-69J3	R P V 給水ノズル下部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による		

## 計装機器指示値に対する信頼性評価結果

## 添付資料 6 - 2

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	信頼性	評価方法	
原子炉格納容器 上部（ベロー シール）温度計	1号機	TE-1625L	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLWS SEAL AREA	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-1625M	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLWS SEAL AREA	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-1625N	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLWS SEAL AREA	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-1625P	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLWS SEAL AREA	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-1625R	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLWS SEAL AREA	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
	2号機	TE-16-114L#1	RPV BELLWS SEAL AREA	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114L#2	RPV BELLWS SEAL AREA	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114M#1	RPV BELLWS SEAL AREA	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114M#2	RPV BELLWS SEAL AREA	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114N#1	RPV BELLWS SEAL AREA	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114N#2	RPV BELLWS SEAL AREA	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114P#1	RPV BELLWS SEAL AREA	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114P#2	RPV BELLWS SEAL AREA	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114R#1	RPV BELLWS SEAL AREA	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による	
	3号機	TE-16-114R#2	RPV BELLWS SEAL AREA	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114L#1	原子炉ベローシール部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114L#2	原子炉ベローシール部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114M#1	原子炉ベローシール部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114M#2	原子炉ベローシール部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114N#1	原子炉ベローシール部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114N#2	原子炉ベローシール部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114P#1	原子炉ベローシール部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114P#2	原子炉ベローシール部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
		TE-16-114R#1	原子炉ベローシール部温度	低 (参考に使用)	⑤温度計信頼性評価報告による	
	圧力抑制室プー ル水温度計	1号機	TE-1601-71C	サブプレッションプール水温度 (35° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
			TE-1601-71D	サブプレッションプール水温度 (35° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
			TE-1601-72C	サブプレッションプール水温度 (145° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
TE-1601-72D			サブプレッションプール水温度 (145° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
TE-1601-73C			サブプレッションプール水温度 (235° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
TE-1601-73D			サブプレッションプール水温度 (235° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
TE-1601-74C			サブプレッションプール水温度 (325° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
TE-1601-74D			サブプレッションプール水温度 (325° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
2号機		TE-16-700A	サブプレッションプール水温度 (31° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-700B	サブプレッションプール水温度 (31° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-701A	サブプレッションプール水温度 (76° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-701B	サブプレッションプール水温度 (76° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-702A	サブプレッションプール水温度 (121° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-702B	サブプレッションプール水温度 (121° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-703A	サブプレッションプール水温度 (166° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-703B	サブプレッションプール水温度 (166° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-704A	サブプレッションプール水温度 (211° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-704B	サブプレッションプール水温度 (211° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-705A	サブプレッションプール水温度 (256° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-705B	サブプレッションプール水温度 (256° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-706A	サブプレッションプール水温度 (301° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-706B	サブプレッションプール水温度 (301° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-707A	サブプレッションプール水温度 (346° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TE-16-707B	サブプレッションプール水温度 (346° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TΣ-16-718A	サブプレッションプール水温度 (平均)	中	④類似のトレンドデータによる	
		TΣ-16-718B	サブプレッションプール水温度 (平均)	中	④類似のトレンドデータによる	

## 計装機器指示値に対する信頼性評価結果

添付資料 6 - 2

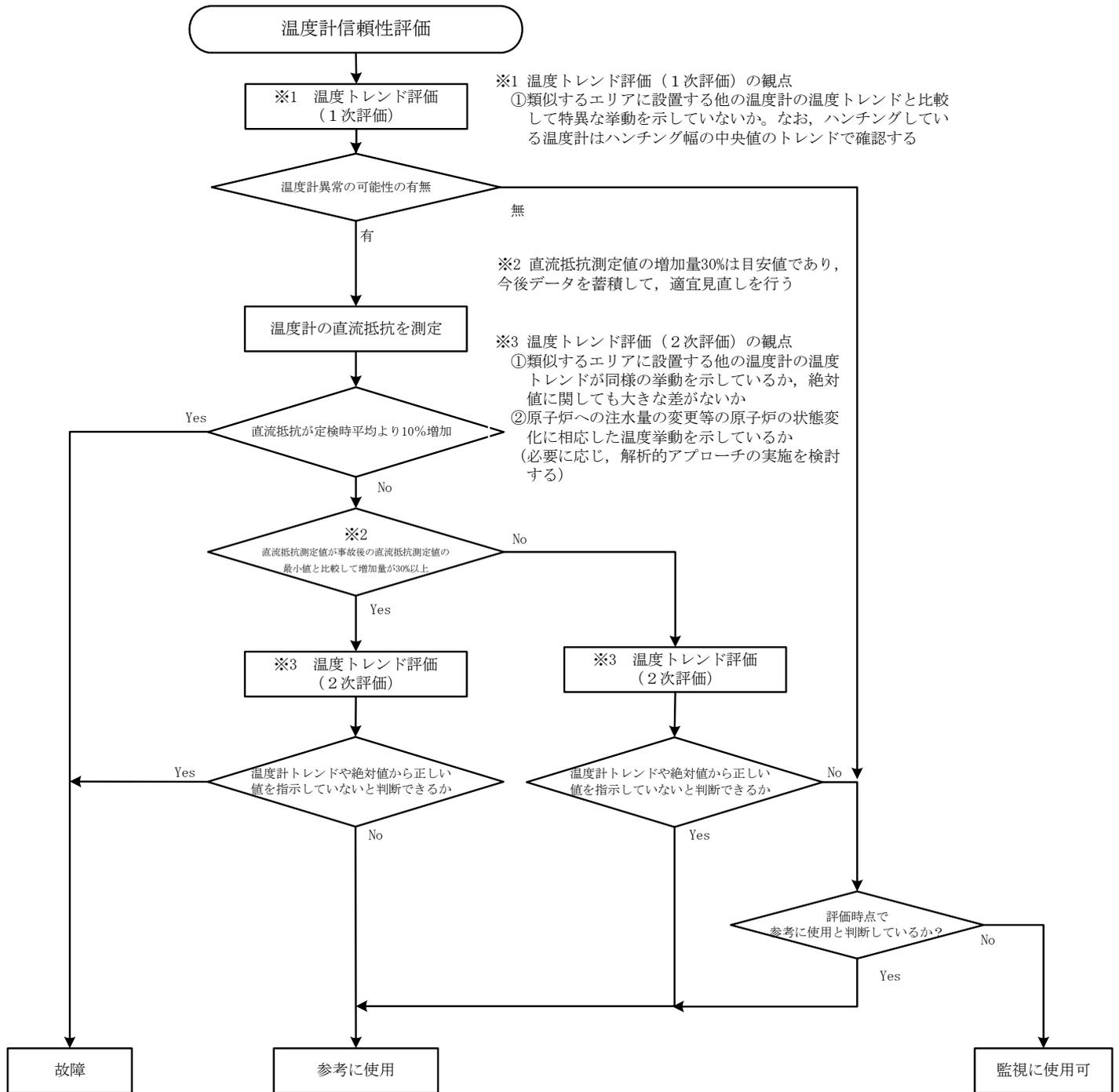
計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	信頼性	評価方法
圧力抑制室プール水温度計	3号機	TE-16-700A	サブプレッションプール水温度 (31° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-700B	サブプレッションプール水温度 (31° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-701A	サブプレッションプール水温度 (76° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-701B	サブプレッションプール水温度 (76° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-702A	サブプレッションプール水温度 (121° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-702B	サブプレッションプール水温度 (121° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-703A	サブプレッションプール水温度 (166° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-703B	サブプレッションプール水温度 (166° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-704A	サブプレッションプール水温度 (211° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-704B	サブプレッションプール水温度 (211° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-705A	サブプレッションプール水温度 (256° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-705B	サブプレッションプール水温度 (256° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-706A	サブプレッションプール水温度 (301° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-706B	サブプレッションプール水温度 (301° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-707A	サブプレッションプール水温度 (346° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TE-16-707B	サブプレッションプール水温度 (346° 付近)	中	④類似のトレンドデータによる
		TΣ-16-718A	サブプレッションプール水温度 (平均)	中	④類似のトレンドデータによる
TΣ-16-718B	サブプレッションプール水温度 (平均)	中	④類似のトレンドデータによる		
原子炉圧力容器下部温度計	1号機	TE-263-69K1	VESSEL SKIRT NEAR JOINT	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69N1	CRDハウジング上端	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69N3	CRDハウジング上端	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69P#1	N-1 2 VESSEL BOTTOM	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-263-69P#2	N-1 2 VESSEL BOTTOM	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	2号機	TE-2-3-69H1	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69F3	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69K1	SUPPORT SKIRT TOP	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69K2	SUPPORT SKIRT TOP	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69K3	SUPPORT SKIRT TOP	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69N1	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69N2	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69P1	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-3-69P3	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-106	VESSEL BOTTOM DRAIN	低 (参考で使用)	⑤温度計信頼性評価報告による
		3号機	TE-2-3-69K1	R P Vスカート上部温度	中
	TE-2-3-69K2		R P Vスカート上部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69K3		R P Vスカート上部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69M1		R P V支持スカートフランジ温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69M2		R P V支持スカートフランジ温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69M3		R P V支持スカートフランジ温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69N1		CRDハウジング頂部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69N2		CRDハウジング頂部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69N3		CRDハウジング頂部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69P1		CRDハウジング底部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69P2		CRDハウジング底部温度	低 (参考で使用)	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-3-69P3		CRDハウジング底部温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-2-106#1	R P Vドレン温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-2-106#2	R P Vドレン温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による		

## 計装機器指示値に対する信頼性評価結果

添付資料 6 - 2

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	信頼性	評価方法
安全弁漏洩検出 / 逃し弁出口他 温度計	1号機	TE-261-13A	安全弁-4 A	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-261-13B	安全弁-4 B	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-261-13C	安全弁-4 C	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-261-14A	RV-203-3 A (ブローダウンバルブ)	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-261-14B	RV-203-3 B (ブローダウンバルブ)	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-261-14C	RV-203-3 C (ブローダウンバルブ)	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	2号機	TE-2-112A	SAFETY VALVES RV 2-70A	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-112B	SAFETY VALVES RV 2-70B	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-112C	SAFETY VALVES RV 2-70C	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113A	Blowdown Valves A	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113B	Blowdown Valves B	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113C	Blowdown Valves C	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113D	Blowdown Valves D	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113E	Blowdown Valves E	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113F	Blowdown Valves F	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113G	Blowdown Valves G	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113H	Blowdown Valves H	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-16-114F#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16A	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-16-114G#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16B	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-16-114H#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16C	中	⑤温度計信頼性評価報告による
	TE-16-114J#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16D	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による	
	TE-16-114K#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16E	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
	3号機	TE-2-112A	安全弁漏洩検出	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-112B	安全弁漏洩検出	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-112C	安全弁漏洩検出	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113A	逃し安全弁 A 出口温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113B	逃し安全弁 B 出口温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113C	逃し安全弁 C 出口温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113D	逃し安全弁 D 出口温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113E	逃し安全弁 E 出口温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113F	逃し安全弁 F 出口温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113G	逃し安全弁 G 出口温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-2-113H	逃し安全弁 H 出口温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-16-114G#2	格納容器空調機供給空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
		TE-16-114H#2	格納容器空調機供給空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による
TE-16-114J#1		格納容器空調機供給空気温度	低 (故障)	⑤温度計信頼性評価報告による	
TE-16-114K#2		格納容器空調機供給空気温度	中	⑤温度計信頼性評価報告による	
原子炉格納容器 水素濃度計	1号機	H2E-D11-106A	水素分析計 (A)	高	①事故後に設置した計装機器
		H2E-D11-106B	水素分析計 (B)	高	①事故後に設置した計装機器
	2号機	A-1	水素分析計 (A)	高	①事故後に設置した計装機器
		A-2	水素分析計 (B)	高	①事故後に設置した計装機器
	3号機	A-1	水素分析計 (A)	高	①事故後に設置した計装機器
		A-2	水素分析計 (B)	高	①事故後に設置した計装機器

温度計信頼性評価フローおよび温度計の状態分類



状態分類	評価方法
故障 (1)または(2)が成立した時	(1)直流抵抗が定検時平均より10%増加
	(2)「事故後における直流抵抗測定値の最小値と比較して増加量が30% (※) 以上」かつ「温度トレンドから正しい値を示していないと工学的に判断できるもの」
参考地使用 (1)または(2)が成立した時	(1)「事故後における直流抵抗測定値の最小値と比較して増加量が30% (※) 以上かつ温度トレンドから正しい値を示していないと工学的に判断できないもの」
	(2)「事故後における直流抵抗測定値の最小値と比較して増加量が30% (※) 未満かつ温度トレンドから正しい値を示していないと工学的に判断できるもの」
監視に使用可 (絶縁低下または正常)	上記以外

※30% (直流抵抗測定値/事故後の直流抵抗最小値) は目安値であり、データを蓄積し、適宜見直しをかける。

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の 影響	追加対策の 必要性有無	施工の 難易度
原子炉圧力 容器底部温度計	1号機	TE-263-69G2	VESSEL DOWNCOMER	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器底部温度の監視としては複数の温度計有り。</li> <li>ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。</li> <li>監視に使用しているデジタルレコーダ/通信装置単体故障時は、中央制御室にて温度計出力を確認</li> </ul>	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧（復旧までの間、監視不能）</li> </ul>	<p>【追加対策必要有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①代替温度計の設置</li> <li>②デジタルレコーダ/通信設備の2重化</li> <li>③無停電電源装置（バッテリー含む）の設置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①高</li> <li>②,</li> <li>③低</li> </ul>
		TE-263-69G3	VESSEL DOWNCOMER				
		TE-263-69H1	原子炉SKIRT JOINT上部				
		TE-263-69H3	原子炉SKIRT JOINT上部				
		TE-263-69L1	VESSEL BOTTOM HEAD				
		TE-263-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD				
	2号機	TE-2-3-69H2	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD				
		TE-2-3-69H3	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD				
		TE-2-3-69F1	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT				
		TE-2-3-69F2	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT				
	3号機	TE-2-3-69H1	R P V底部ヘッド上部温度				
		TE-2-3-69H2	R P V底部ヘッド上部温度				
		TE-2-3-69H3	R P V底部ヘッド上部温度				
		TE-2-3-69F1	スカートジャンクション上部温度				
		TE-2-3-69F2	スカートジャンクション上部温度				
		TE-2-3-69F3	スカートジャンクション上部温度				
		TE-2-3-69L1	R P V下部ヘッド温度				
		TE-2-3-69L2	R P V下部ヘッド温度				
	TE-2-3-69L3	R P V下部ヘッド温度					
原子炉格納 容器内温度計	1号機	TE-1625F	HVH-12A SUPPLY AIR	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器（HVH）温度の監視としては複数の温度計有り。</li> <li>ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。</li> <li>監視に使用しているデジタルレコーダ/通信装置単体故障時は、中央制御室にて温度計出力を確認</li> </ul>	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧（復旧までの間、監視不能）</li> </ul>	<p>【追加対策必要有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①代替温度計の設置</li> <li>②デジタルレコーダ/通信設備の2重化</li> <li>③無停電電源装置（バッテリー含む）の設置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①高</li> <li>②,</li> <li>③低</li> </ul>
		TE-1625G	HVH-12B SUPPLY AIR				
		TE-1625H	HVH-12C SUPPLY AIR				
		TE-1625J	HVH-12D SUPPLY AIR				
		TE-1625K	HVH-12E SUPPLY AIR				
		TE-1625A	HVH-12A RETURN AIR				
		TE-1625B	HVH-12B RETURN AIR				
		TE-1625C	HVH-12C RETURN AIR				
		TE-1625D	HVH-12D RETURN AIR				
		TE-1625E	HVH-12E RETURN AIR				

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の 影響	追加対策の 必要性有無	施工の 難易度
原子炉格納 容器内温度 計	2号機	TE-16-114A	RETURN AIR DRYWELL COOLER	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器 (HVH) 温度の監視としては複数の温度計有り。ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。</li> <li>監視に使用しているデジタルレコーダ/通信装置単体故障時は、中央制御室にて温度計出力を確認</li> </ul>	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧 (復旧までの間、監視不能)</li> </ul>	<p>【追加対策必要有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①代替温度計の設置</li> <li>②デジタルレコーダ/通信設備の2重化</li> <li>③無停電電源装置 (バッテリー含む) の設置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>①高</li> <li>②,</li> <li>③低</li> </ul>
		TE-16-114B	RETURN AIR DRYWELL COOLER				
		TE-16-114C	RETURN AIR DRYWELL COOLER				
		TE-16-114D	RETURN AIR DRYWELL COOLER				
		TE-16-114E	RETURN AIR DRYWELL COOLER				
		TE-16-114F#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16A				
		TE-16-114G#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16B				
		TE-16-114H#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16C				
		TE-16-114J#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16D				
		TE-16-114K#1	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16E				
	3号機	TE-16-114F#1	格納容器空調機供給空気温度				
		TE-16-114G#1	格納容器空調機供給空気温度				
		TE-16-114H#1	格納容器空調機供給空気温度				
		TE-16-114J#2	格納容器空調機供給空気温度				
		TE-16-114K#1	格納容器空調機供給空気温度				
		TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度				
		TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度				
		TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度				
		TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度				
TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度						
原子炉注水 流量計	1号機	FI-X01-104	高台炉注水ポンプFDW (A) 系注水ライン流量計	<p>【監視影響無】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単体故障時は全流量とFDW (B) 系/CS系流量の差分にて算出可能</li> <li>原子炉注水は複数の設備で実施可能であり、注水設備の切替により監視可能</li> </ul>	<p>【監視影響無】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用発電機を電源とした原子炉注水設備に切り替えると共に、監視系の電源を外部電源から非常用発電機に切り替えることで監視可能</li> </ul>	追加対策不要	-
		FI-X01-105	高台炉注水ポンプFDW (B) 系/CS系注水ライン流量計	<p>【監視影響無】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単体故障時は全流量とFDW (A) 系流量の差分にて算出可能</li> <li>原子炉注水は複数の設備で実施可能であり、注水設備の切替により監視可能</li> </ul>			
		FI-X02-101A	タービン建屋内炉注水ポンプ (A) 吐出流量計	<p>【監視影響無】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は複数の設備で実施可能であり、注水設備の切替により監視可能</li> </ul>			
		FI-X02-101B	タービン建屋内炉注水ポンプ (B) 吐出流量計	<p>【監視影響無】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は複数の設備で実施可能であり、注水設備の切替により監視可能</li> </ul>			

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の 影響	追加対策の 必要性有無	施工の 難易度
原子炉注水 流量計	2号機	FI-X01-107	高台炉注水ポンプFDW系 注水ライン流量計	【監視影響無】 ・単体故障時は全流量と CS/LPCI系流量の差分に て算出可能 ・原子炉注水は複数の設 備で実施可能であり、注 水設備の切替により監視 可能	【監視影響無】 ・非常用発電機 を電源とした原 子炉注水設備に 切り替えると共 に、監視系の電 源を外部電源か ら非常用発電機 に切り替えるこ とで監視可能	追加対策不 要	-
		FI-X01-106	高台炉注水ポンプCS/LPCI系 注水ライン流量計	【監視影響無】 ・単体故障時は全流量と FDW系流量の差分にて算 出可能 ・原子炉注水は複数の設 備で実施可能であり、注 水設備の切替により監視 可能			
		FI-X02-201	タービン建屋内炉注水ポンプ 吸込ライン流量計	【監視影響無】 ・原子炉注水は複数の設 備で実施可能であり、注 水設備の切替により監視 可能			
	3号機	FI-X01-109	高台炉注水ポンプFDW系 注水ライン流量計	【監視影響無】 ・単体故障時は全流量と CS/LPCI系流量の差分に て算出可能 ・原子炉注水は複数の設 備で実施可能であり、注 水設備の切替により監視 可能	【監視影響無】 ・非常用発電機 を電源とした原 子炉注水設備に 切り替えると共 に、監視系の電 源を外部電源か ら非常用発電機 に切り替えるこ とで監視可能	追加対策不 要	-
		FI-X01-108	高台炉注水ポンプCS/LPCI系 注水ライン流量計	【監視影響無】 ・単体故障時は全流量と FDW系流量の差分にて算 出可能 ・原子炉注水は複数の設 備で実施可能であり、注 水設備の切替により監視 可能			
		FI-X02-202	タービン建屋内炉注水ポンプ 吸込ライン流量計	【監視影響無】 ・原子炉注水は複数の設 備で実施可能であり、注 水設備の切替により監視 可能			
モニタリ ングポスト	1～3号 機 (共 通)	MP-1～8	モニタリングポスト	【監視影響無】 故障時は他のMPの値で 総合的に判断 故障復旧までは代替監視 を実施	【監視影響無】 検出器及び通信 設備はCVC F にて受電するの で監視可能	追加対策不 要	-
			可搬型モニタリングポスト (3台)	【監視影響無】 故障時は他のMPの値で 総合的に判断 故障復旧までは代替監視 を実施	【監視影響無】 外部電源喪失 時、免震棟電源 復旧後監視可能	追加対策不 要	-

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の 影響	追加対策の 必要性有無	施工の 難易度
短半減期核種の放射能濃度計 (希ガスモニタ)	1号機	D11-RE-020A	核種分析装置 (A)	【監視影響無】 2系統あるため単一故障では監視が可能	【監視影響無】 ・2系統のうち、片系電源喪失時はもう片系で監視可能 ・2系統電源喪失時は監視不能となるが、原子炉格納容器ガス管理設備が停止するため監視不要 (原子炉圧力容器底部温度による監視に移行)	追加対策不要	-
		D11-RE-020B	核種分析装置 (B)				
	2号機	D11-RE-090A	核種分析装置 (A)	【監視影響無】 2系統あるため単一故障では監視が可能	【監視影響無】 ・2系統のうち、片系電源喪失時はもう片系で監視可能 ・2系統電源喪失時は監視不能となるが、原子炉格納容器ガス管理設備が停止するため監視不要 (原子炉圧力容器底部温度による監視に移行)		
		D11-RE-090B	核種分析装置 (B)				
	3号機	D11-RE-091A	核種分析装置 (A)	【監視影響無】 2系統あるため単一故障では監視が可能	【監視影響無】 ・2系統のうち、片系電源喪失時はもう片系で監視可能 ・2系統電源喪失時は監視不能となるが、原子炉格納容器ガス管理設備が停止するため監視不要 (原子炉圧力容器底部温度による監視に移行)		
		D11-RE-091B	核種分析装置 (B)				
窒素封入圧力計	1号機	PI-PSA-1U-4	PSA窒素発生装置建屋入口側N2注入圧力計	【監視影響無】 計装機器故障時は窒素ガス分離装置本体の圧力計にて監視可能	【監視影響無】 外部電源喪失時監視不能となるが、窒素ガス分離装置も停止するため監視不要	追加対策不要	-
	2号機	PI-PSA-2U-2	PSA窒素発生装置N2注入圧力計 (2)				
	3号機	PI-PSA-3U-2	PSA窒素発生装置N2注入圧力計 (2)				

計装機器名	対象号機	Tag. No	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の 影響	追加対策の 必要性有無	施工の 難易度
窒素濃度計	1～3号機 (共通)	-	窒素ガス本体付属酸素濃度計	【監視影響無】 計装機器故障時も窒素ガス分離装置本体を切り替えることで監視可能	【監視影響無】 外部電源喪失時監視不能となるが、窒素ガス分離装置も停止するため監視不要	追加対策不要	-
格納容器圧力計	1号機	PI-PSA-1U-3	PSA窒素発生装置格納容器N 2 注入圧力計	【監視影響無】 計装機器故障時は代替となる圧力計にて監視可能	【監視影響無】 外部電源喪失時監視不能となるが、窒素ガス分離装置も停止するため監視不要	追加対策不要	-
		PI-PSA-1U-5	PSA窒素発生装置R P V N 2 注入圧力計	【監視影響無】 計装機器故障時は代替となる圧力計にて監視可能			
	2号機	PI-PSA-2U-4	PSA窒素発生装置格納容器N 2 注入圧力計	【監視影響無】 計装機器故障時は代替となる圧力計にて監視可能			
		PI-PSA-2U-3	PSA窒素発生装置R P V N 2 注入圧力計	【監視影響無】 計装機器故障時は代替となる圧力計にて監視可能			
	3号機	PI-PSA-3U-4	PSA窒素発生装置格納容器N 2 注入圧力計	【監視影響無】 計装機器故障時は代替となる圧力計にて監視可能			
		PI-PSA-3U-3	PSA窒素発生装置R P V N 2 注入圧力計	【監視影響無】 計装機器故障時は代替となる圧力計にて監視可能			
窒素封入流量計	1号機	FI-PSA-1U-2	PSA窒素発生装置格納容器N 2 注入流量計	【監視影響無】 当該流量計の他、全流量及びR P V側流量計の差分で算出可能	【監視影響無】 外部電源喪失時監視不能となるが、窒素ガス分離装置も停止するため監視不要	追加対策不要	-
		FI-PSA-1U-3	PSA窒素発生装置R P V N 2 注入流量計	【監視影響無】 当該流量計の他、全流量及びP C V側流量計の差分で算出可能			
	2号機	FI-PSA-2U-3	PSA窒素発生装置格納容器N 2 注入流量計	【監視影響無】 当該流量計の他、全流量及びR P V側流量計の差分で算出可能			
		FI-PSA-2U-2	PSA窒素発生装置R P V N 2 注入流量計	【監視影響無】 当該流量計の他、全流量及びP C V側流量計の差分で算出可能			
	3号機	FI-PSA-3U-3	PSA窒素発生装置格納容器N 2 注入流量計	【監視影響無】 当該流量計の他、全流量及びR P V側流量計の差分で算出可能			
		FI-PSA-3U-2	PSA窒素発生装置R P V N 2 注入流量計	【監視影響無】 当該流量計の他、全流量及びP C V側流量計の差分で算出可能			

計装機器名	対象号機	計器番号	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の影響	追加対策 の必要性 有無	施工の 難易度
原子炉圧力 容器圧力計	1号機	-	原子炉圧力容器圧力 (追設) (L側)	【監視影響無】 原子炉圧力容器圧力計としては、複数の監視計器あり	【監視影響有】 WEBカメラ電源喪失により監視不能	補助的監視として使用するため追加対策不要	-
		-	原子炉圧力容器圧力 (追設) (H側)		【監視影響有】 ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧 (復旧までの間、監視不能)		
		PT-263-53A	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 WEBカメラ電源喪失により監視不能		
		PT-263-53B	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
	2号機	-	原子炉圧力容器圧力 (追設) (L側)	【監視影響無】 原子炉圧力容器圧力計としては、複数の監視計器あり	【監視影響有】 WEBカメラ電源喪失により監視不能		
		-	原子炉圧力容器圧力 (追設) (H側)		【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
		PT-2-3-249A	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧 (復旧までの間、監視不能)		
		PT-2-3-250B	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
		PT-2-3-251A	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧 (復旧までの間、監視不能)		
		PT-2-3-251D	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
		PT-2-3-252C	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
	3号機	PT-2-3-249B	原子炉圧力容器圧力	【監視影響無】 代替計器はあるが、指示値の信頼性が確認できている計器なし	【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
		PT-2-3-251A	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧 (復旧までの間、監視不能)		
		PT-2-3-252C	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
		PT-2-3-252D	原子炉圧力容器圧力		【監視影響有】 ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧 (復旧までの間、監視不能)		
PT-2-3-255C		原子炉圧力容器圧力	【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能				
原子炉格納 容器圧力計	1号機	PT-1601-69	原子炉格納容器圧力	【監視影響無】 原子炉格納容器圧力計としては、複数の監視計器あり	【監視影響有】 ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧 (復旧までの間、監視不能)	補助的監視として使用するため追加対策不要	-
		PI-1601-68	原子炉格納容器圧力		【監視影響有】 WEBカメラ電源喪失により監視不能		
		PT-1620B	原子炉格納容器圧力		【監視影響有】 ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧 (復旧までの間、監視不能)		
		PT-1621D	原子炉格納容器圧力		【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
		PT-87-1	原子炉格納容器圧力		【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
		PT-1632C	原子炉格納容器圧力		【監視影響有】 ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧 (復旧までの間、監視不能)		

計装機器名	対象号機	計器番号	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の影響	追加対策 の必要性 有無	施工の 難易度
原子炉格納 容器圧力計	2号機	PT-5-52A	原子炉格納容器圧力	【監視影響無】 原子炉格納容器圧力 計としては、複数の 監視計器あり	【監視影響有】 ・単一系統の電源喪 失時計装用発電機に て電源復旧（復旧ま での間、監視不能）	補助的監 視として 使用する ため追加 対策不要	-
		PT-5-52B	原子炉格納容器圧力				
		PT-5-52C	原子炉格納容器圧力				
		PT-5-52D	原子炉格納容器圧力				
		PT-16-171	原子炉格納容器圧力				
	3号機	PT-5-52A	原子炉格納容器圧力	【監視影響無】 原子炉格納容器圧力 計としては、複数の 監視計器あり	【監視影響有】 ・単一系統の電源喪 失時計装用発電機に て電源復旧（復旧ま での間、監視不能）		
		PT-5-52B	原子炉格納容器圧力		【監視影響有】 計器電源喪失のた め、監視不能		
		PT-5-52D	原子炉格納容器圧力		【監視影響有】 ・単一系統の電源喪 失時計装用発電機に て電源復旧（復旧ま での間、監視不能）		
		PT-10-220B	原子炉格納容器圧力				
		PT-16-102	原子炉格納容器圧力				
原子炉圧力 容器水位計	1号機	LT-263-121A	原子炉水位（燃料域）	【監視影響無】 原子炉水位計として は、複数の監視計 器あり	【監視影響有】 計器電源喪失のた め、監視不能	補助的監 視として 使用する ため追加 対策不要	-
		LT-263-121B	原子炉水位（燃料域）		【監視影響有】 WEBカメラ電源喪 失により監視不能		
		-	原子炉水位（追設）				
	2号機	LT-2-3-73A	原子炉水位（燃料域）	【監視影響無】 原子炉水位計として は、複数の監視計 器あり	【監視影響有】 ・単一系統の電源喪 失時計装用発電機に て電源復旧（復旧ま での間、監視不能）		
		LT-2-3-73B	原子炉水位（燃料域）		【監視影響有】 WEBカメラ電源喪 失により監視不能		
		-	原子炉水位（追設）				
	3号機	LT-2-3-73A	原子炉水位（燃料域）	【監視影響無】 代替計器はあるが、 指示値の信頼性が確 認できている計器な し	【監視影響有】 計器電源喪失のた め、監視不能		
		LT-2-3-73B	原子炉水位（燃料域）				
	原子炉格納 容器水位計	1号機	-	（【N2封入圧力】 - 【原子炉格 納容器圧力：PT-1601-69】）	【監視影響有】 予備機なし		
2号機		-	（【RHRポンプ(A)吐出圧力：PT- 10-222A】 - 【原子炉格納容器圧 力：PT-5-52A】）	【監視影響無】 代替計器はあるが、 指示値の信頼性が確 認できている計器な し	【監視影響有】 計器電源喪失のた め、監視不能		
		-	（【RHRポンプ(C)吐出圧力：PT- 10-222C】 - 【原子炉格納容器圧 力：PT-5-52A】）				
		-	（【RHRポンプ(D)吐出圧力：PT- 10-222D】 - 【原子炉格納容器圧 力：PT-5-52A】）				
3号機		-	（【圧力抑制室N2圧力：PT-16- 111】 - 【原子炉格納容器圧力： PT-5-52A】）	【監視影響有】 予備機なし	【監視影響有】 ・単一系統の電源喪 失時計装用発電機に て電源復旧（復旧ま での間、監視不能）		

計装機器名	対象号機	計器番号	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の影響	追加対策 の必要性 有無	施工の 難易度	
原子炉格納 容器ガス管理設備 気体状放射性物質濃度計 (ダストモニタ)	1号機	D11-RE-001A	ダスト放射線モニタ (A)	【監視影響無】 2系統あるため単一故障では監視が可能	【監視影響無】 ・2系統のうち、片系電源喪失時はもう片系で監視可能 ・2系統電源喪失時は監視不能となるが、原子炉格納容器ガス管理設備が停止するため監視不要	補助的監視として使用するため追加対策不要	-	
		D11-RE-001B	ダスト放射線モニタ (B)					
	2号機	D11-RE-082A	ダスト放射線モニタ (A)					
		D11-RE-082B	ダスト放射線モニタ (B)					
	3号機	D11-RE-083A	ダスト放射線モニタ (A)					
		D11-RE-083B	ダスト放射線モニタ (B)					
原子炉格納 容器ガス管理設備 排気温度計	1号機	X62-TE-002	格納容器出口温度	【監視影響有】 予備機なし	【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能	補助的監視として使用するため追加対策不要	-	
	2号機	U41-TE-001	PCV排気温度					
	3号機	U41-TE-001	PCV排気温度					
原子炉格納 容器ガス管理設備 フィルタユニット表面放射線量計	1号機	X62-RE-007A1	粒子除去フィルタ (A 1) 放射線モニタ	【監視影響有】 2系統あるため単一故障では監視が可能	【監視影響無】 ・2系統のうち、片系電源喪失時はもう片系で監視可能 ・2系統電源喪失時は監視不能となるが、原子炉格納容器ガス管理設備が停止するため監視不要	補助的監視として使用するため追加対策不要	-	
		X62-RE-007A2	粒子除去フィルタ (A 2) 放射線モニタ					
		X62-RE-007B1	粒子除去フィルタ (B 1) 放射線モニタ					
		X62-RE-007B2	粒子除去フィルタ (B 2) 放射線モニタ					
	2号機	U41-RI-008	交換型フィルタユニット (A, B) 線量					【監視影響有】 予備機なし
	3号機	U41-RI-008	交換型フィルタユニット (A, B) 線量					【監視影響有】 予備機なし
原子炉建屋 カバー ダスト濃度計	1号機	X22-RE-001A	R/B空調排気ダクト (フィルタ出口側)	【監視影響無】 ・フィルタ出口側 (2系統) 及び入口側で多様化されており、単一故障では監視が可能。	【監視影響無】 ・2系統のうち、片系電源喪失時はもう片系で監視可能 ・2系統電源喪失時は監視不能となるが、原子炉建屋カバー排気設備が停止するため監視不要	補助的監視として使用するため追加対策不要	-	
		X22-RE-001B	R/B空調排気ダクト (フィルタ出口側)					
		X22-RE-001C	R/B空調排気ダクト (フィルタ入口側)					

計装機器名	対象号機	計器番号	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の影響	追加対策 の必要性 有無	施工の 難易度
原子炉圧力 容器上部各 温度計	1号機	TE-263-66A1	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器上部温度の監視としては複数の温度計有り。</li> </ul> <p>ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>監視に使用しているデジタルレコーダについては、単体故障時は中央制御室にて温度計出力を確認</li> </ul>	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧（復旧までの間、監視不能）</li> </ul>		
		TE-263-66B1	VESSEL HEAD FLANGE				
		TE-263-67A1	VESSEL STUD				
		TE-263-69A1	原子炉フランジ				
		TE-263-69A3	原子炉フランジ				
		TE-263-69B1	原子炉蒸気				
		TE-263-69B2	原子炉蒸気				
		TE-263-69D1	N-4BノズルEND				
		TE-263-69D2	N-4BノズルEND INBOARD				
		TE-263-69E1	N-4CノズルEND				
		TE-263-69E2	N-4CノズルEND INBOARD				
		TE-263-69C1	VESSEL BELOW WATER LEVEL				
		TE-263-69F1	VESSEL CORE				
	TE-263-69F3	VESSEL CORE					
	2号機	TE-2-3-66A2	VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器上部温度の監視としては複数の温度計有り。</li> </ul> <p>ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>監視に使用しているデジタルレコーダについては、単体故障時は中央制御室にて温度計出力を確認</li> </ul>	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧（復旧までの間、監視不能）</li> </ul>		
		TE-2-3-66B1	VESSEL HEAD FLANGE				
		TE-2-3-66B2	VESSEL HEAD FLANGE				
		TE-2-3-67A1	VESSEL STUD				
		TE-2-3-67A2	VESSEL STUD				
		TE-2-3-69A3	VESSEL FLANGE				
		TE-2-3-69B2	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE				
		TE-2-3-69B3	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE				
		TE-2-3-69D2	FEEDWATER NOZZLE N4B INBOARD				
		TE-2-3-69E1	FEEDWATER NOZZLE N4D END				
		TE-2-3-69E2	FEEDWATER NOZZLE N4D INBOARD				
		TE-2-3-69J1	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE				
		TE-2-3-69J2	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE				
		TE-2-3-69J3	VESSEL WALL BELOW FW NOZZLE				
		TE-2-3-69A1	VESSEL FLANGE				
		TE-2-3-69A2	VESSEL FLANGE				
	TE-2-3-69B1	VESSEL WALL ADJ TO FLANGE					
	TE-2-3-69D1	FEEDWATER NOZZLE N4B END					
	3号機	TE-2-3-66A1	R P V 上蓋フランジ周辺温度	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器上部温度の監視としては複数の温度計有り。</li> </ul> <p>ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>監視に使用しているデジタルレコーダについては、単体故障時は中央制御室にて温度計出力を確認</li> </ul>	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧（復旧までの間、監視不能）</li> </ul>		
		TE-2-3-66A2	R P V 上蓋フランジ周辺温度				
		TE-2-3-66B1	R P V 上蓋フランジ温度				
		TE-2-3-66B2	R P V 上蓋フランジ温度				
		TE-2-3-67A1	R P V スタットボルト温度				
		TE-2-3-67A2	R P V スタットボルト温度				
		TE-2-3-69A1	R P V フランジ温度				
		TE-2-3-69A2	R P V フランジ温度				
		TE-2-3-69A3	R P V フランジ温度				
		TE-2-3-69B1	R P V フランジ周辺温度				
TE-2-3-69B2		R P V フランジ周辺温度					
TE-2-3-69B3		R P V フランジ周辺温度					
TE-2-3-69D1		R P V 給水ノズルN 4 B 温度					
TE-2-3-69D2		R P V 給水ノズルN 4 B 温度					
TE-2-3-69E1		R P V 給水ノズルN 4 D 温度					
TE-2-3-69E2	R P V 給水ノズルN 4 D 温度						
TE-2-3-69J1	R P V 給水ノズル下部温度						
TE-2-3-69J2	R P V 給水ノズル下部温度						
TE-2-3-69J3	R P V 給水ノズル下部温度						

計装機器名	対象号機	計器番号	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の影響	追加対策 の必要性 有無	施工の 難易度	
原子炉格納 容器上部 (ベロー シール) 温 度計	1号機	TE-1625L	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA	<b>【監視影響有】</b> ・原子炉格納容器上部温度の監視としては複数の温度計有り。 ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。 ・監視に使用しているデジタルレコーダについては、単体故障時は中央制御室にて温度計出力を確認	<b>【監視影響有】</b> ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧(復旧までの間、監視不能)	補助的監視として使用するため追加対策不要	-	
		TE-1625M	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-1625N	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-1625P	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-1625R	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS SEAL AREA					
	2号機	TE-16-114L#1	RPV BELLOWS SEAL AREA	<b>【監視影響有】</b> ・原子炉格納容器上部温度の監視としては複数の温度計有り。 ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。 ・監視に使用しているデジタルレコーダについては、単体故障時は中央制御室にて温度計出力を確認	<b>【監視影響有】</b> ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧(復旧までの間、監視不能)			
		TE-16-114M#1	RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-16-114N#1	RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-16-114P#1	RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-16-114R#1	RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-16-114R#2	RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-16-114L#2	RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-16-114M#2	RPV BELLOWS SEAL AREA					
		TE-16-114N#2	RPV BELLOWS SEAL AREA					
	TE-16-114P#2	RPV BELLOWS SEAL AREA						
	3号機	TE-16-114L#1	原子炉ベローシール部温度	<b>【監視影響有】</b> ・原子炉格納容器上部温度の監視としては複数の温度計有り。 ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。 ・監視に使用しているデジタルレコーダについては、単体故障時は中央制御室にて温度計出力を確認	<b>【監視影響有】</b> ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧(復旧までの間、監視不能)			
		TE-16-114L#2	原子炉ベローシール部温度					
		TE-16-114M#1	原子炉ベローシール部温度					
		TE-16-114M#2	原子炉ベローシール部温度					
		TE-16-114N#1	原子炉ベローシール部温度					
		TE-16-114N#2	原子炉ベローシール部温度					
		TE-16-114P#1	原子炉ベローシール部温度					
		TE-16-114P#2	原子炉ベローシール部温度					
		TE-16-114R#1	原子炉ベローシール部温度					
	圧力抑制室 プール水温 度計	1号機	TE-1601-71C	サブプレッションプール水温度(35° 付近)	<b>【監視影響無】</b> S/Cプール温度の監視としては複数の温度計有り。			<b>【監視影響有】</b> ・単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧(復旧までの間、監視不能)
			TE-1601-71D	サブプレッションプール水温度(35° 付近)				
			TE-1601-72C	サブプレッションプール水温度(145° 付近)				
TE-1601-72D			サブプレッションプール水温度(145° 付近)					
TE-1601-73C			サブプレッションプール水温度(235° 付近)					
TE-1601-73D			サブプレッションプール水温度(235° 付近)					
TE-1601-74C			サブプレッションプール水温度(325° 付近)					
TE-1601-74D			サブプレッションプール水温度(325° 付近)					

計装機器名	対象号機	計器番号	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の影響	追加対策 の必要性 有無	施工の 難易度
圧力抑制室 プール水温度計	2号機	TE-16-700A	サブプレッションプール水温度 (31° 付近)	【監視影響無】 S/Cプール温度の 監視としては複数の 温度計有り。	【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		
		TE-16-700B	サブプレッションプール水温度 (31° 付近)				
		TE-16-701A	サブプレッションプール水温度(76° 付近)				
		TE-16-701B	サブプレッションプール水温度(76° 付近)				
		TE-16-702A	サブプレッションプール水温度 (121° 付近)				
		TE-16-702B	サブプレッションプール水温度 (121° 付近)				
		TE-16-703A	サブプレッションプール水温度 (166° 付近)				
		TE-16-703B	サブプレッションプール水温度 (166° 付近)				
		TE-16-704A	サブプレッションプール水温度 (211° 付近)				
		TE-16-704B	サブプレッションプール水温度 (211° 付近)				
		TE-16-705A	サブプレッションプール水温度 (256° 付近)				
		TE-16-705B	サブプレッションプール水温度 (256° 付近)				
		TE-16-706A	サブプレッションプール水温度 (301° 付近)				
		TE-16-706B	サブプレッションプール水温度 (301° 付近)				
		TE-16-707A	サブプレッションプール水温度 (346° 付近)				
		TE-16-707B	サブプレッションプール水温度 (346° 付近)				
		TΣ-16-718A	サブプレッションプール水温度 (平均)				
		TΣ-16-718B	サブプレッションプール水温度 (平均)				
	3号機	TE-16-700A	サブプレッションプール水温度 (31° 付近)	【監視影響無】 S/Cプール温度の 監視としては複数の 温度計有り。	【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能		補助的監視として 使用するため追加 対策不要
		TE-16-700B	サブプレッションプール水温度 (31° 付近)				
		TE-16-701A	サブプレッションプール水温度(76° 付近)				
		TE-16-701B	サブプレッションプール水温度(76° 付近)				
		TE-16-702A	サブプレッションプール水温度 (121° 付近)				
		TE-16-702B	サブプレッションプール水温度 (121° 付近)				
		TE-16-703A	サブプレッションプール水温度 (166° 付近)				
		TE-16-703B	サブプレッションプール水温度 (166° 付近)				
		TE-16-704A	サブプレッションプール水温度 (211° 付近)				
		TE-16-704B	サブプレッションプール水温度 (211° 付近)				
TE-16-705A	サブプレッションプール水温度 (256° 付近)						
TE-16-705B	サブプレッションプール水温度 (256° 付近)						
TE-16-706A	サブプレッションプール水温度 (301° 付近)						
TE-16-706B	サブプレッションプール水温度 (301° 付近)						
TE-16-707A	サブプレッションプール水温度 (346° 付近)						
TE-16-707B	サブプレッションプール水温度 (346° 付近)						
TΣ-16-718A	サブプレッションプール水温度 (平均)						
TΣ-16-718B	サブプレッションプール水温度 (平均)						

計装機器名	対象号機	計器番号	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の影響	追加対策 の必要性 有無	施工の 難易度
原子炉圧力 容器下部温 度計	1号機	TE-263-69K1	VESSEL SKIRT NEAR JOINT	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器下部温度の監視としては複数の温度計有り。</li> <li>ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。</li> <li>監視に使用しているデジタルレコーダについては、単体故障時は中央制御室にて温度計出力を確認</li> </ul>	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧（復旧までの間、監視不能）</li> </ul>		
		TE-263-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE				
		TE-263-69N1	CRDハウジング上端				
		TE-263-69N3	CRDハウジング上端				
		TE-263-69P#1	N-12 VESSEL BOTTOM				
		TE-263-69P#2	N-12 VESSEL BOTTOM				
	2号機	TE-2-3-69H1	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器下部温度の監視としては複数の温度計有り。</li> <li>ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。</li> <li>監視に使用しているデジタルレコーダについては、単体故障時は中央制御室にて温度計出力を確認</li> </ul>	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧（復旧までの間、監視不能）</li> </ul>	補助的監視として使用するため追加対策不要	-
		TE-2-3-69F3	VESSEL BOTTOM ABOVE SKIRT JOT				
		TE-2-3-69K1	SUPPORT SKIRT TOP				
		TE-2-3-69K2	SUPPORT SKIRT TOP				
		TE-2-3-69K3	SUPPORT SKIRT TOP				
		TE-2-3-69L2	VESSEL BOTTOM HEAD				
		TE-2-3-69M1	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE				
		TE-2-3-69M2	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE				
		TE-2-3-69M3	SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE				
		TE-2-3-69N1	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING				
		TE-2-3-69N2	TOP CONTROL ROD DRIVE HOUSING				
		TE-2-3-69P3	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING				
		TE-2-106	VESSEL BOTTOM DRAIN				
TE-2-3-69P1	BOTTOM CONTROL ROD DRIVE HOUSING	【監視影響有】 計器電源喪失のため、監視不能					
原子炉圧力 容器下部温 度計	3号機	TE-2-3-69K1	R P Vスカート上部温度	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器下部温度の監視としては複数の温度計有り。</li> <li>ただし、事故時の過酷な環境に曝されており耐久性に問題あり。</li> <li>監視に使用しているデジタルレコーダについては、単体故障時は中央制御室にて温度計出力を確認</li> </ul>	<p>【監視影響有】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>単一系統の電源喪失時計装用発電機にて電源復旧（復旧までの間、監視不能）</li> </ul>	補助的監視として使用するため追加対策不要	-
		TE-2-3-69K2	R P Vスカート上部温度				
		TE-2-3-69K3	R P Vスカート上部温度				
		TE-2-3-69M1	R P V支持スカートフランジ温度				
		TE-2-3-69M2	R P V支持スカートフランジ温度				
		TE-2-3-69M3	R P V支持スカートフランジ温度				
		TE-2-3-69N1	CRDハウジング頂部温度				
		TE-2-3-69N2	CRDハウジング頂部温度				
		TE-2-3-69N3	CRDハウジング頂部温度				
		TE-2-3-69P1	CRDハウジング底部温度				
		TE-2-3-69P2	CRDハウジング底部温度				
		TE-2-3-69P3	CRDハウジング底部温度				
		TE-2-106#1	R P Vドレン温度				
		TE-2-106#2	R P Vドレン温度				

計装機器名	対象号機	計器番号	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の影響	追加対策 の必要性 有無	施工の 難易度
安全弁漏洩 検出/逃し 弁出口他温 度計	1号機	TE-261-13A	安全弁-4 A	<b>【監視影響有】</b> ・安全弁漏洩検出/ 逃し弁出口他温度の 監視としては複数の 温度計有り。 ただし、事故時の過 酷な環境に曝されて おり耐久性に問題あ り。 ・監視に使用してい るデジタルレコーダ については、単体故 障時は中央制御室に て温度計出力を確認	<b>【監視影響有】</b> ・単一系統の電源喪 失時計装用発電機に て電源復旧(復旧ま での間、監視不能)		
		TE-261-13B	安全弁-4 B				
		TE-261-13C	安全弁-4 C				
		TE-261-14A	RV-203-3 A (ブローダウ ンバルブ)				
		TE-261-14B	RV-203-3 B (ブローダウ ンバルブ)				
		TE-261-14C	RV-203-3 C (ブローダウ ンバルブ)				
		TE-261-14D	RV-203-3 D (ブローダウ ンバルブ)				
	2号機	TE-2-112A	SAFETY VALVES RV 2-70A	<b>【監視影響有】</b> ・安全弁漏洩検出/ 逃し弁出口他温度の 監視としては複数の 温度計有り。 ただし、事故時の過 酷な環境に曝されて おり耐久性に問題あ り。 ・監視に使用してい るデジタルレコーダ については、単体故 障時は中央制御室に て温度計出力を確認	<b>【監視影響有】</b> ・単一系統の電源喪 失時計装用発電機に て電源復旧(復旧ま での間、監視不能)	補助的監 視として 使用する ため追加 対策不要	
		TE-2-112B	SAFETY VALVES RV 2-70B				
		TE-2-112C	SAFETY VALVES RV 2-70C				
		TE-2-113A	Blowdown Valves A				
		TE-2-113B	Blowdown Valves B				
		TE-2-113C	Blowdown Valves C				
		TE-2-113D	Blowdown Valves D				
		TE-2-113E	Blowdown Valves E				
		TE-2-113F	Blowdown Valves F				
		TE-2-113G	Blowdown Valves G				
		TE-2-113H	Blowdown Valves H				
		TE-16-114F#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16A		<b>【監視影響有】</b> ・単一系統の電源喪 失時計装用発電機に て電源復旧(復旧ま での間、監視不能)	補助的監 視として 使用する ため追加 対策不要	
		TE-16-114G#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16B				
TE-16-114H#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16C						
TE-16-114J#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16D						
TE-16-114K#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16E						
TE-16-114L#2	SUPPLY AIR D/W COOLER HVH 2-16F						
3号機	TE-2-112A	安全弁漏洩検出	<b>【監視影響有】</b> ・安全弁漏洩検出/ 逃し弁出口他温度の 監視としては複数の 温度計有り。 ただし、事故時の過 酷な環境に曝されて おり耐久性に問題あ り。 ・監視に使用してい るデジタルレコーダ については、単体故 障時は中央制御室に て温度計出力を確認	<b>【監視影響有】</b> ・単一系統の電源喪 失時計装用発電機に て電源復旧(復旧ま での間、監視不能)	補助的監 視として 使用する ため追加 対策不要		
	TE-2-112B	安全弁漏洩検出					
	TE-2-112C	安全弁漏洩検出					
	TE-2-113A	逃し安全弁 A 出口温度					
	TE-2-113B	逃し安全弁 B 出口温度					
	TE-2-113C	逃し安全弁 C 出口温度					
	TE-2-113D	逃し安全弁 D 出口温度					
	TE-2-113E	逃し安全弁 E 出口温度					
	TE-2-113F	逃し安全弁 F 出口温度					
	TE-2-113G	逃し安全弁 G 出口温度					
	TE-2-113H	逃し安全弁 H 出口温度					
	TE-16-114F#2	格納容器空調機供給空気温度					
	TE-16-114G#2	格納容器空調機供給空気温度					
TE-16-114H#2	格納容器空調機供給空気温度						
TE-16-114J#1	格納容器空調機供給空気温度						
TE-16-114K#2	格納容器空調機供給空気温度						

計装機器名	対象号機	計器番号	サービス名称	単一故障時の影響 (多重化/多様化)	外部電源喪失の影響	追加対策 の必要性 有無	施工の 難易度
原子炉格納 容器水素濃 度計	1号機	H2E-D11-106A	水素分析計 (A)	【監視影響無】 2系統あるため単一 故障では監視が可能	【監視影響無】 ・2系統のうち、片 系電源喪失時はもう 片系で監視可能 ・2系統電源喪失時 は監視不能となる が、原子炉格納容器 ガス管理設備が停止 するため監視不要	補助的監 視として 使用する ため追加 対策不要	-
		H2E-D11-106B	水素分析計 (B)				
	2号機	A-1	水素分析計 (A)	【監視影響無】 2系統あるため単一 故障では監視が可能	【監視影響無】 ・2系統のうち、片 系電源喪失時はもう 片系で監視可能 ・2系統電源喪失時 は監視不能となる が、原子炉格納容器 ガス管理設備が停止 するため監視不要		
		A-2	水素分析計 (B)				
	3号機	A-1	水素分析計 (A)	【監視影響無】 2系統あるため単一 故障では監視が可能	【監視影響無】 ・2系統のうち、片 系電源喪失時はもう 片系で監視可能 ・2系統電源喪失時 は監視不能となる が、原子炉格納容器 ガス管理設備が停止 するため監視不要		
		A-2	水素分析計 (B)				

(経年劣化)

7. 「原子炉建屋に係るコンクリート構造物、格納容器、注水系配管等に係る経年劣化とその安全性の影響評価を実施し、必要な機能を維持するための対策を実施すること。」及び「コンクリート構造物、容器、配管等のうち海水による腐食からなる経年劣化等により、構造強度の低下が懸念されるものについて、耐震性を含む構造強度について評価し、必要な補強等を実施すること。」に関する報告(建屋)

(1) 原子炉建屋

原子炉格納容器や使用済燃料プールに燃料が入っている1～4号機原子炉建屋の躯体(鉄筋コンクリート)について、今後の経年劣化の影響評価を行う。なお、劣化要因は、津波および事故における特殊要因と考えられる熱、海水及び高湿度環境とする。ただし、乾燥収縮によるコンクリートのひび割れは、構造安全性に与える影響が小さいと考えられているが、高湿度環境においては、乾燥により損失した水分を回復するため、より有利な条件と想定され劣化要因としては考慮しない。

a. 現在の状況

熱による影響

1～3号機原子炉格納容器及び1～4号機使用済燃料プールは、事故発生後冷却系設備が稼動するまで高温状態<sup>1</sup>にあったが、1～4号機原子炉建屋の損傷や温度上昇等を考慮した評価(以下、「現状評価」という)を実施し、耐震壁及び使用済燃料プール躯体が終局状態に至らないことを確認している。<sup>2</sup>

また、デブリ燃料および使用済燃料プール内燃料とも、多重化されている冷却系設備により安定的に冷却されており、現在は、1～3号機原子炉格納容器内は1号機：31.9 (TE-1625Aにて計測)、2号機：58.5 (TE-16-114Aにて計測)、3号機：50.2 (TE-16-114Aにて計測)(平成24年5月8日時点、冷温停止状態維持(100以下))、1～4号機使用済燃料プール水は、1号機：20.5、2号機：21.3、3号機：20.4、4号機：30 (平成24年5月8日時点)となり、今後も冷却状態を維持し続けるものと考えられる。一時的に高温になったコンクリートはその後の常温での養生期間における劣化は進行しないと考えられることから<sup>3</sup>、1～3号機原子炉格納容器及び1～4号機使用済燃料プールからの熱による今後の1～4号機原子炉建屋の躯体の劣化は進展しないものと言える。

1：福島原子力事故調査報告書(中間報告書)(東京電力株式会社、平成23年12月2日)

2：福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その1)(東京電力株式会社、平成23年5月28日)

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その2)(東京電力株式会社、平成23年7月13日)

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その3)(東京電力株式会社、平成23年8月26日)

3：Eurocode2：Design of concrete structures-Part1-2：General rules-Structural fire

海水による影響

1～4号機原子炉建屋損傷後の海水注入及び飛来塩分により、コンクリート破断面、ひび割れ等から塩分が浸透することが懸念される。「現状評価」において、鉄筋が剥き出しになっている躯体はモデル化せず解析を実施していることから、至近の健全性に影響しないことを確認しているものの、長期健全性を評価する上では十分なデータがないことから、b. に示す点検により定期的に確認する。

b. 今後の対応

1～4号機原子炉建屋に対し、作業安全性が確認された時点で、「建屋の垂直性の確認」「ひび割れ調査」「コンクリートの強度確認」の点検を実施する。4号機原子炉建屋の点検については、4回/年実施することとし、第1回の点検については、平成24年5月に実施済みである。なお、早期に建屋内への進入が困難である1～3号機原子炉建屋については、点検が可能となるまで、4号機原子炉建屋の点検結果により類推する。また、合わせて遠隔操作による点検手法についての検討を行う。

点検結果により、「現状評価」の前提条件を確認し、原子炉建屋の耐震安全性に影響を与えるような鉄筋腐食によるコンクリートのひび割れ等の損傷が確認された場合は、適切な補修を実施するとともに、必要に応じ補強等を実施する。

表7-1に、1～4号機原子炉建屋の点検等に係る工程表を示す。

表7-1 1～4号機原子炉建屋の点検等に係る工程

	平成24年度			平成25年度	平成26年度
1号機 原子炉建屋	燃料取出し方法検討/先行号機調査				
				ガレキ等調査	取出計画立案
2号機 原子炉建屋	建屋内除染・遮へいの検討・準備				
				除染・遮へい、設備調査	
3号機 原子炉建屋	準備工事・ガレキ撤去				
				点検計画・実施（ガレキ撤去含む）	
4号機 原子炉建屋	準備工事・ガレキ撤去				
				点検計画・実施（ガレキ撤去含む）	

点線：建屋の損傷、線量等により工程が変動する可能性大

(2) 地下階に海水(滞留水)を貯留する建屋

1～4号機原子炉建屋、1～4号機タービン建屋、1～4号機廃棄物処理建屋、1～4号機コントロール建屋、高温焼却炉建屋及びプロセス主建屋(以下、「原子炉建屋他」という)の地下階には、海水(滞留水)が溜まっている状態であり、塩分がコンクリート中に浸透することで鉄筋腐食環境となり、鉄筋腐食による体積膨張からかぶりコンクリートにひび割れが生じ構造健全性に影響することが想定されることから、地下階の壁(鉄筋コンクリート)に対して、海水による経年劣化を評価する。

a. 現在の状況

現在、地下滞留水の塩素濃度は淡水化装置により減少傾向にあり、タービン建屋からプロセス主建屋への移送水の塩素濃度<sup>4</sup>は900ppm程度まで下がっている。(4章表4-1参照)

なお、津波による浸水被害を受けた福島第二原子力発電所1号機原子炉建屋地下2階において、海水排出後にコンクリート供試体を採取し、塩化物イオン量を測定することにより、健全性への影響がないことを確認している(添付資料1)。これより、福島第一原子力発電所1～4号機原子炉建屋他地下壁についても、福島第二原子力発電所1号機と同等と考えた場合に、健全性に大きな影響を及ぼす要因でないと推定される。

4: 通常時の海水塩素濃度 18,000ppm程度

b. 今後の対応

現状、地下滞留水がある地階へのアクセスが、困難であることを踏まえ、海水によるコンクリートへの塩分浸透による経年劣化の評価を平成25年3月までに実施し、必要に応じて対策等を検討していく。地下滞留水による鉄筋コンクリート躯体の劣化評価の計画を表7-2に示す。

また、今後も、淡水化装置により引き続き滞留水の淡水化を実施していくとともに、建屋の止水及び滞留水の回収を早期に実施する。

表7-2 地下滞留水による鉄筋コンクリート躯体の劣化評価の計画

	平成24年度	
	上期	下期
地下階に海水(滞留水)を貯留する建屋の経年劣化	調査及び評価方法の検討	評価

・塩分浸透による強度低下

[原子炉建屋，タービン建屋，海水熱交換器建屋，取水構造物，復水貯蔵タンク基礎・埋設ダクト，非常用ガス処理系配管ダクト，海水配管ダクト，軽油タンク基礎・配管トレンチ，排気筒（基礎部）]

a. 事象の説明

コンクリート中に塩化物イオンが浸透し，鉄筋位置まで達すると，鉄筋の腐食が徐々に進行し，鉄筋体積の膨張によりコンクリートにひび割れやはく離が生じ，コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

なお，震災時の津波の浸水は，塩分浸透による強度低下の進展傾向に影響を及ぼす可能性がある。

b. 現状保全及び震災影響を踏まえた健全性評価

コンクリート構造物の健全性維持の観点から，定期的にコンクリート表面の目視点検を実施している。目視点検の結果，ひび割れ幅等から評価し，補修が必要となるひび割れ等が確認された場合は，構造上問題となるひび割れ等の即時補修が必要な場合を除き，その経過を継続的に監視しつつ，点検実施後数年以内を目途に補修を計画，実施している。

また，定期的に塩化物イオン量を測定し，コンクリートの健全性に問題がないことを確認している。

評価対象部位は，対象構造物のうち，平成22年に海水や飛沫の影響により最も厳しい塩分浸透環境下にある取水構造物に加え，海側に面する壁を有する建物（原子炉建屋，タービン建屋，海水熱交換器建屋）を対象とする。それらの塩化物イオン濃度の測定を行った結果，鉄筋位置における塩化物イオン濃度は，原子炉建屋で0.005%，タービン建屋で0.004%，海水熱交換器建屋で0.006%，取水構造物の気中帯で0.022%，干満帯で0.027%，海中帯で0.120%であった。

以上の結果と塩分浸透環境を考慮して，海水熱交換器建屋外壁と，取水構造物を評価対象部位とする。評価点は，海水熱交換器建屋は1階南外壁，取水構造物は塩分浸透環境を考慮し，気中帯，干満帯及び海中帯とする。

塩分によるコンクリート中の鉄筋への影響を評価する方法としては，鉄筋の腐食速度に着目し，鉄筋の腐食減量が，かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の腐食減量に達するまでの期間の予測式として，森永式（森永「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究—東京大学学位論文（1986）」）が提案さ

れている。

海水熱交換器建屋外壁から供試体を採取して測定した鉄筋位置での塩化物イオン濃度を森永式に適用し、調査時点、運転開始後 60 年時点及びかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量を算定した。その結果、鉄筋の腐食減量は、表 6.1.10-4 に示すとおり、調査時点において  $6.4 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、運転開始後 60 年時点において  $15.1 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$  である。これはかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量である  $51.0 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$  を十分に下回っており、運転開始後 60 年時点における鉄筋の腐食減量は問題ないと考えられる。

取水構造物についても同様に、供試体を採取して測定した鉄筋位置での塩化物イオン濃度を森永式に適用し、調査時点、運転開始後 60 年時点及びかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量を算定した。その結果、鉄筋の腐食減量は、表 6.1.10-4 に示すとおり、調査時点において気中帯で  $2.2 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯で  $3.7 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯で  $2.0 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、運転開始後 60 年時点において気中帯で  $5.4 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯で  $8.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯で  $6.4 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$  である。これらはかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点での鉄筋の腐食減量である気中帯で  $91.3 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、干満帯で  $93.5 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$ 、海中帯で  $80.5 \times 10^{-4} \text{g/cm}^2$  を十分に下回っており、運転開始後 60 年時点における鉄筋の腐食減量は問題ないと考えられる。

さらに、定期的な目視点検を実施しているが、塩分浸透による鉄筋腐食に起因するひび割れ等は認められていない。

また、津波による浸水被害を受けた原子炉建屋、海水熱交換器建屋、海水配管ダクトにおいて、供試体を採取し、塩化物イオン量を測定した。その結果、鉄筋の腐食減量は、表 6.1.10-5 に示すとおり、健全性への影響がないことを確認している。

この内容を踏まえて、当面の安定停止維持においては、日常保全を継続的に実施することで健全性は確保される。

### c. 総合評価

健全性評価にて記載される塩分浸透による強度低下を踏まえると、定期的な目視点検により補修対象となったひび割れ等の補修を計画、実施することで健全性は確保されると判断する。

したがって、浸水した場所については、定期的にひび割れ部から浸透した塩化物イオン量を測定し、コンクリートに対する影響を評価するとともに、目視点検においても重点的に実施し、必要に応じて補修を行い、健全性を確保していく。

d. 高経年化への対応

これらの塩分浸透による強度低下に対しては、高経年化対策の観点から現状の保全内容に対し追加すべき項目はなく、今後も日常保全を継続していく。

表 6.1.10-4 鉄筋の腐食減量

		調査時期	鉄筋位置での塩化物イオン濃度 (%)	鉄筋の腐食減量 ( $\times 10^{-4}g/cm^2$ )		
				調査時点	運転開始後60年時点	かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点
海水熱交換器建屋	1階南外壁	平成22年	0.006 (0.143) *	6.4	15.1	51.0
取水構造物	気中帯	平成22年	0.022 (0.518) *	2.2	5.4	91.3
	干満帯		0.027 (0.630) *	3.7	8.3	93.5
	海中帯		0.120 (2.793) *	2.0	6.4	80.5

\* : ( )内は塩化物イオン量 ( $kg/m^3$ )

表 6.1.10-5 鉄筋の腐食減量 (浸水被害時)

		調査時期	鉄筋位置での塩化物イオン濃度 (%)	鉄筋の腐食減量 ( $\times 10^{-4}g/cm^2$ )		
				調査時点	運転開始後60年時点	かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点
原子炉建屋	B2階床	平成23年	0.001 (0.020) *	9.2	18.8	59.9
海水熱交換器建屋	B1階内壁		0.077 (1.750) *	20.8	51.0	59.9
	1階南外壁		0.003 (0.063) *	6.2	13.4	51.0
北側連絡ダクト	内部床		0.031 (0.705) *	1.1	3.3	82.4

\* : ( )内は塩化物イオン量 ( $kg/m^3$ )

8. 「原子炉建屋に係るコンクリート構造物、原子炉格納容器、注水配管等に係る経年劣化とその安全性の影響評価を実施し、必要な機能を維持するための対策を実施すること。」及び「コンクリート構造物、容器、配管等のうち海水による腐食からなる経年劣化等により、構造強度の低下が懸念されるものについて、耐震性を含む構造強度について評価し、必要な補強等を実施すること。」に関する報告（容器、配管等）

(1) 対象設備

放射性物質の放出抑制・管理機能及び原子炉冷却機能に係わる以下の既存設備に対して、経年劣化の影響評価を行う。なお、温度変化による低サイクル疲労割れは、今後の有意な経年劣化事象ではないと判断されることから、経年劣化事象としては、主に海水注入の影響を考慮した腐食劣化を対象とする。

【対象設備】

1) 原子炉格納容器

ドライウェル、ベント管、サプレッションチャンバトラス部、サポート部（基礎ボルト含む）

2) 原子炉注水系配管

復水給水系配管、炉心スプレイ系配管、復水補給水系配管

3) 原子炉圧力容器

4) 使用済燃料プール

燃料プールライニング、燃料ラック

(2) 対象設備の要求機能

対象設備について、放射性物質の放出抑制、原子炉冷却機能を確保するため、表8-1の要求機能を満足するものとする。

なお、原子炉格納容器については、バウンダリ機能に関して滞留水の状況を考慮すると何かしらの損傷があるものと推測されるものの、構成部位に対して経年劣化を考慮した評価を行うものとする。

また、原子炉圧力容器について、容器のバウンダリ機能は現状の注水状況を鑑みて評価対象外とする。

表 8-1 対象設備の要求機能

設備	要求機能
原子炉格納容器	設備の支持機能 バウンダリ機能
原子炉注水系配管	設備の支持機能 バウンダリ機能
原子炉圧力容器	設備の支持機能
使用済燃料プール	プール水バウンダリ機能 燃料支持機能

### (3) 考慮すべき劣化事象の抽出

原子炉格納容器、原子炉注水系配管、原子炉圧力容器及び使用済燃料プールの主要部位（構造図等：図 8-1～8-7 参照）の想定される劣化事象を以下に示す。

対象設備が曝されている環境は、中性付近の自然水環境と想定されることから、表 8-2～8-4 に示す通り、炭素鋼及び低合金鋼製機器の主たる劣化事象として全面腐食及び流動腐食（流れの影響を受けた全面腐食）が想定される。

ただし、実環境においては、pH が局所的にアルカリ性化したり、流れが不均一になるなどして腐食が局在化（不均一腐食）する可能性がある。また、異材継手部では異種金属接触腐食による加速が生じる場合があり、さらには震災後初期に微量ではあるが注入されたホウ酸またはホウ酸塩の影響も考慮する必要がある。これらの不確定要素の影響については、実施中の国プロ等において、さらに詳細な評価を進めていく。

一方、ステンレス鋼製機器の主たる劣化事象としては、海水に含まれる塩化物イオンによる局部腐食（孔食、すきま腐食、応力腐食割れ等）が、また、アルミニウム合金製機器については瓦礫の落下に起因するアルカリ性環境下での全面腐食が想定される。これらの腐食事象の進行速度は、炭素鋼の全面腐食に比べて著しく速いことから、喫緊の課題として事故直後からリスクの洗い出しを行い、使用済燃料プール等の対象箇所（4-2、d）について、その評価・対策を進めている。

表 8-2 原子炉格納容器主要部位の材料、想定劣化事象

主要部位		材料	要求機能	主たる劣化事象
ドライ ウエル	本体	炭素鋼	支持機能 バウンダリ 機能	・全面腐食（内面） ・大気腐食（外面気中部）
	ベント管	炭素鋼	バウンダリ 機能	・全面腐食 ・ベローズ(ステンレス)との接触 による異種金属接触腐食
	ベント管 ベローズ	ステン レス鋼	バウンダリ 機能	・塩化物イオンによる局部腐食
サプレ ッショ ンチャ ンバ	本体(トー ラス部)	炭素鋼	支持機能 バウンダリ 機能	・全面腐食
	サポート (支持脚 等)	炭素鋼	支持機能	・全面腐食
	基礎ボル ト	炭素鋼、 低合金 鋼	支持機能	・全面腐食

表 8-3 原子炉注水系配管主要部位、想定劣化事象

主要部位		材料	要求機能	主たる劣化事象
注水系 配管	給水系配管	炭素鋼	バウンダリ 機能 支持機能	・流動腐食（流れの影響を受けた全面腐食） <sup>注1</sup>
	スプレイ系 配管			
	復水補給水 系配管			
注水系 ノズル	給水ノズル	炭素鋼、 ステンレス鋼、 ニッケル基合金	同上	・流動腐食 <sup>注1</sup> ・異種金属接触腐食
	スプレイノ ズル			

注 1) 通常運転時（高温脱気純水環境）の主たる劣化事象である流れ加速型腐食（FAC）については、現在の環境（低温の浄化水環境）で生じることは考えにくく、評価対象外とした

表 8 - 4 原子炉压力容器主要部位、想定劣化事象

主要部位	材料	要求機能	主たる劣化事象
上鏡、胴、下鏡、 支持スカート	低合金鋼	支持機能	・ 全面腐食
基礎ボルト	炭素鋼	支持機能	・ 全面腐食

表 8 - 5 使用済燃料プール主要部位、想定劣化事象

主要部位	材料	要求機能	主たる劣化事象
燃料プールライニング	ステンレ ス鋼	バウンダリ 機能	・ 塩化物イオンによる局部腐食
燃料 ラック	1、2、3 号機	アルミニ ウム合金	プール内に落下したコンクリ ート瓦礫に起因するアルカリ 性環境下での全面腐食
	4 号機	ステンレ ス鋼	・ 塩化物イオンによる局部腐食

#### (4) 経年劣化事象の評価

##### (4-1) 評価の方針

(3)に示す通り、考慮すべき劣化事象は主に腐食に起因したものとなる。しかし、現状では、安定した淡水注入による温度低下や、窒素ガスバブリング／封入による冷却水および原子炉格納容器内の酸素濃度低減が継続されていること、また、実機調査等によって、一部の機器では、防食塗装の健全性が概ね確認されたこと等により、腐食抑制が図られていると判断される。

現状では、高線量環境へのアクセス性の制限から、詳細なプラント状況は十分把握できておらず、十分に定量的な評価は困難であるが、既往の知見から想定される腐食速度から評価した腐食減肉量は、(4-2)に示す通り、各機器の公称板厚に比較して小さく、少なくとも、至近の数年間で耐震裕度の大幅な低下につながるものではないと判断される。

今後 10 年程度以上の長期健全性を評価する上では、各機器の置かれた腐食環境を個別に把握し、想定される腐食減肉量や腐食加速をもたらす不確定要素をより正確に評価した上で、耐震裕度および健全性評価を実施することが必要である。しかしながら、現状では、(i)直接の検査・測定等により、事故直後から現在までの機器の劣化度合いを把握することが困難であること、(ii)今後実機で想定される腐食速度に係るデータが十分でないこと、(iii)健全性を担保する上で各機器に要求される必要肉厚は、高温・高圧の運転時を想定した設計値とは異なること、などから、十分な定量性を持った健全性評価を実施するためには、多くの技術課題が残されている。

このような課題に対しては、(5)に示す国プロジェクトにおいて、腐食データの拡充や各機器の耐震強度評価を含めた、健全性評価技術の確立を進めている。得られた健全性評価に応じて実機のアクセス性等を勘案しながら、腐食抑制策や機器補強の実施を検討していくとともに、最新の知見を発電所、対策プロジェクトチーム、研究開発推進本部の間で共有し、必要な保全計画に反映する。

##### (4-2) 個別機器の現状の評価

###### a. 原子炉格納容器

###### ① ドライウエル本体

ドライウエル主要部位（ベント管ベローズ〔ステンレス鋼〕を除く）、サブプレッションチャンバ主要部位は炭素鋼であり、表面には防食塗装がなされているため、塗膜が健全であれば、腐食の進行はほぼ無視できると判断される。しかしながら、ドライウエル本体は事故時に高温の蒸気に曝されるなど、塗膜が健全であるとは言い難いことから、保守的に、

塗装が無い状態として評価を行う。

常温静止水中の炭素鋼の腐食速度は、主に溶存酸素濃度に支配され、大気環境に接した水中の腐食速度は、塩分濃度に係わらず、概ね 0.1mm/年程度であることが知られている（添付資料 1）。格納容器の内部温度は現状 40～50℃程度であり、腐食速度は若干上昇することが想定され、その場合の腐食速度は、0.14～0.23mm/年程度<sup>\*1</sup>と想定できるが、格納容器内部は、原子炉注入の水源タンクへの窒素ガスバブリング（平成 23 年 4 月 12 日開始）や、原子炉格納容器に対する窒素ガス封入（1号機では平成 23 年 4 月 6 日、2号機では平成 23 年 6 月 29 日、3号機では平成 23 年 7 月 14 日より開始）による酸素濃度低減が実施されていることより、腐食速度は 0.1mm/年以下に低減されているものと想定される。

一方、格納容器外面については、上部が原子炉建屋内の大気環境、サンドクッション部等、ドライウェル下部が、海水もしくは雨水の浸入による希釈海水環境に曝されていると想定される。大気環境下での腐食速度は湿度に依存するが、水溶液中の腐食速度を超えることはないから、保守的に水溶液中の速度で評価すると、外面の腐食速度は、現状の格納容器内部の温度を考慮しても、0.14～0.23mm/年程度あると想定される。

以上から、ドライウェル内外面からの保守的な腐食速度を同時に考慮しても、減肉速度は 0.24～0.33mm/年以下である。ドライウェルの公称板厚は、耐震裕度としての腐食代を含め 17～30mm 程度（1号公称板厚 胴部：17mm、サンドクッション部：24mm、2、3、4号公称板厚 胴部：20mm、サンドクッション部：30mm）であることから、想定される腐食減肉が少なくとも至近の設備健全性に影響を与えることはないと考えられる。

より実態に近い腐食速度や、プラント運転時に比較して温度、圧力ともに低い状態での必要肉厚等については、平成 24 年度内に国プロジェクトとして評価を実施する計画である。

## ② ベント管、サブプレッションチャンバトールラス部

炭素鋼製のベント管、トールラス部内面は、ドライウェル本体内部と同様に、溶存酸素が低減されていることから、現時点における内面からの腐食は 0.1mm/年程度以下に抑制されていると考える。

また、外面については、2号機のトールラス室調査（平成 24 年 4 月 18 日実施）にて確認されたトールラス本体の外観から、塗装が健全であると推測され、腐食は抑制されているものとする。よって、ベント管、ト

ーラス部に想定される腐食は、至近の構造強度に影響を及ぼすものではないと考える。

なお、ベント管については、ステンレス鋼製のベローズとの接合部付近で異種金属接触腐食により腐食が加速される可能性も考えられるが、より定量的な影響評価については、国プロジェクト等で評価を実施する計画である。

### ③ ベント管ベローズ

ベント管ベローズはステンレス鋼であり、海水注入による塩分の影響により、局部腐食が発生している懸念がある。局部腐食の進展速度は1 mm/年以上に達する可能性も考えられることから、ベローズ部において局部腐食が貫通し、バウンダリ機能喪失の原因箇所となっている可能性を否めない（添付資料1）。但し、現状、冷却水の注入により冷温停止状態が維持されていること、および淡水の注入による温度低下、冷却水の窒素ガスバブリングによる溶存酸素の低減、原子炉格納容器内への窒素ガス注入により腐食環境が改善されているため、新たな局部腐食の発生は抑制されていると判断され、今後、貫通孔の急激な拡大等に伴う漏洩率の増加により、至近の原子炉注水の機能に影響を与えるものではないと考える。

### ④ サプレッションチャンバサポート部、基礎ボルト

サプレッションチャンバサポート部、基礎ボルトは、2号機のトーラス室調査の状況から、トーラス部同様に、現状までの損傷や塗装劣化が限定的であると推測される。したがって、サポート部、基礎ボルトについても、至近の腐食進展が、至近のトーラス部の強度に影響を及ぼすものではないと考える。なお、今後1、3号機と同様な調査結果等を踏まえ、適宜評価の見直しを図る。

## b. 原子炉注水系配管

各配管は炭素鋼製であり、通常運転状態（高温脱気純水環境）においては全面腐食に加えて流れ加速型腐食（以下、FACとする。）<sup>\*1</sup>及び低サイクル疲労割れを考慮するものの、現時点の原子炉への冷却水注入条件（低温の浄化水環境）においてFACが生じることは考えにくい。

低サイクル疲労については、冷温停止状態が維持されている状況から大きな温度変化もないこと、地震荷重に対しても設計時の考えとして評価を簡便に行うために、最大ピーク応力や等価繰り返し回数に保守性を有することなどから、有意な劣化事象ではない。

そこで、事故当初の海水注入による影響を考慮した腐食劣化と、その後の環境における全面腐食及び流動腐食（流れの影響を受けた全面腐食）に関して評価する。

※1：FACに対して配管減肉管理を行っており、配管材質条件及び内部流体の環境条件を考慮して点検箇所を選定し、肉厚測定を行って減肉傾向を把握し配管の健全性を確認していた（添付資料2）。

### ① 給水ノズル、スプレイノズル

給水ノズルは、事故当初、高温に曝されるとともに海水注入による塩分による腐食環境に曝されている。その後、淡水の注入による温度低下、冷却水の窒素バブリングによる溶存酸素の低減、原子炉格納容器内への窒素ガス注入により腐食環境が改善されている。

上述のとおり、常温静止水中での炭素鋼の全面腐食は、塩分濃度に係わらず0.1mm/年程度であることが知られている（添付資料1）。但し流水環境下では、溶存酸素の供給が活発となることにより1mm/年程度の腐食（流動腐食）が懸念される。これに対して、福島第一では、原子炉注入の水源に対して平成23年4月12日より水源タンクの窒素ガスバブリングを開始し、原子炉格納容器に対しても1号機では平成23年4月6日、2号機では平成23年6月29日、3号機では平成23年7月14日より窒素ガス封入が開始され、溶存酸素の低減による腐食環境の緩和が進められている。

よって、腐食の進行は抑制されていると推測されることから、至近の設備健全性に影響を与えるものではないと考える。

なお、流速の影響や、異種金属接合部の影響を考慮したより実態に近い腐食影響については、国プロジェクト等で評価を実施する計画である。

### ② 給水系配管（スプレイ配管、復水補給水系配管）

給水ノズル同様に、原子炉格納容器内の配管であれば、溶存酸素低減により腐食環境が緩和されていることから、腐食の進行は抑制されているものと推測される。なお、原子炉格納容器外の配管については、湿潤大気による外面からの大気腐食の懸念が考えられる。大気中での炭素鋼の腐食速度は、一般に水溶液中の1/2以下と小さくなるため（添付資料1）、大気腐食による配管の強度への影響は小さいものとする。

なお、流速の影響を考慮したより実態に近い腐食影響については、国プロジェクトとして評価を実施する計画である。

また、今後の耐震性が確保されていることを解析評価のみで示すことは困難であるが、基準地震動  $S_s$  に対して、給水系配管の耐震性について問題ないことを確認し、解析評価上厳しい結果となるタービン建屋の支持構造物に対して点検を実施しており、その点検においても機能を阻害するような損傷は認められていないこともあり、至近で強度上問題になるものではないと考える（添付資料3）。

#### c. 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器については、冷却水の注入状況からバウンダリ機能について維持しているとは言い難く、評価として設備の支持機能の維持を観点に評価するものである。

##### ① 上鏡、胴、下鏡、支持スカート

原子炉圧力容器 上鏡、胴、下鏡、支持スカートは、事故当初高温に曝されるとともに海水注入による塩分を含む腐食環境に曝されたと想定されるが、その後、淡水の注入による温度低下、冷却水の窒素バブリングによる溶存酸素の低減、原子炉格納容器内への窒素ガス注入により腐食環境は改善されていると判断される。

事故当初の状況による容器の損傷状況は評価できるものではないが、その後の腐食については、ドライウェル同様に冷却水の窒素バブリング、原子炉格納容器内の窒素注入により抑制されており、至近で急激な強度低下に繋がることはないとする。

##### ② 基礎ボルト

上鏡、胴、下鏡、支持スカート同様に冷却水の窒素バブリング、原子炉格納容器内の窒素注入により腐食が抑制されていることから、至近で強度上に影響を及ぼすものではないとする。

d. 使用済燃料プール

現在、使用済燃料プールは、随時プール水のサンプリングが実施され（1回／3ヶ月）、その水質を確認しているとともに、冷却系によるプール水の温度維持（65℃以下、但し40℃程度維持可能）、ヒドラジン注入による脱酸素処理及び逆浸透膜、イオン交換装置を利用した塩分除去作業が実施されており、腐食抑制が進められている。

なお現時点における使用済燃料プール水の水質は以下の通り。

表8-6 使用済燃料プール 水質測定結果（平成24年7月時点）

プラント	採取日時	pH	Cl（塩化物イオン） 〔ppm〕又は導電率 〔mS/m*〕	腐食抑制の 目標値	備考
		—			
1号機	平成24年 7月11日	8.1	15.8mS/m*	導電率：40mS/m以下 (Cl 100ppm以下) pH：5.6～10.0	*導電率で監視中
2号機	平成24年 7月1日	9.1	9 mS/m* (11ppm)	同上	*導電率で監視中
3号機	平成24年 7月9日	9.1	66ppm	同上	塩分除去中
4号機	平成24年 7月17日	10.1	100ppm	導電率：40mS/m以下 (Cl 100ppm以下) pH：5.6～11.0	塩分除去中

① 燃料プールライニング

燃料プールライニングはステンレス鋼であり、海水注入による塩分の影響により局部腐食が発生している懸念がある。局部腐食の進展速度は1mm／年以上と考えられているが、現状においてプール水のライニングからの漏水は確認されていない。

燃料プールは平成23年5月9日よりヒドラジンの間欠注入により、早期段階から腐食抑制を開始した。また、4号機に対して平成23年8月20日より逆浸透膜装置を利用した塩分除去を開始し、現在3号機に展開しており、塩化物イオン濃度を100ppm以下とするよう実施中にある。（2号機については、平成24年7月2日に11ppmと塩化物イオン濃度が低下したことから、浄化作業を終了した。）なお、塩化物イオンの濃度は塩分除去終了後も1回／3ヶ月の頻度で確認を行うこととしている。

(通常は導電率 40mS/m 以下にて管理)

現在プールライニングの腐食は、抑制されているものと考えられ、今後塩分除去が今年度中（工程表参考）を目処に完了すること、その水質が維持されること、及び現在継続実施しているヒドラジン注入により腐食環境は抑制されていることによりバウンダリ機能は維持されるものとする（添付資料4）。

② 燃料ラック（アルミニウム合金）〔1号機／2号機／3号機〕

アルミニウム合金に対する腐食として強酸あるいは強アルカリ環境による全面腐食が考えられる。燃料プール水には多量のコンクリート片が混入しており、強アルカリ材料であるコンクリート片の影響により、強アルカリに推移する可能性があることから、プール水のサンプリングを適宜（1回／3ヶ月）実施し、pHを5.6～10.0に管理することとしている。（過去3号機においてpHが11.2まで強アルカリ側に推移したことがあり、ホウ酸水の注入により、中和作業を実施している。）

現在、アルミニウム合金である燃料ラックについては、pH管理により腐食が抑制されているものと考えられ、その水質が維持されることにより健全性を維持できるものとする（添付資料5）。

③ 燃料ラック（ステンレス鋼）〔4号機〕

プールライニング同様に燃料ラック（ステンレス鋼製）の腐食は、抑制されているものと考えられ、今後塩分除去が完了すること、その水質が維持されることにより健全性を維持できるものとする。

## (5) 今後の予定と課題

### a. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器の健全性評価技術の開発

#### ①プロジェクトの概要

(4) に示す通り、現状では十分に定量性をもった評価を実施する上で、技術課題が残されている。今後、燃料取出しまでの期間の機器健全性をより高い精度で評価する上での、課題は、以下の4項目に大別される。

- a) 現在までの腐食劣化・材料強度低下度合いの推定
- b) 今後の腐食劣化の進行予測
- c) 今後のプラント状態を勘案した余寿命評価
- d) 腐食抑制方策の確立

各項目について、政府・東京電力中長期対策会議／研究開発推進本部の下で進められている国プロジェクトで実施を計画する評価内容は下記の通り。

#### ②実施内容

##### a) 現在までの腐食劣化・材料強度低下度合いの推定

福島第一の1～4号機は現在もなお高線量環境下にあつて、評価対象機器へのアクセスが困難な状態が継続していることから、事故直後から現在までの各機器の損傷度合いを検査・実測等に基づき評価することは困難である。

そこで、各プラントの事故後の実測パラメータや、事故解析に基づき、実機に想定される条件下での腐食試験を実施し、ステップ2完了までの期間に想定される腐食損傷度合いを推定する。

また、事故直後において、一部の機器は設計仕様温度以上の高温状態に曝されており、炭素鋼製支持構造物や、原子炉圧力容器ペDESTALの鉄筋コンクリートの構成材料自体の強度が、設計時の想定と異なる可能性も否定できない。そこで、実機相当材に事故時を模擬した高温履歴を与えた後の材料強度試験を行い、耐震評価の基礎データとする。

なお、今年度は、国プロジェクトにおいて、MAAP5による過酷事故進展解析を実施する計画としており、この中で、格納容器内雰囲気温度履歴及び、ペDESTALの温度履歴についても評価を行うことから、得られたデータを適宜反映していく。

##### b) 今後の腐食劣化の進行予測

今後、燃料取出しまでの期間に予測される腐食劣化をより正確に評価

するため、窒素封入やヒドラジン注入等、実機で想定される環境を考慮した腐食試験を実施する。ホウ酸（塩）注入の影響や異種金属接触影響等の不確定要素についても評価を計画している。

腐食速度の評価や、腐食抑制策の有効性評価に際しては、JAEA／電中研とも連携し、放射線影響等も考慮した試験を実施し、腐食抑制効果のみでなく、副次影響の有無を含めた確度の高いデータの取得を図る。

#### c) 今後のプラント状態を勘案した余寿命評価

各機器の余寿命は、a)で評価された現状の肉厚から、腐食減肉がb)で想定される速度で進行した際に、当該機器に求められる必要肉厚まで減肉する期間として評価される。

各機器に求められる必要肉厚は、以下のような理由、(i)現在のプラント状態は、運転時に比較して温度、圧力ともに低い、(ii)材料強度自体も、上述のような事故直後の高温履歴により、設計当初と異なる可能性がある、(iii)今後、炉心燃料の取出しに向けて格納容器内を冠水した場合にも、冷却水量の増加に伴い想定荷重が変化する、などから、設計当初の値と異なることが想定される。

そこで、今後のプラント状態を勘案した耐震強度評価に基づき、各機器の余寿命評価を実施する。なお、より実態に近い腐食（部位に応じた局部腐食の影響を含む）についても合わせて実施する計画である。

#### d) 腐食抑制方策の確立

上記c)の余寿命評価結果において、燃料取出しまでの期間における耐震裕度が十分でない場合に備え、各種腐食抑制策の有効性や実機適用性を実験的に評価し、腐食抑制策を適用した後の寿命延伸効果を定量的に評価する。また、必要に応じて実機適用が可能となるよう、先行的な技術確立を進める。

### ③ 評価スケジュールと成果の現場への適用

概略の評価スケジュールを表8-7に示す。平成24年度中には必要なデータの取得を含め、健全性評価手法を確立する予定としている。また、得られた成果については、必要に応じて実機のアクセス性等を勘案しながら、腐食抑制策や機器補強の実施を検討していくとともに、最新の知見を発電所、対策プロジェクトチーム、研究開発推進本部を共有し、必要な保全計画に反映する。

表 8 - 7 腐食抑制策工程

	平成 24 年度	平成 25 年度	平成 26 年度	平成 27 年度 以降
現在までの腐食劣化・材料強度低下度合いの推定				
今後の腐食劣化の進行予測				
今後のプラント状態を勘案した余寿命評価	余寿命評価	詳細評価/寿命延伸効果再評価		
腐食抑制方策の確立	腐食抑制策の有効性評価	腐食抑制策の詳細評価	実機適用システム開発	

(平成 25 年度以降の工程は暫定(平成 24 年度末時点で適宜見直し))

b. 腐食抑制の保全計画

①原子炉圧力容器、原子炉格納容器の腐食環境緩和対策

i. 窒素封入による腐食環境緩和

現在実施している、原子炉への冷却水の窒素バブリングによる溶存酸素の低減対策を継続実施するとともに、原子炉格納容器内への窒素封入を継続的に実施していく。なお当該窒素設備に対してパトロール等を実施し、設備健全性の維持を実施していく。

ii. ヒドラジンによる原子炉圧力容器、原子炉格納容器の腐食環境緩和対策

現在、溶存酸素低減を目的に使用済燃料プールに注入されているヒドラジンについて、原子炉内への注入を検討する。なお、注入については、ヒドラジンの高温環境化におけるアンモニア、水素の発生が懸念されることから、安全対策を十分考慮の上対策を実施するものとしている。

②使用済燃料プールの浄化作業および燃料取り出し計画について

現在、溶存酸素低減を目的に実施しているヒドラジン注入を継続的に実施するとともに、逆浸透膜装置及びイオン交換装置を利用して、表8-8の工程にて使用済燃料プールの浄化作業を進める計画である。

表8-8 使用済燃料プールの浄化工程

	平成24年度			
	4～6月	7～9月	10～12月	1～3月
塩分除去				
2号機	塩分除去装置設置・塩分除去完了 イオン交換樹脂設置・塩分除去完了			
3号機	塩分除去装置設置・塩分除去完了	イオン交換樹脂設置・塩分除去		
4号機	塩分除去装置設置・塩分除去		イオン交換樹脂設置・塩分除去	塩分除去
※1号機については 水質を管理するため、 サンプリングを実施。	ウェル塩分除去内容検討	塩分除去装置設置・塩分除去		

なお使用済燃料プールについては、水中カメラによる内部確認等の現場調査を実施し、設備の状況確認を進めると共に早期の燃料取り出しに向けて下記の準備作業を並行して進めている。

・ 4号機

平成25年内の燃料取り出し開始に向けて現在、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）の瓦礫撤去を実施中。それと並行し、燃料取り出し用カバーの設置作業に着手しており、今後、燃料取り出しに必要な設備（クレーン等）の設置を経てプール内瓦礫撤

去・プール水の浄化を行い、燃料の取り出し作業を開始する予定。

- ・ 3号機

平成26年末頃の燃料取り出し開始を目標に、燃料取り出し用カバーの設置に向け、現在、原子炉建屋周辺等の瓦礫撤去を実施中。それと並行し、プール内の瓦礫撤去に向けたプール内調査を実施。今後、大物瓦礫撤去を行い、大物瓦礫撤去終了後にカバーの設置、燃料取り出しに必要となる設備（クレーン等）の設置を経てプール内瓦礫撤去・プール水の浄化を行い、燃料の取り出し作業を開始する予定。

- ・ 1号機／2号機

1号機については、燃料取り出しに向けた瓦礫調査計画の検討中。2号機については、ロボットによる原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）の現場調査を実施中。

1、2号機ともに瓦礫の状況や放射性物質による汚染等の状況を踏まえ、先行号機の知見・実績を反映し、平成28～平成31年度頃の取り出し開始を目指している。

### ③設備の劣化状況の把握

現状、現場環境（高線量環境、瓦礫等によるアクセス性の悪さ等）の状況により、設備の点検が十分に実施できず、詳細な設備の状態（腐食劣化状況等）の把握が困難であることより、腐食による劣化を考慮した最適な保全計画を策定することは難しいものの現在、実施可能な範囲で下記の設備について現場調査を実施しており、徐々にではあるが設備の状態について情報を収集しつつある。

- ・ 2号機 原子炉格納容器内調査 1回目  
(平成24年1月19日実施)
- ・ 2号機 原子炉格納容器内調査 2回目  
(平成24年3月26日～27日実施)
- ・ 2号機 原子炉建屋地下階 トーラス室内調査  
(平成24年4月18日実施)
- ・ 3号機 原子炉建屋機器ハッチ調査 (平成24年4月19日実施)
- ・ 現在計画中の調査  
1号機、3号機 原子炉格納容器内調査 (実施方針検討中)

今後、現場の環境改善および政府・東京電力中長期対策会議／研究開発推進本部にて進めている遠隔装置（ロボット）等の研究開発の進捗に伴い、現場調査の可能な範囲が拡充されていくものと予測され、調査の結果から得られる設備の劣化状況に関する情報を蓄積し、保全計画に反映していく。

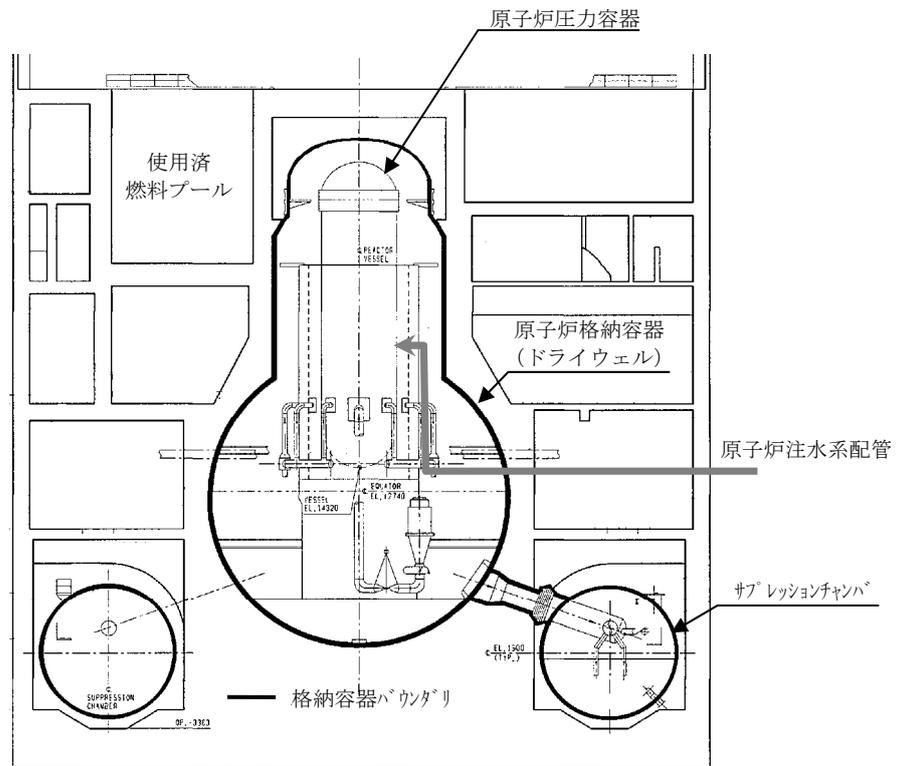


図 8 - 1 評価対象系統概略図

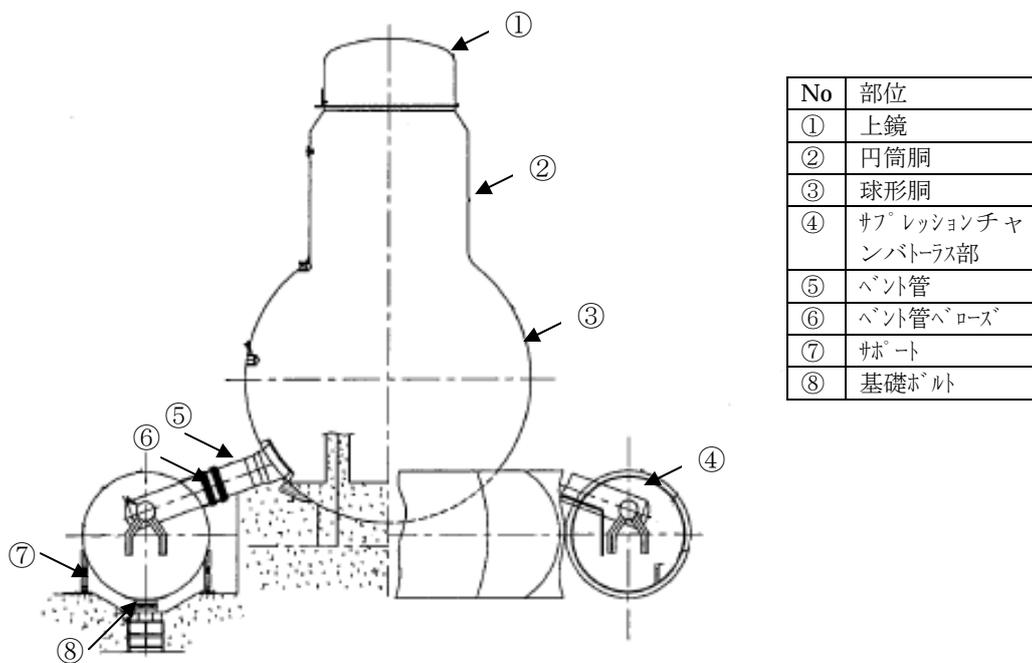
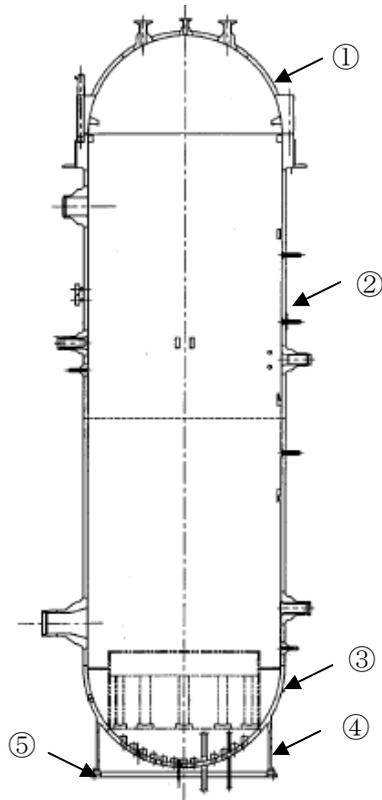


図 8 - 2 原子炉格納容器 構造図



No	部位
①	上鏡
②	胴
③	下鏡
④	支持スカート
⑤	基礎ボルト

図 8 - 3 原子炉圧力容器 構造図

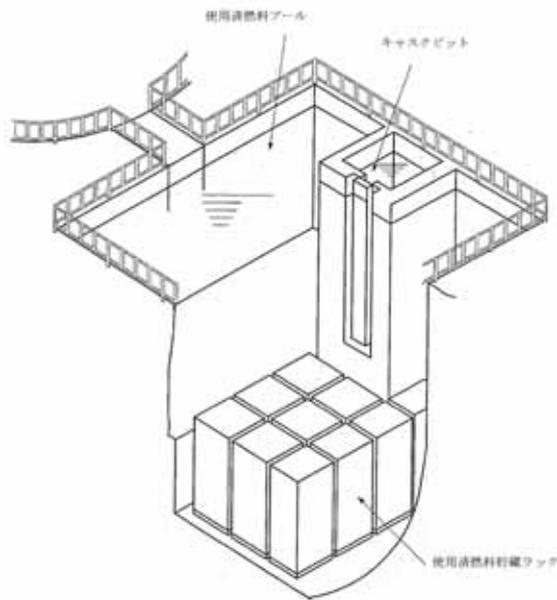


図 8-4 使用済燃料プール概略図

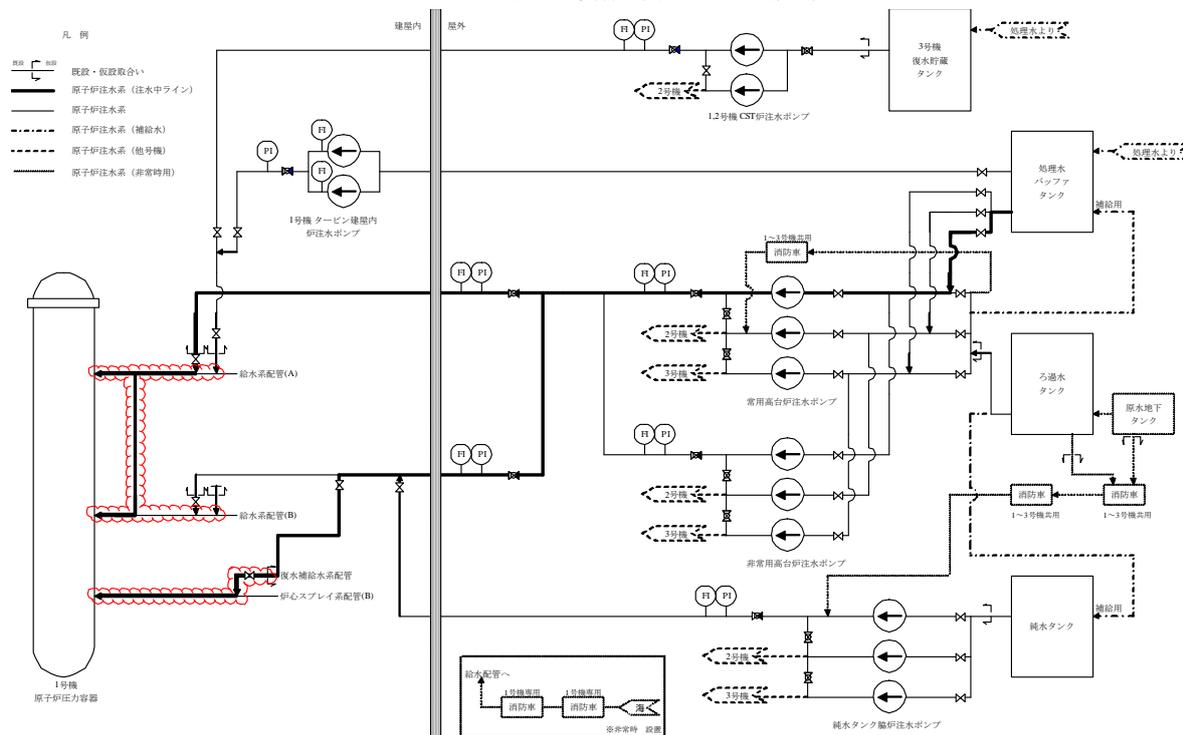


図 8-5 1号機 評価対象原子炉注水系統概略図

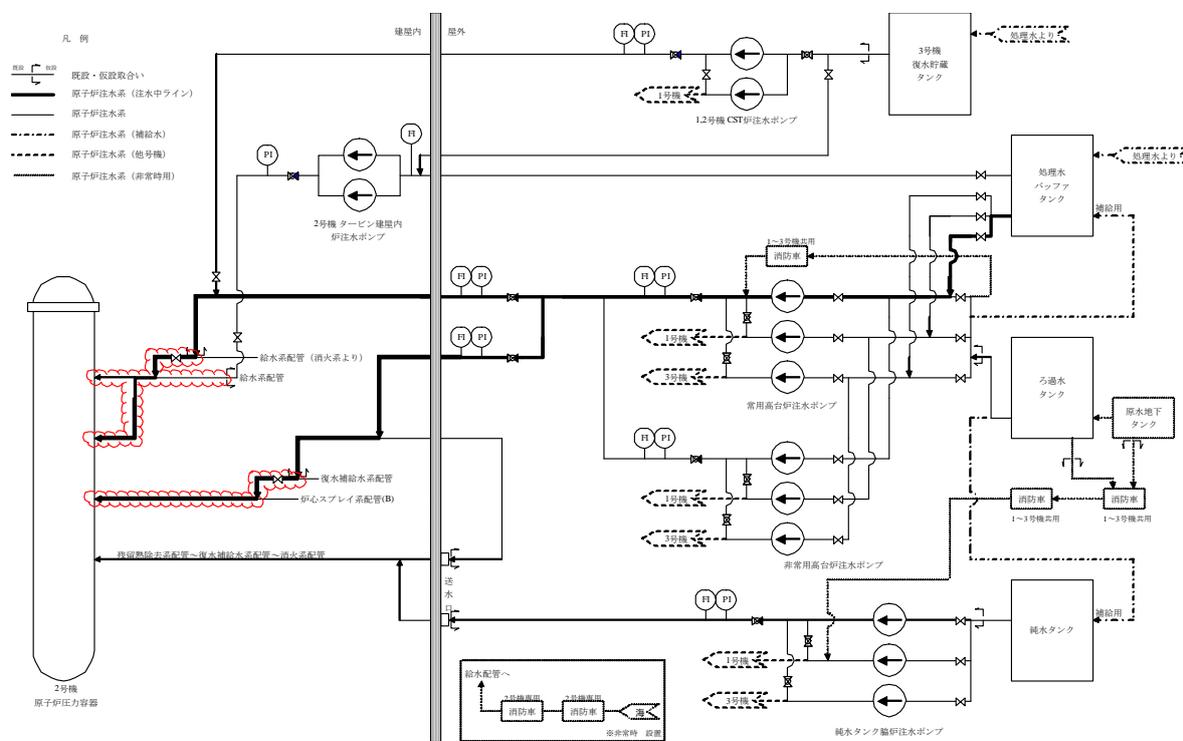


図 8-6 2号機 評価対象原子炉注水系統概略図

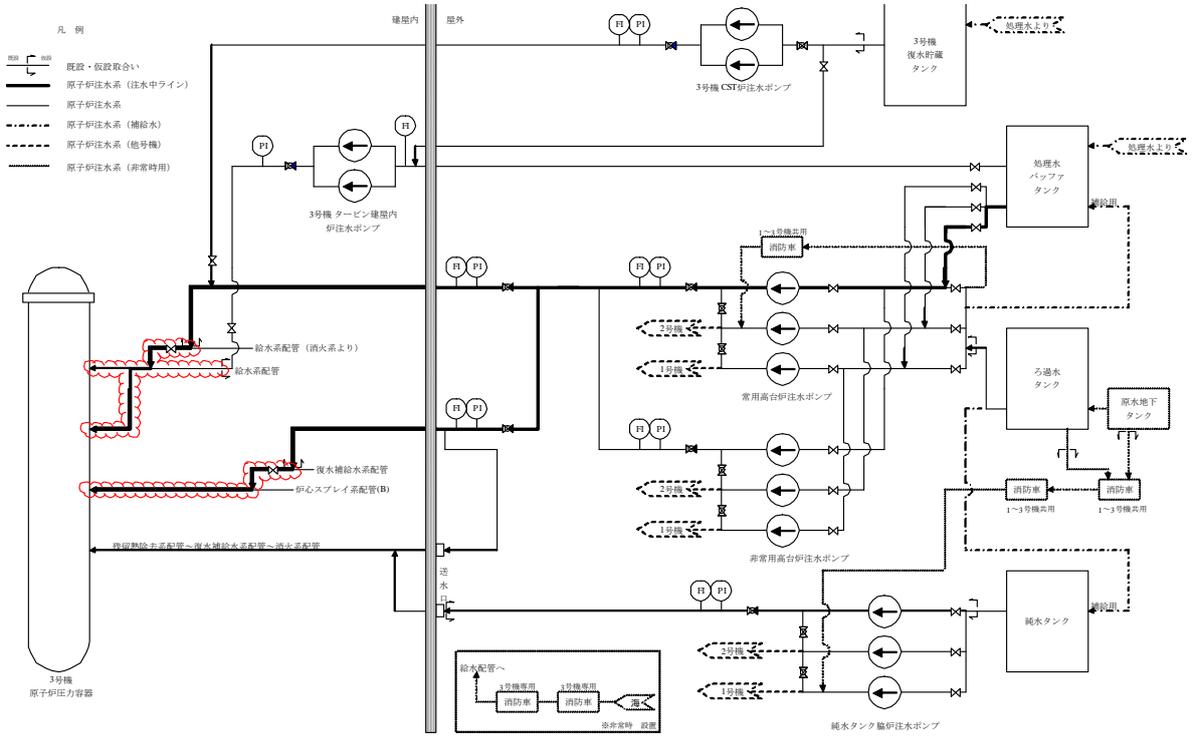


図 8 - 7 3号機 評価対象原子炉注水系統概略図

添付資料 1

炭素鋼、低合金鋼及びステンレス鋼の代表的な腐食速度について

水中における炭素鋼、低合金鋼の代表的な腐食速度は、図 1 に示されるように、0.1mm/年程度である<sup>(1)(2)</sup>。この速度は本質的に塩分に依存しないため、図中には”海水中”とあるが、淡水中でも同じである<sup>(2)</sup>。

炭素鋼、低合金鋼の腐食速度は、主として溶存酸素濃度、温度、流速に依存し、酸素の供給が抑制されれば、それだけ腐食の進展が抑制される。

溶存酸素が一定であれば、高温ほど腐食速度が大きくなるが、20℃に対して40℃で1.4倍、70℃で2.3倍程度である<sup>(2)</sup>。

一方、健全なステンレス鋼（不動態）の腐食速度は0.001mm/年程度であるものの、許容値を超える塩分が共存すると、進展速度1mm/年以上の局部腐食（すきま腐食、孔食、SCC）が生じる場合がある<sup>(1)</sup>。

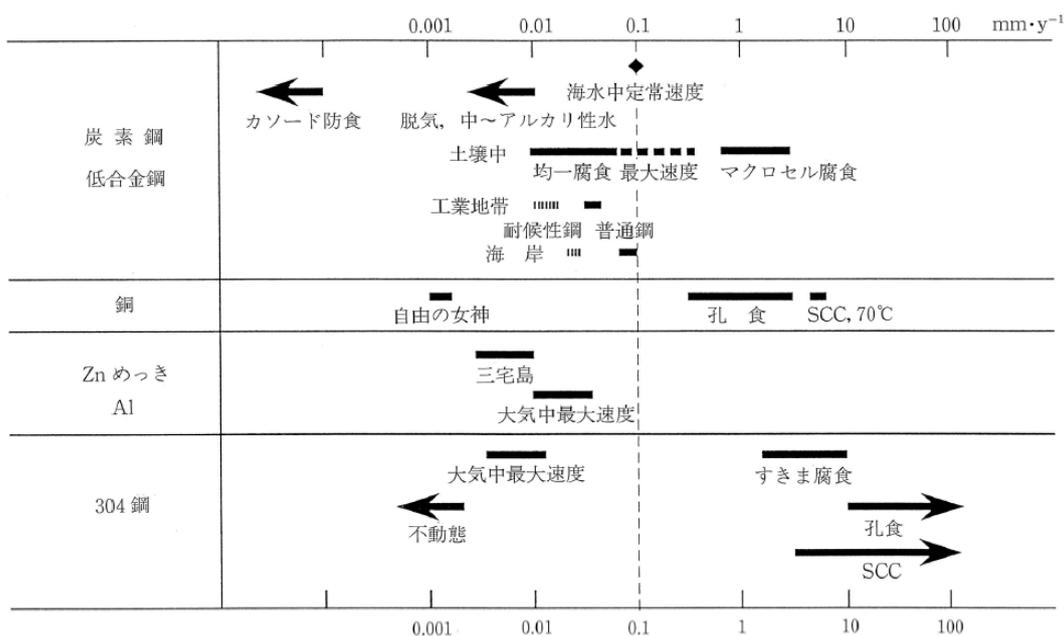


図 1 代表的な腐食速度<sup>(1)</sup>

大気中における炭素鋼の一般的な腐食速度については、標準地域(屋外)における鋼材の腐食速度として0.05mm/年という値が知られている<sup>(3)</sup>。

(1) 腐食防食協会編, 材料環境学入門, 丸善  
 (2) 腐食防食協会編, 金属の腐食・防食Q&A, 丸善  
 (3) 腐食防食協会編, 住宅の腐食・防食Q&A, 丸善

添付資料 2

注水配管（既設部）の肉厚測定履歴について

表－1 1号機 注水配管肉厚測定履歴

系統	配管要素	公称肉厚	必要最小肉厚	最小測定肉厚	余寿命 (参考)
復水給水系	曲げ管	18.2mm	10.12mm	15.0mm	48.8年* <sup>1</sup> (9.2年* <sup>2</sup> )
炉心スプレイ系	測定データなし				
復水補給水系	測定データなし				

表－2 2号機 注水配管肉厚測定履歴

系統	配管要素	公称肉厚	必要最小肉厚	最小測定肉厚	余寿命 (参考)
復水給水系	ティ	45.2mm	23.6mm	28.5mm	49年* <sup>1</sup> (6.9年* <sup>2</sup> )
炉心スプレイ系 (※)	エルボ	15.1mm	10.4mm	13.4mm	30年* <sup>1</sup> (10年* <sup>2</sup> )
復水補給水系	測定データなし				

(※) 注水に使われていないA系の測定データのみ履歴あり

表－3 3号機 注水配管肉厚測定履歴

系統	配管要素	公称肉厚	必要最小肉厚	最小測定肉厚	余寿命 (参考)
復水給水系	エルボ	34.85mm	22.08mm	24.3mm	22.2年* <sup>1</sup> (5.1年* <sup>2</sup> )
炉心スプレイ系	測定データなし				
復水補給水系	測定データなし				

\* 1 F A Cは有意な劣化事象ではなく、腐食が懸念されることから、腐食速度を0.1mm/年と仮定した場合の配管の余寿命（添付資料1）

\* 2 プラント通常運転状態の減肉速度を考慮した場合の配管の余寿命が最も短い部位を評価対象として抽出

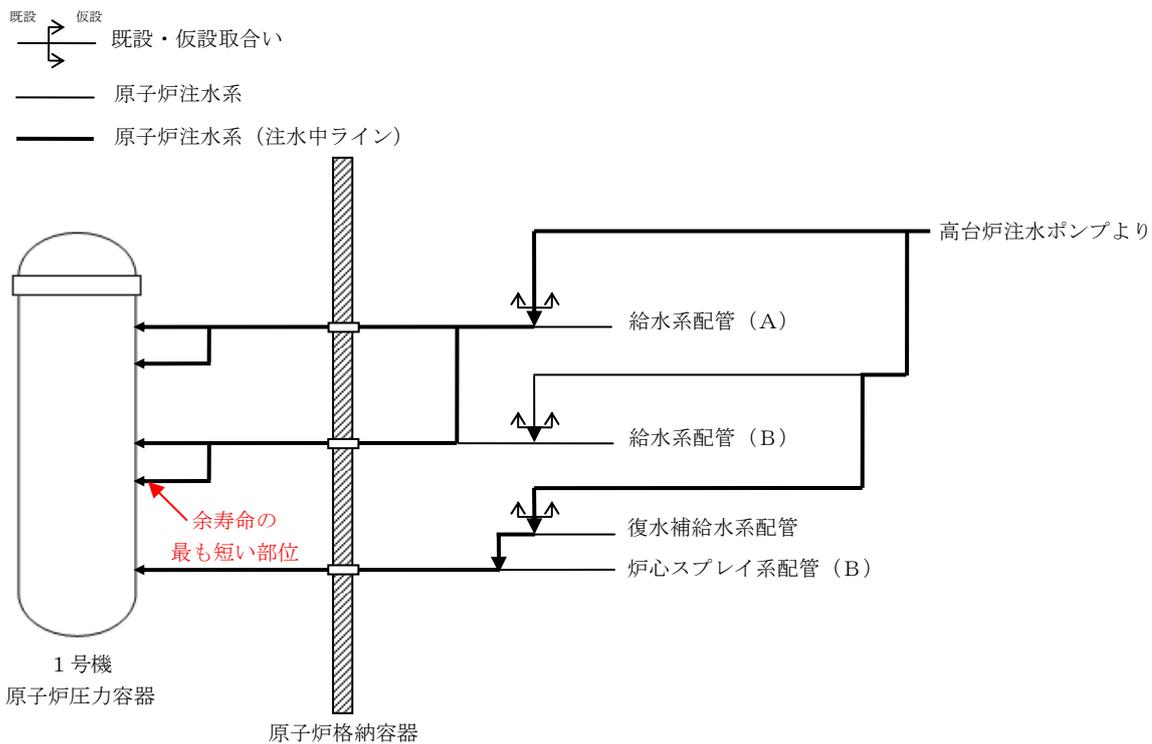


図-1 1号機原子炉注水系統概略図（既設部抜粋）

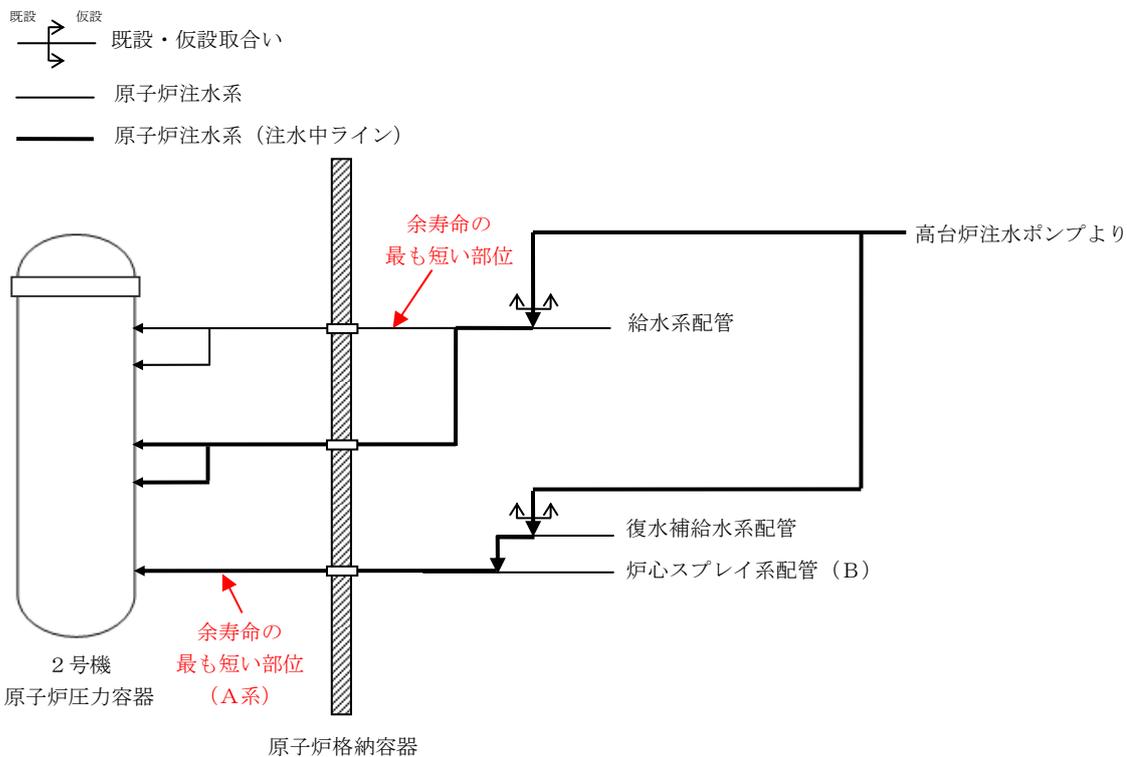


図-2 2号機原子炉注水系統概略図（既設部抜粋）

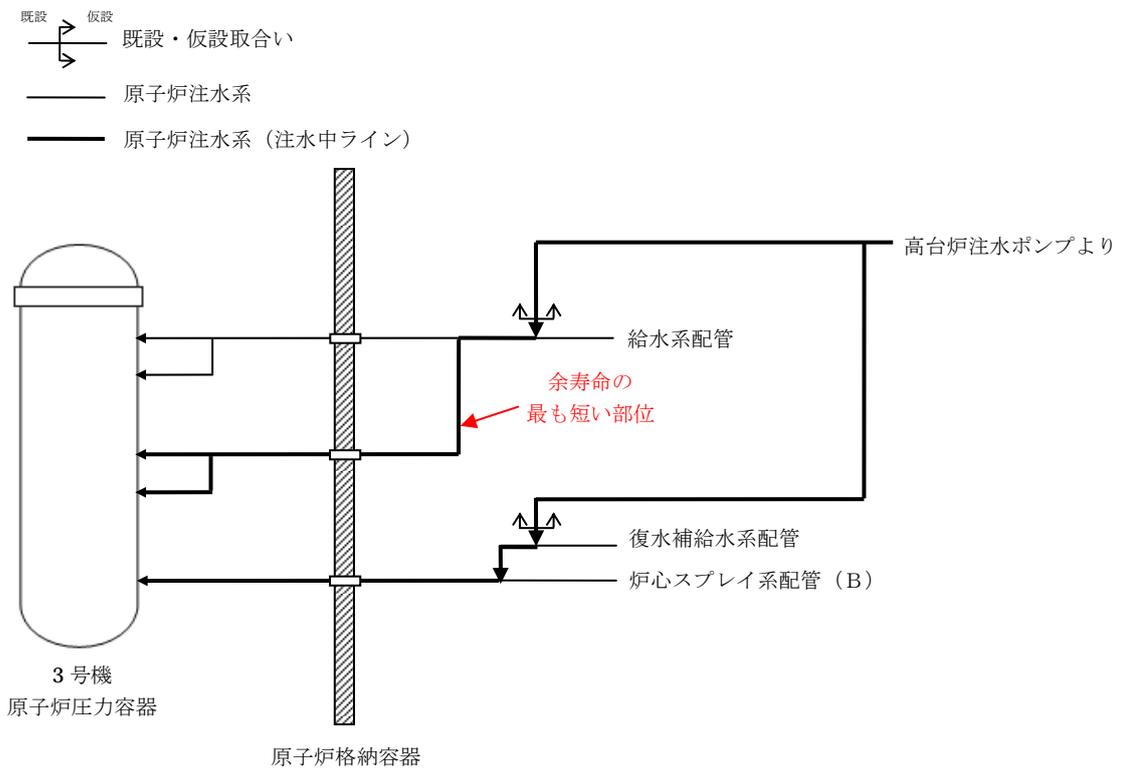


図-3 3号機原子炉注水系統概略図 (既設部抜粋)

### 添付資料 3

## 福島第一原子力発電所 1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その1）（改訂2）（抜粋）

### (1) 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  $IV_A S$  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。

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

#### 添付資料 4

##### 使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値について

1. 使用済燃料プールライナーには塩化物イオンによる腐食への影響が認められている SUS 304 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 100 ppm 以下とする。
2. 使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度は、1 回/3 ヶ月の頻度で確認を行う。なお、通常は導電率 40mS/m 以下にて確認を行い、これを超える場合は、塩化物イオン濃度の測定を行う。

<100 ppm の根拠>

- 塩化物イオンによる SUS 304 の局部腐食発生限界を考慮。
  - ・ 図中曲線の下領域が腐食が発生しない環境。
  - ・ 使用済燃料プール水の温度は実績として 40°C 以下で管理されていることから、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 160 ppm となる。
  - ・ 以上から、使用済燃料プール水質の目標値を保守的に 100 ppm と設定。
  - ・ なお、プール水温度が長期間 40°C を上回る場合には目標値を見直すこととする。

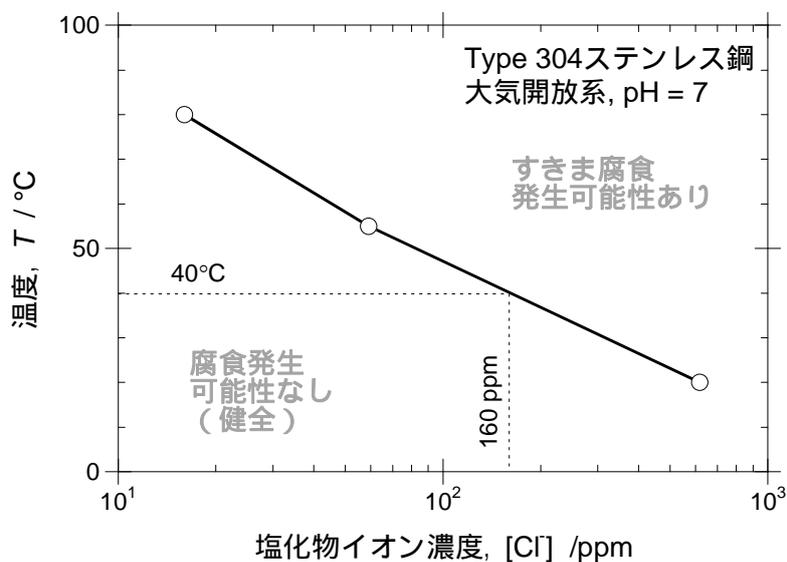


図 1 大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ<sup>1)</sup>

1) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).

添付資料 5

アルミニウム合金製燃料ラックの腐食について

アルカリ水中におけるアルミニウム合金の腐食は以下の知見があり、pH 9 程度の現在の使用済燃料プール水に対しては、腐食が抑制されている状況である。使用済燃料プール水の pH は、1 回/3 ヶ月の頻度で確認を行うこととしている。

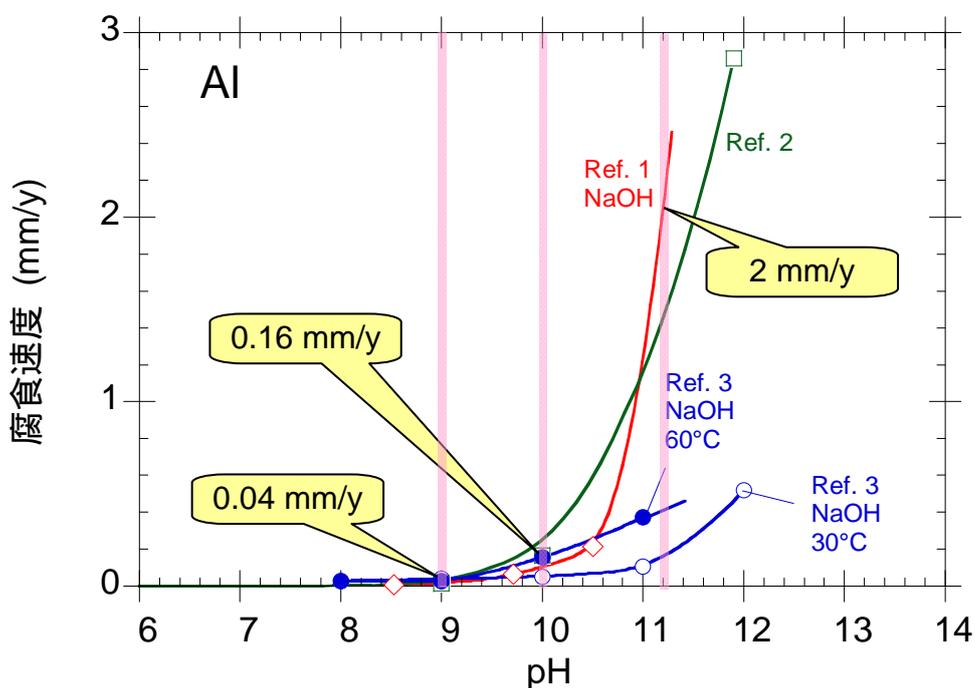


図 1 Alの腐食速度に及ぼすpHの影響<sup>1)-3)</sup>

1) D.E. Davies: *J. Appl. Chem.*, 9, 65 (1959).  
 2) Aluminium Taschenbuch, 15th ed., vol. 1 Aluminium Verlag, Dusseldorf, p. 330 (1998).  
 3) M. R. Tabrizi et al.: *Corros. Sci.*, 32, 733 (1991)..

(火災対策)

9. 「火災発生リスク及びその影響を評価し、防火帯の設置、火災に対する監視の強化、散水及び防火訓練の実施等の対策を実施すること。特に伐採木の貯蔵等の新たな火災発生リスクに対処すること。」に関する報告

(1) 火災発生の可能性および影響評価

a. 発電所周辺の大規模火災

火災発生の可能性

現在、発電所周辺は警戒区域となっており、双葉広域消防本部は警戒区域外に拠点を置き、また住民も避難しているため、発電所敷地周辺で火災が発生した場合に発見が遅れる可能性がある。

また、田畑や林野が管理されず草木が伸び放題になっているため、風が強く乾燥した時期に林野火災が発生した場合には大規模化する恐れがあり、発電所敷地周辺道路を突破し、敷地内に火災が延焼する可能性がある。

影響評価

発電所周辺で発生した大規模火災が構内へ延焼してきた場合でも、(2)

- a. に示す防火帯によりほぼ相当の距離が確保されているが、防火帯のみでは十分ではなく、散水や監視等の対策を組み合わせることで実施することにより、発電設備・炉注水配管等の重要設備に与える影響を可能な限り低く抑える。

- \* なお、発電所敷地周辺道路付近の樹木の伐採は、敷地内への火災延焼可能性を低減させるものの、現状では伐採木を発電所敷地内で保管せざるを得ないため、敷地内での伐採木の自然発火や火災延焼を加速させる等の危険性についても留意する必要がある。

b. 敷地内での火災

火気作業における火災

i. 火気作業における火災発生の可能性

発電所内における火気作業は、ノコ等の溶滴のある作業としてガス溶接・溶断作業、アーク溶接作業等があり、ノコ等の溶滴はないが火花の飛散がある作業としてグラインダー、サンダー作業等がある。これら作業により、火災発生の可能性がある。

ii. 影響評価

火気作業においては、(2) b. 火気作業における火災防止対策を確実に実施することにより火災を防止する。

伐採木の自然発火

i. 伐採木の自然発火の可能性

回収した伐採木については、枝葉根と幹に分別し、構内の一時保管エリアに一時保管しており、保管量は平成24年4月10日時点において合計約60,000m<sup>3</sup>である。

伐採木のうち、幹については通気性が確保されているために自然発火の可能性はほとんどないが、枝葉根については微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられるため、自然発火の可能性がある。

これらの自然発火の可能性に対して、積載制限、通気性の確保、積載エリアの区画、定期的な巡視と温度測定、定期的な散水を実施することによりリスク低減を図っている。

## ii. 影響評価

これまで実施してきた伐採木の防火対策に加えて、覆土等により更なるリスク低減を図る予定である。

## (2) 火災防止策

### a. 防火帯

(独)原子力安全基盤機構の「福島第一原子力発電所への林野火災に関する影響評価」(JNES-RC-2012-0002)によると、「防火帯の幅については、最大風速15m程度の風が予想される箇所では、周囲が生立木であれば30m、周囲が草丈1m内外の笹地であれば15m以上、周囲が草丈1m内外の雑草類であれば10m以上」とされている。

発電所周辺からの大規模火災に対しては、発電設備・炉注水配管等の重要設備に火災の影響が及ぶことを確実に防ぐことを目的として、重要設備の周辺に必要な防火帯を確保することとする。

発電設備・炉注水配管等の重要設備の周辺には、道路や森林の伐採等により、ほぼ30～50m程度の距離が確保されていることを確認している。(添付資料1参照)

発電所内重要設備を守るための防火帯の機能をより確実なものにしていくため、林野火災の専門家の指導・助言をいただきながら、継続的に追加の伐採や可燃物の撤去、下草の刈取り等を実施する。

具体的には、速やかに防火帯の再点検を行い、必要に応じて計画的に可燃物の除去、伐採等の追加対策を平成24年12月末までに実施する。また、雑草や枯れ枝等の除去については、毎年12月末までに実施することとする。

発電所周辺道路については、林野火災の専門家の指導・助言をいただきながら、今後防火帯として機能させるための計画について半年間を目途に検討を行い、中長期的に対策を講じていくこととする。

### b. 火気作業における火災防止対策

火花飛散防止の養生をする。  
作業現場の可燃物を除去する。除去できない場合は不燃シートで養生する。  
屋外で近くに枯草等の可燃物がある場合は予防散水を実施する。  
周囲で火気厳禁危険物を使用していないことを確認する。  
消火器を身近に設置する。  
火気作業保護具の着用。前掛け、革手袋、腕カバー、足カバーを着用しタイベックの露出を防ぐ。  
火気使用開始、終了を当直に連絡する。  
作業場退出の際及び火気使用作業終了30分後に消火確認をする。  
強風により火気養生が機能しない場合、作業を中断する。

#### c . 散水

発電所敷地周辺の伐採木置場、森林等に対して、火災予防の観点から必要に応じて散水を実施する。散水は当日の気象条件、処理水使用の可否等を考慮して実施する。

発電所敷地外で火災が発生し、発電所敷地内に延焼する可能性がある場合には、直ちに初動対応として発電所に常駐している初期消火隊により消防車2～3台と散水車1台にて予防散水（発電所構内）を実施することとし、周辺での火勢や敷地内への飛び火の状況等に応じ自衛消防隊を招集し、散水車3台を追加し予防散水に当たる計画である。防火水槽（池）等が近辺にある場合は消防車の連結により散水を実施し、防火水槽（池）等が近辺に無い場合は散水車を使って消防用水を運搬し、散水を実施する。

#### d . 伐採木の防火対策

##### 伐採木の保管量

回収した伐採木は枝葉根と幹に分別し、決められた場所に屋外集積により一時保管している。伐採木の保管量は表9 - 1の通り。

表 9 - 1 伐採木の保管方法と保管量

保管場所	保管方法	保管量 <sup>1</sup> (平成24年4月10日 時点)
G：敷地北東側	屋外集積	約 17,000 m <sup>3</sup>
H：敷地北西側	屋外集積	約 16,000 m <sup>3</sup>
I：敷地北西側	屋外集積	約 11,000 m <sup>3</sup>
J：敷地南側	屋外集積	約 12,000 m <sup>3</sup>
K：敷地南東側	屋外集積	約 5,000 m <sup>3</sup>
合計		約 60,000m <sup>3</sup>

1 1,000 m<sup>3</sup>未満を四捨五入

#### 貯蔵容量

伐採木の一時保管エリアについて、現在設定されている一時保管エリアの容量が約 70,000m<sup>3</sup>であり、さらに追加で約 56,000m<sup>3</sup>分の一時保管エリアの準備をしている。現在の伐採木の保管量は約 60,000m<sup>3</sup>で、平成24年度末までに追加で約 26,000m<sup>3</sup>発生すると見込んでいる。発生量の増加や保管形態の変化により容量不足が見込まれる場合には、追加の一時保管エリアを設定する。

#### 防火対策

##### i. 区画

むやみに立ち入らないよう、一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、関係者以外の立入りを制限する旨を表示している。

##### ii. 保管管理

保管管理による防火対策として、積載高さを 5 m 未満とする積載制限<sup>2</sup>や通気性確保、定期的な散水により、温度上昇を抑えている。また、火災時の初動対策として消火器を設置している。

2: 仮置場の可燃性廃棄物の火災予防(第二報)震災対応ネットワーク(廃棄物・し尿等分野) 国立環境研究所 20110919 参照

##### iii. 巡視・温度測定

一時保管エリアにおける伐採木の保管状況を確認するために、定期的に巡視を行い、伐採木の温度測定を行っている。また、温度測定箇所等の検討を行い、必要に応じ測定箇所を増やす。

#### 追加防火対策

前項の通り、伐採木のうち枝葉根については、定期的な散水と温度監視により火災防止を図っていくが、更に覆土による追加の防火対策を講ずる予定である。覆土により燃焼の3要素である可燃物・酸素供給・熱源の

うち酸素供給を遮断するとともに、微生物による発酵・酸化反応による発熱を抑制する。覆土による防火対策工事の工程は表9 - 2を予定している。

表9 - 2 覆土による防火対策工事工程

	平成 24 年度		平成 25 年度	
	上期	下期	上期	下期
一時保管 エリア覆 土工事		対策工事		
			維持管理	

### (3) 火災発生時の防火対策

#### a. 火災に対する監視の強化（早期発見）

発電所敷地周辺の火災監視用カメラ2台を、発電所構内の高所（設置場所は鉄塔、添付資料1参照）に設置し、6月27日より運用を開始した。

上記カメラ設置後に視認範囲の確認を行い、監視が難しい場所については、双葉広域消防本部殿と連携を図りながら、必要な措置について検討する。

上記カメラが設置されるまでの応急措置として、3月31日にWEBカメラを発電所敷地北側と南側に1台ずつ設置した。

当社社員および協力企業職員に対して「警戒区域内を通行している際に、火や煙等何らかの異常を発見した場合には、すぐに119番通報する」ことを周知・徹底した（3月1日付けで協力企業に依頼済み）。今後も継続的に、異常発見時の速やかな通報について指示を徹底していく。

森林火災が発生しやすい3～5月においては、発電所敷地周辺の監視強化を行い、火災の早期発見に努める。

#### b. 構内の消火設備

初期消火に使用する消火器は立入が制限されている1～4号機建屋内を除き消防法に従って設置している。更に、危険物施設周りについては大型消火器を増設している。

立入が制限されている1～4号機周りは採水口からの採水が可能。

5・6号機周りは消火栓及び採水口、防火水槽からの採水が可能。

発電所敷地周辺からの延焼防止散水のため発電所敷地周辺（西側企業棟付近）にある浄水場の浄水槽から、消防用水を採水できるようにし

た。

伐採木保管エリアに散水車を配備して消防用水を確保している。

消防車 2 台以上を確保している。

c . 消火訓練の実施等

自衛消防隊に対して、消火活動の各種訓練を計画的・確実に実施していく。また、双葉広域消防本部殿の指導・助言を頂きながら、消防戦術の高度化を図り、訓練を通じて練度向上するとともに、共同して活動を行う際の連携訓練を実施していく。

以 上

# 福島第一原子力発電所 防火帯、散水エリア、監視カメラ配置図



・放射性物質の放出・貯蔵管理及び漏えい防止対策について

10. 「第2号機のブローアウトパネルの閉止等による建屋等の放射性物質閉じ込め機能の回復、滞留している高濃度放射性汚染水の処理等により、放射性物質の放出、高濃度汚染水の漏えいリスクを低減させること。」に関する報告

(1) 放射性物質を含む空気の放出低減

a. 全般

現状

1～3号機原子炉建屋では、溶融した燃料を内包する原子炉及び格納容器より放射性物質が漏えいしているが、原子炉格納容器ガス管理設備により格納容器内から気体を抽出してフィルタで放出される放射性物質を低減している。原子炉建屋内へ漏洩したものは原子炉格納容器ガス管理設備で処理されずに、上部開口部への空気の流れによって放出される。1号機では、原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより放射性物質の飛散を抑制している。

1～4号機の上記以外の建屋や高濃度放射性汚染水を移送した集中廃棄物処理施設の建屋については、建屋内の空気の流れや建屋地下部の滞留水の水位低下により、建屋内の壁面、機器、瓦礫に付着した放射性物質が再浮遊し、開口部（大物搬入口等）より放出される可能性がある。地下部につながる開口部については閉止し、地下部から地上部への放出を抑制している。

5、6号機原子炉建屋では、大物搬入口等の開口部は閉止しており建屋内を換気し主排気筒において放出を監視している。タービン建屋及び廃棄物処理建屋についても、大物搬入口等の開口部は閉止している。

固体廃棄物貯蔵庫については、第1、2棟は建屋が損傷しているが、搬入口は閉じられており、廃棄物は容器に収納されて保管されている。第3、4棟は、建屋が損傷し搬入口は開口しているが、転倒し開缶しているドラム缶は確認されていない。第5～8棟については、建屋は健全であるものの、搬入口は開口しており、転倒により開缶しているドラム缶が一部ある。

運用補助共用施設（使用済燃料共用プール）については、搬入口等の開口部は閉止している。

事故の発災後に発生した汚染された瓦礫等の一時保管施設については、廃棄物の種類、線量率に応じて、一時保管エリアを設定し、飛散

抑制対策（容器収納、建屋収納、シート養生等）、防火対策（積載制限等）を講じて瓦礫等を一時保管している。

#### 閉じ込め機能の回復

放射性物質を内包する建屋等については放射性物質の閉じ込め機能を回復することとし、換気設備を設ける場合は排気口において放出監視を行う。内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて、閉じ込め機能を回復させることにより放出が低減される箇所から実施していく。検討にあたっては、測定データや現場調査の結果を基に、実現性を判断の上、可能な方策により閉じ込め機能の回復を計画していく。今後設置される施設についても、内包する放射性物質のレベル等に応じて必要となる閉じ込め機能を有するものとする。

放射性物質の新たな発生、継続した放出の可能性のある建屋等を対象として、可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

#### 異常時における対応

各建屋等において原子炉圧力容器・格納容器注水設備の停止や原子炉格納容器ガス管理設備の停止による格納容器からの漏えい等による異常な放出が想定された場合、測定の頻度を増やして放射線監視を強化する等適切な措置を講じる。異常な放出が確認された場合には、モニタリングポストによる監視に加え、ガンマ線サーベイメータ、ダストサンプラ等を搭載したモニタリングカーにより気象データに基づき風下側において、敷地周辺の空間放射線量率、空气中放射性物質濃度の測定を行い、環境への影響の範囲、程度などの推定を敏速かつ確実にを行う。

### b. 各建屋等における対策

#### 閉じ込め機能の回復

##### ・閉じ込め及び監視の状況

1～3号機については、原子炉格納容器ガス管理設備により格納容器内から気体を抽出してフィルタで放射性物質を低減するとともに、ガス及びダスト放射線モニタにより濃度を監視している。

更に1号機では、原子炉建屋カバーを設置しカバー内天井部の気体を吸引して排気設備フィルタで放射性物質を低減するとともに、ダスト放射線モニタにより濃度を監視している。

2号機についても、以下c. に示す対策により開口部を閉止して放出抑制を図るとともに、濃度を監視していく予定である。

3、4号機については、使用済燃料プールからの燃料取り出し時

の放射性物質の飛散抑制を目的として作業エリアを被うカバーを設置していく計画であり、燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図るとともに濃度を監視していく予定である(3号機:平成26年末頃取り出し開始予定、4号機:平成25年内取り出し開始予定)。更に、燃料取り出し後に必要となる閉じ込め機能について検討していく。

瓦礫等の一時保管施設については、汚染拡大の可能性が考えられる瓦礫等について容器に収納する等の飛散抑制対策を実施しており、保管エリアにおいてダスト濃度を定期的に測定し、飛散が抑制されていることを確認している。

5、6号機タービン建屋及び廃棄物処理建屋については、開口部が閉止されており、状況把握のために定期的な測定を実施している。運用補助共用施設(使用済燃料共用プール)については、開口部が閉止されており、使用済燃料の取扱開始までに、建屋換気系を復旧し、放出を監視する予定となっている。

#### ・計画作成の方針

外部への開口部については、内包する放射性物質のレベル等に応じて、今後閉止の実施方法について検討していくこととしており、現在、主な放出源となると考えている、溶融した燃料を内包する1～3号機原子炉及び格納容器、高濃度放射性汚染水が滞留している各建屋地下部や使用済燃料取り出しを行う3、4号機原子炉建屋について対策を実施若しくは計画している。

これらの建屋以外について、建屋や設備の損傷状況、作業場所のアクセス方法や線量率、建屋内の濃度や作業環境、今後の建屋の利用計画等を考慮し、閉じ込め機能回復の計画を検討する。検討にあたっては、工事の方法や実現性、設置する装置の仕様等を検討するため現場状況を確認する必要があり、ダスト濃度測定、現場調査を平成25年3月まで実施する。

#### ダスト濃度測定

建屋内開口部付近の空気中放射性物質濃度を毎月1回測定し、1年間データを蓄積し、濃度推移を把握する。

#### 現場調査

調査員の被ばく線量を考慮した現場調査を計画し、建屋内や建屋周りを調査して、開口箇所、線量率、アクセス性、既設空調設備の状況等を確認する。

#### 当面の対応策

閉じ込め機能の回復を計画中のもの及び今後計画するものについて、閉じ込め機能を回復するまでの間について、当面の対応策として以下の通り放出抑制及び監視の計画を検討する。

・当面の放出抑制計画

現在、3, 4号機原子炉建屋では放射性物質の飛散抑制のため建屋上部の瓦礫撤去を進めている。今後、格納容器内を負圧に維持する等の閉止以外の放出抑制につながる対策について、上記の現場状況の確認結果をもとに平成25年6月を目途に検討する。

・当面の監視計画

3号機については、現状、月1回原子炉建屋上部（原子炉上、機器ハッチ開口部内）においてダスト濃度を測定している。原子炉建屋上部瓦礫撤去を平成24年度末頃の完了を目標とし、その瓦礫撤去を進めるために平成24年秋頃を目途に設置する瓦礫撤去用構台上にて、ダスト放射線モニタにより監視を行う予定となっている。

2号機については、現状、月1回原子炉建屋上部の主な開口部であるブローアウトパネル開口部前面でダスト濃度を測定しており、今後、以下c.に示す対策が実施されるが、それまでの対応策について、測定精度や作業時の被ばく線量等にも考慮して検討していく。

連続的な監視を行うための測定方法、伝送方法について、上記の現場状況の確認結果をもとに平成25年6月を目途に検討する。なお、開口部が閉止されない状態では有意な測定ができない場合も考えられることから、敷地周辺において敷地外への影響を監視することも検討する。

c. 2号機ブローアウトパネルの閉止

2号機の現状

2号機の原子炉建屋は、ブローアウトパネル開口部から大気中への放射性物質の放出があると評価している。

一方で、使用済燃料プールからの燃料取り出しに向けて、平成25年度末までに建屋内除染・遮へいの検討準備を行い、その後、除染・遮へいや設備調査に着手する予定である。

しかし、ブローアウトパネル開口部周辺やオペレーティングフロアは放射線量が高く、有人での調査が行えない状況である。そのため、建屋内除染・遮へいの検討準備の一環として、無人探査機を用いたオペレーティングフロアの調査に着手するとともに、オペレーティングフロアへのアクセス方法の検討を進めている。

## 2号機のブローアウトパネル開口部の閉止等の対応方針

放射性物質閉じ込め機能の回復に対しては、2号機の原子炉建屋の大物搬入口を原則閉止とするとともに、ブローアウトパネル開口部の閉止を実施する。

ブローアウトパネル開口部の閉止は、周辺の線量低減対策が可能であることを前提として、作業用の足場や作業床を設置した後、閉止パネルの下地や本体を据え付ける。

なお、現時点でブローアウトパネル開口部は、階段や機器ハッチとともに、オペレーティングフロアへの有効なアクセス方法のひとつであることをふまえ、閉止後の建屋内作業実施を想定し、開閉できるよう検討を進める。

また、閉止後の建屋内環境悪化の抑制および将来的な建屋内作業に向けた環境改善のために、高線量下での施工や運用といった課題をふまえた上で、フィルタ付換気設備の設置を検討する。

### 工程及び課題

調査・計画には着手済み。

ブローアウトパネル開口部周辺やオペレーティングフロアの高線量環境の改善が進まない場合、当初の設計や施工方法、遮へい対策等に大幅な見直しが生じる可能性がある。

また、実施にあたり、現時点で以下の課題が想定されるため、各々の課題について対策を検討していくが、ブローアウトパネル開口部の閉止は、平成24年度末を目標とする。表10-1に工程を示す。

- ・高線量下での閉止パネルとフィルタ付き換気設備の施工並びに運用
- ・大開口であるブローアウトパネル開口部閉止パネルの設計
- ・ブローアウトパネル開口部や大物搬入口を閉止した場合の作業環境の保持対策

表 10 - 1 2号機ブローアウトパネル閉止 工程

	平成24年度			
	4～6月	7～9月	10～12月	1～3月
調査	建屋内・開口部周辺調査			
計画・設計	閉止パネル・換気設備 設計			
製作		閉止パネル・換気設備 調達・製作		
施工		足場組み、閉止パネル・換気設備 設置		

開口部周辺の高線量による設計・施工工程の遅延リスクあり

(2) 高濃度放射性汚染水の漏えいリスク低減

タービン建屋等に滞留している汚染水については、建屋間止水、サブドレン復旧により汚染水を回収できるようになるまでの間、系外に放出することがないように適切に管理していく。

a. 建屋等からの漏えい防止

1～4号機建屋内に滞留している高濃度放射性汚染水については、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋に移送し、さらに、汚染水処理設備により放射性核種のセシウム及び塩分を除去して淡水を生成し、原子炉への注水に再使用している（循環注水冷却）。

ただし、1～4号機の建屋内には地下水が流入しているため、高濃度放射性汚染水が系外に放出しないよう適切に建屋内水位を管理する必要がある。

現在、高レベル放射性汚染水処理設備の1ヶ月程度の停止や豪雨等に備えて、建屋内滞留水の海洋への漏えいリスクの高まるOP.4,000到達までの余裕確保に加え、地下水の流入量を抑制する観点から、建屋内水位をOP.3,000前後で管理し、滞留水の系外への漏えいリスクを抑制している。建屋内の水位については、引き続き管理を継続していく。また、万一、水位がOP.4,000に到達するようなことになれば、高濃度放射性汚染水を高濃度滞留水受タンク等に移送する措置を施す。

さらに、滞留水の地下水への流出を防止するため、建屋内の水位をサブドレン水位より低く管理している。

万一、建屋内の水位がサブドレン水位より高くなった場合は、サブドレン水の放射能濃度を確認し、建屋内からサブドレンへの滞留水の流出の有無を確認する。また、滞留水を当該建屋から別の建屋、高濃度滞留水受タンク、サイトバンク建屋、及び焼却工作建屋へ滞留水を移送することにより、当該建屋内の水位を早期に下げることとする。

#### b. 汚染水処理設備等からの漏えい防止

汚染水処理設備等からの汚染水の漏えいに関しては、施設運営計画に示した漏えいの発生防止策、漏えいの拡大防止策、漏えいの早期検知策に加え、これまで発生した不適合等を踏まえ、以下の信頼性向上策を施すことを実施或いは計画している。（詳細は1章参照）

- ・ 耐圧ホースをより信頼性の高いポリエチレン製配管へ取り替え、耐圧ホースの継ぎ手部に抜け防止の治具を取り付け（漏えいの発生防止策）
- ・ 淡水化装置設置ハウスの堰のシール材補修（漏えいの拡大防止策）
- ・ 設置ハウス内の漏えい検知器、監視カメラの設置（漏えいの早期検知策）
- ・ タンク周りの堰の設置（漏えい拡大防止策）
- ・ タンク周りの監視カメラの設置（漏えいの早期検知策）

なお、上記対策が完了するまでに漏えいが発生し系外に放出することが無いよう、漏えい監視について、毎日1回午前に水処理設備及びタンクヤードの巡視点検を行っているが、夕刻にもタンクヤードの巡視点検を追加するとともに、以下を想定し準備する。

2号機 - 3号機間の高レベル放射性汚染水の移送ホース（耐圧ホース）からポリエチレン製配管への取替前に漏えいが発生した場合は、移送を停止し、漏えい箇所を特定するための調査を実施するとともに、吸収材、土嚢設置等の拡大防止措置を実施する。

さらに、RO濃縮塩水を早期に処理するため、多核種除去設備について、設備運転の習熟や実運用から抽出される3系列運転の課題、設備対応等を踏まえ、平成25年4月を目標に3系列運転を実施していく。また、RO濃縮塩水の発生量低減のため、RO装置の再循環処理を実施していく。

#### c. 地震・津波時の対応（詳細は3章参照）

##### 地震時の対応

地震時のタンク損壊による漏えいについては、基準地震動Ss時での耐震性評価を実施中であるが、満水時の重量は約1000トンあるため地震による浮き上がりの可能性は少なく、滑動量もわずかと考えられるため、タンクの転倒、接触が発生する可能性はないと考えられる。な

お、滑動によりタンク接続管が損傷する可能性があるが、大型の丸型タンクには個別に隔離弁があり、満水後に閉じる運用としているため、大量の漏えいはないと想定している。万一、汚染水がタンクエリア周囲に設置した堰等乗り越えた場合は、排水路をせき止める土嚢を設置する等、系外への流出防止を図る。

#### 津波時の対応

汚染水処理設備に関しては、津波により機器が破損する可能性を考慮して、大津波警報が出された場合には、装置を停止し、隔離弁を閉めることにより、滞留水の流出を抑制することとしている。また、処理装置が損傷した場合には、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置の吸着塔等の予備品を使用することにより、滞留水の処理を速やかに再開させる。

また、汚染水が滞留しているタービン建屋等については、建屋内に海水が侵入し、汚染水が建屋から漏れ出す可能性を考慮し、予備の移送ポンプ、移送配管（耐圧ホース等）を配備し、高濃度滞留水受タンク、余剰水貯留用の空きタンクあるいは水の貯留が可能な建屋へ汚染水を移送する措置等を施す。

## 1 1. 「建屋、トレンチ等に滞留する高濃度の汚染水について止水、回収及び処理を早急に実施すること。」に関する報告

### (1) 概要

原子炉建屋（格納容器下部を含む）については、研究開発の成果を活用して漏えい箇所を特定した後に補修（止水）する予定であり、原子炉建屋やタービン建屋等に滞留する汚染水については、水処理状況を見極めつつ、建屋周辺の地下水位を低下させながら回収する。トレンチ等に滞留する汚染水については、可能な箇所についてはすでに回収を始めており、止水が困難と想定される箇所については工法等を検討したうえで止水・回収を行う。回収した汚染水については、プロセス主建屋等の汚染水処理装置で処理する。

なお、建屋やトレンチ等に滞留する汚染水を回収するまで汚染水の水位を周辺の地下水位や設定した制限値以下に維持していく。

### (2) 目的

建屋やトレンチ等に滞留する汚染水については、以下を目的に止水・回収する。

- a. 隣接建屋への流出防止（対象：原子炉建屋（建屋間）の止水）
- b. 系外への流出防止（対象：原子炉・タービン建屋・トレンチ等の汚染水回収）

### (3) 現状

1～4号機原子炉建屋及びタービン建屋（廃棄物処理建屋、制御建屋含む）に滞留している高濃度の汚染水は、2、3号機タービン建屋からプロセス主建屋・高温焼却炉建屋（以下、HTI建屋という。）に移送している。1～4号機原子炉建屋及びタービン建屋には約7.8万m<sup>3</sup>（2号機、3号機並びに4号機の海水配管トレンチ及び電源ケーブルトレンチの滞留水を含む）、プロセス主建屋及びHTI建屋には約1.7万m<sup>3</sup>の汚染水が滞留している（平成24年5月1日時点）。

また、原子炉建屋には、燃料デブリの冷却を目的に原子炉压力容器内に注水している冷却水その他、地下水が流入し、原子炉建屋最地下階に汚染水が滞留し、建屋間に設置された配管貫通部等を介してタービン建屋に流入しているものと推測している。

一方、トレンチ等については、平成23年12月18日に、プロセス主建屋

に接続する共用プール連絡ダクトにおいて、放射性物質濃度（C s）が $10^3\text{Bq}/\text{cm}^3$ レベルの汚染水を発見したことから、平成24年1月7日より、トレンチ等の調査を実施した。

その結果、汚染水の放射性物質濃度（C s）が $10^2\text{Bq}/\text{cm}^3$ レベルのトレンチ等は3号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピット、3号機起動用変圧器ケーブルダクトの2箇所、 $10^3\sim 10^4\text{Bq}/\text{cm}^3$ レベルのトレンチ等は2号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの1箇所であり、汚染水の量は合計で約0.15万 $\text{m}^3$ である。また、2号機、3号機並びに4号機の海水配管トレンチ及び電源ケーブルトレンチの6設備については、建屋内と同レベルの高濃度の汚染水が滞留しており、その量は約1.5万 $\text{m}^3$ と想定される。（図11-1）

#### （4）止水・回収・処理方法

##### a. 建屋に滞留する汚染水の止水・回収

汚染水の上流側に位置する原子炉建屋（格納容器下部を含む）を止水するためには、漏えい箇所を特定し、漏えい状況に応じた補修（止水）工法や装置を検討する必要がある。現在、中長期対策会議・研究開発推進本部の下、漏えい箇所を調査・補修（止水）するための工法と遠隔操作装置を研究開発しているところである。今後、開発成果を活用して漏えい箇所の特定や漏えい状況の確認を行うとともに、補修（止水）工法や装置の開発成果をもって原子炉建屋（格納容器下部を含む）を補修（止水）する予定である。建屋内に滞留する汚染水については、水処理状況を踏まえつつ、原子炉建屋やタービン建屋等への地下水の流入を抑制するため建屋周辺の地下水位を低下させながら回収する。（図11-2）

地下水位を低下させるには、建屋周辺のサブドレン水を汲み上げる方法が有力であるが、一部のサブドレンピット内の水に僅かな汚染が確認されていることから、サブドレンピット内の溜まり水の浄化を行った後にサブドレン設備の復旧を順次実施する。

また、漏えい箇所の調査や止水のための工法・装置開発を進めつつ、建屋間の配管貫通部を対象とした止水工法・材料の検討も行っている。建屋間の配管貫通部からの漏水を模擬した大型試験装置を製作し、基礎試験で選定した止水材料を用いて止水試験を行い、効果を確認している。（図11-3）

なお、建屋内に滞留する汚染水を回収するまでの間、2、3号機立坑、プロセス主建屋およびHTI建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し、原子炉建屋およびタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視し

ていく。

b. トレンチ等に滞留する汚染水の止水・回収

2号機及び3号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットについては、汚染水の移送後、モルタル等で充填する計画とし、平成24年2月20日からタービン建屋への水移送を開始した。しかし、ピットのひび割れ等から地下水が流入し、水位が再上昇したことから、水移送と充填作業を交互に実施することとし、平成24年4月15日から作業を再開した。

また、3号機起動用変圧器ケーブルダクトについては、現在、汚染水の水位を監視中であり、6月以降、制御建屋との接続部を止水する予定である。

共用プール連絡ダクトについては、汚染水をHTI建屋へ移送するための配管を設置済みであり、汚染水の水位を監視しながら移送している。系外への漏えいの可能性がある場合には、HTI建屋に汲み上げることとしているが、ダクト内の汚染水の濃度が高く、止水作業ができないことから、今後、プロセス主建屋との接続部に地表からモルタル等を充填する方法などを検討する。

建屋内と同レベルの高濃度の汚染水が滞留していると想定される2号機、3号機並びに4号機海水配管トレンチ等については、タービン建屋内の汚染水の水位よりもトレンチの接続高さが低いことから、トレンチ内の汚染水を回収しても、継続的にタービン建屋から汚染水が流入する等の課題があるため、現時点では、汚染水の回収は困難である。

このため、タービン建屋内の汚染水が回収され、海水配管トレンチ等への汚染水の再流入が無い状態になってから、海水配管トレンチ等の汚染水を回収することとしていたが、系外への流出リスクの低減の観点から、海水配管トレンチ等の汚染水の回収をできるだけ早期に実施できるように、タービン建屋と海水配管トレンチの接続部における止水の可能性について検討を進める。

なお、海水配管トレンチ等から海へ汚染水が流出しないように、ピットの閉塞等の措置は既に実施しており、2、3号機立坑、プロセス主建屋及びHTI建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し、原子炉建屋及びタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視していく。

c. 汚染水の処理

汚染水はプロセス主建屋、HTI建屋等の汚染水処理装置で処理を行う。

汚染水処理設備はセシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置で構成する処理装置、逆浸透膜装置（RO装置）、蒸発濃縮缶装置で構成する淡水化装置等で構成され、主要な放射性核種であるセシウム及び塩分を除去して淡水<sup>※1</sup>を生成する。

※1：処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）により主要核種のセシウムが除去され、更に淡水化装置（逆浸透膜（RO）装置、蒸発濃縮缶装置）により塩分が除去された水。

#### （5）実施計画（表11-1）

##### a. 建屋の止水・回収

中長期対策会議・研究開発推進本部の下、平成26年度半ば頃までを目途に原子炉建屋（格納容器下部を含む）の漏えい箇所を調査する工法・装置を開発した後、補修（止水）工法・装置を開発する計画である。開発成果を活用して原子炉建屋（格納容器下部を含む）を止水するとともに、水処理状況やサブドレン設備の復旧状況等を踏まえ、原子炉建屋やタービン建屋等の汚染水を回収する予定である。

##### b. トレンチ等の止水・回収

2号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットは、平成24年4月15日から水移送及び充填作業を開始し、平成24年4月29日に完了した。また、3号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットは、平成24年5月11日から水移送及び充填作業を開始し、平成24年5月28日に完了した。3号機起動用変圧器ケーブルダクトは、6月以降、制御建屋との接続部を止水する予定である。

共用プール連絡ダクト、2号機、3号機及び4号機海水配管トレンチについては、建屋との接続部における止水方法の成立性を検討し、可能なトレンチ等から順次、止水・回収を実施する予定である。

##### c. 汚染水の処理

汚染水の回収方法や回収箇所については、原子炉冷却水・地下水の建屋流入状況、作業エリア線量、他作業との干渉、及び移送配管のルート成立性を踏まえ検討を行う。なお、汚染水の処理については現状装置にて実施する計画である。

以上



- a. 溜まり水有り (建屋内滞留水または同レベル)
- b. 溜まり水有り ( $10^3 \sim 10^4 \text{ Bq/cm}^3$  レベル)
- c. 溜まり水有り ( $10^2 \text{ Bq/cm}^3$  レベル)
- d. 水移送及び充填済

11-5

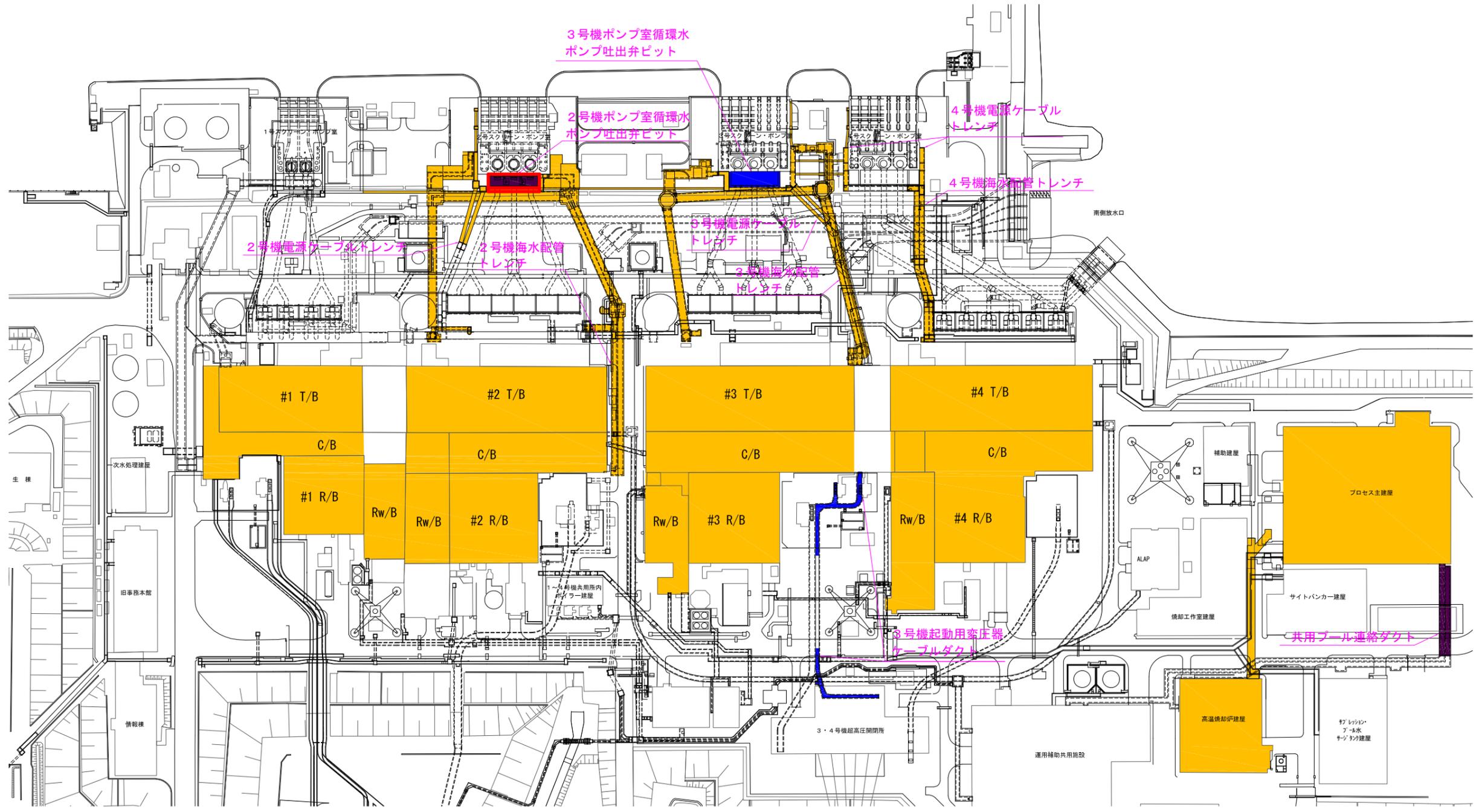


図 11-1 高濃度の汚染水が滞留している建屋・トレンチ等

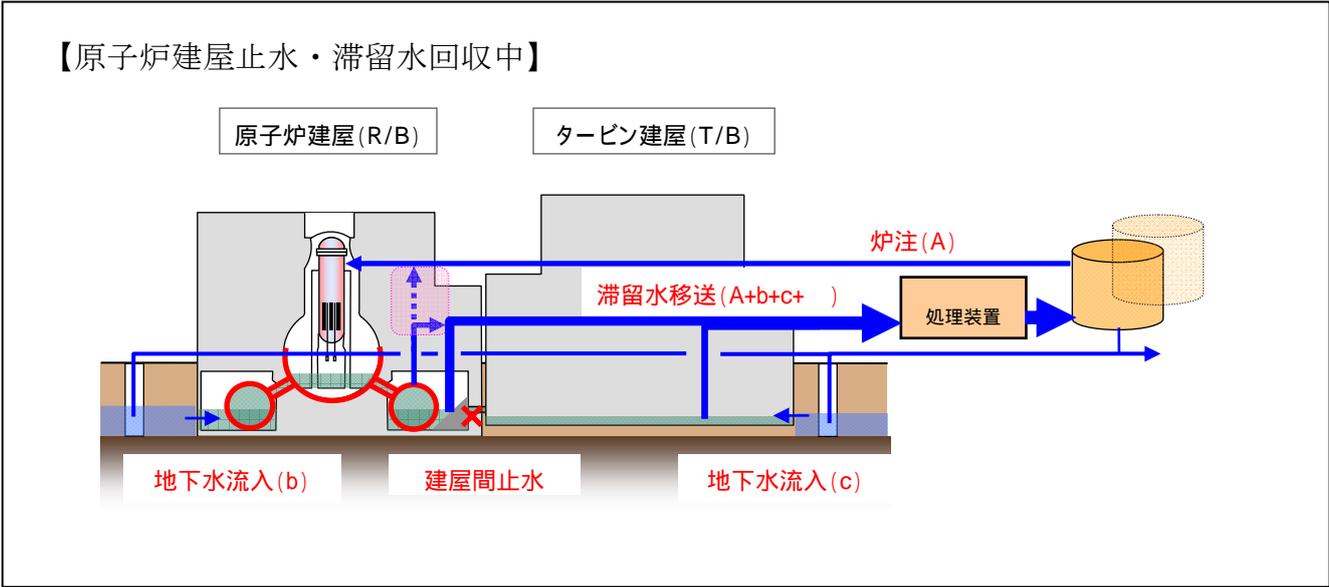
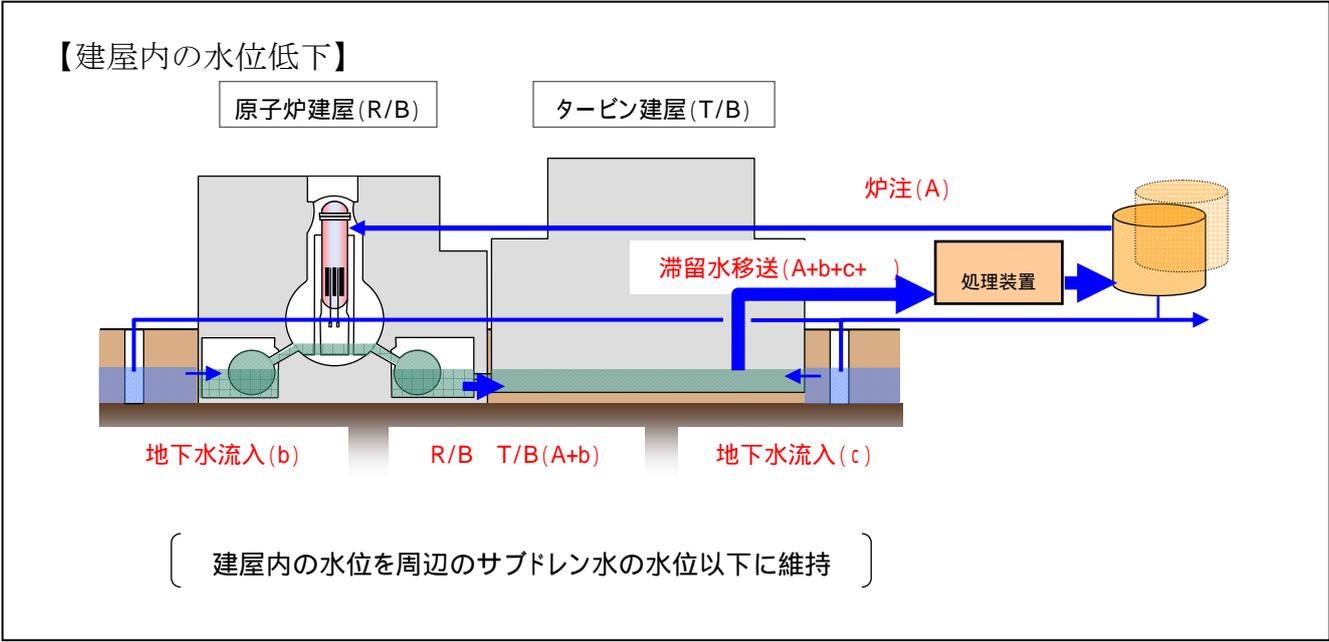
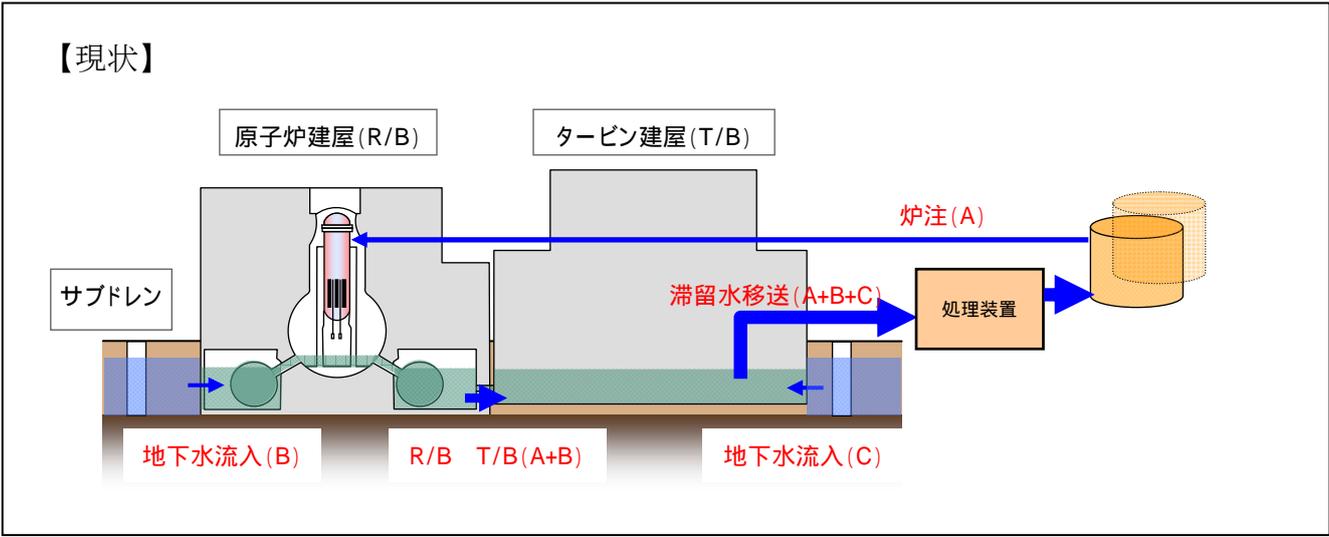
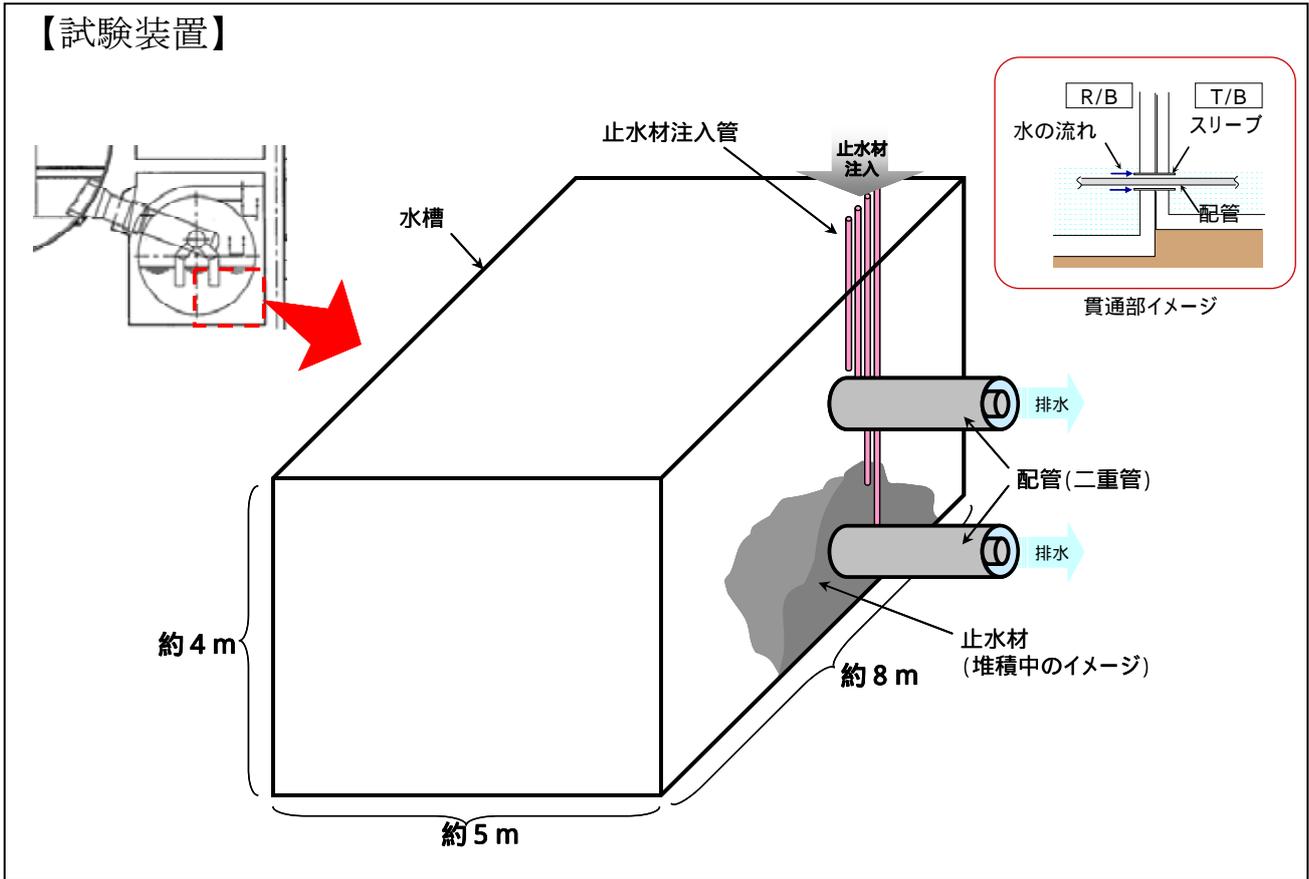


図 1 1 - 2 建屋に滞留する汚染水の止水・回収 (イメージ)



**【試験結果】**

止水材

【写真】

【写真】

止水後イメージ

【写真】  
上管

【写真】  
下管

流量

注入時間

下管止水

上管止水

**【試験結果】**  
上管・下管ともに、流水環境下で止水することができた

図 1 1 - 3 建屋間配管貫通部の止水試験

表 1 1 - 1 実施工程

	平成24年度	平成25年度	平成26年度	平成27～32年度	平成33年度以降
<b>建屋の止水、汚染水の回収・処理</b> 【研究開発推進本部】漏えい箇所の調査工法・装置開発 (格納容器、原子炉建屋地下)  1～3号機 漏えい箇所の調査(格納容器下部、原子炉建屋地下)  【研究開発推進本部】漏えい箇所の補修(止水)工法・装置開発 (格納容器、原子炉建屋地下)  1～3号機 漏えい箇所の補修(止水)(格納容器下部、原子炉建屋地下)  汚染水回収・処理(原子炉建屋、タービン建屋等)  汚染水回収・処理(プロセス建屋、HTI建屋)					
				【HP】 ・調査装置の開発完了	
					【HP】 ・補修(止水)装置の開発完了
					【HP】 ・格納容器下部、原子炉建屋地下 の補修(止水)完了 ・地下水位低下可能な状態
					△ 循環注水冷却システム の小ループ化
<b>トレンチ等の止水、汚染水の回収・処理</b>  2号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送・充填  3号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送・充填  3号機起動用変圧器ケーブルダクトの止水  共用プール連絡ダクト、2～4号機海水配管トレンチ等					
					(止水・回収・処理)

- 1 2. 「高線量ガレキを含む放射性廃棄物の一時保管設備等については、想定される廃棄物の発生量に対して十分な貯蔵容量を確保するとともに、敷地内に保管されている事故後に発生した放射性廃棄物による敷地境界における実効線量（発電所全体からの放射性物質の追加的放出を含む。）を1 mSv/年以下に低減できる遮へい機能を有する施設構造とすること。また、高線量ガレキ等による作業員及び一般公衆への放射線被ばくの低減対策を実施すること。」に関する報告

瓦礫等や水処理廃棄物の発生に応じてエリアを確保し保管対策を継続するとともに、廃棄物に対し追加の遮へい対策を施す、もしくは、遮へい機能を有した施設内に廃棄物を移動する等により、平成24年度内に、新たに放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界線量を年間1 mSv未満とすることを旨とする。

水処理廃棄物については、長期的な安定保管に必要な処理方法を検討していく。

#### (1) 貯蔵容量の確保

##### a. 瓦礫等

瓦礫等の一時保管エリアについては、表1 2-1の通り、平成24年末まで原子炉建屋上部瓦礫撤去に関する工事に伴い発生した瓦礫等を一時保管できる容量があると考えているが、撤去工事の変動やその他の工事等による瓦礫等の保管量増加により容量不足が見込まれるため、追加の一時保管エリアを設定していく。現在、複数の候補地を選定している。

伐採木の一時保管エリアについては、表1 2-1の通り、平成24年度末までに発生する伐採木を一時保管できる容量があると考えている。なお、保管量増加により容量不足が見込まれるため、追加の一時保管エリアを設定していく。

##### b. 水処理廃棄物

使用済みのセシウム吸着塔（以下「吸着塔」という）は使用済セシウム吸着塔仮保管施設（以下「仮保管施設」という）を経て使用済セシウム吸着塔一時保管施設（以下「一時保管施設」という）で保管する。平成24年4月17日時点の吸着塔本数及び一時保管施設容量を表1 2-2に示す。セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置ともに吸着塔の保管容量は不足していないが、今後も想定される発生量に対して十分な保管容量を確保することとしている。現在、一時保管施設を追設している。

淡水化処理で発生する濃縮水に含まれる、その他の核種を除去する多核種除去設備の運転にともなって発生する廃棄物は、高健全性容器（High Integrity Container：H I C）に収納して保管するが、保管施設を設置し、吸着塔と同様にボックスカルバート内に格納して保管する。H I Cの保管施設は、多核種除去設備の運転開始前に、一時保管施設に隣接するエリアに設置する。

除染装置から発生した廃スラッジは廃スラッジ一時保管施設で保管する。

除染装置は、滞留水の処理開始当初はセシウム吸着装置の後備装置として稼働していたが、第二セシウム吸着装置の運転開始以降はほとんど稼働していない。現在は、セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置が稼働しない場合の待機装置としており、原則使用しない運用としている。そのため、新たな廃スラッジはほとんど発生しない。廃スラッジは、平成24年4月時点で、造粒固化体貯槽D槽に581m<sup>3</sup>が保管されており、この長期保管を目的として廃スラッジ一時保管施設を建設中であり、平成24年5月を目途に設置する。廃スラッジ一時保管施設は630m<sup>3</sup>の保管容量を持ち、現行発生量に対して十分な保管容量を持つ。

また、これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し、適切に保管エリアを確保し管理していくとともに、敷地境界への放射線影響に配慮した中長期的な計画を、平成24年度末を目途に策定する。

瓦礫等については、保管量を抑制するため、減容処理を行うとともに再利用についても検討を行い、計画へ反映していく。

滞留設備（タンク等）については、5章に記載の通りである。

## （2）高線量瓦礫等による作業員及び一般公衆への放射線被ばくの低減対策

### a. 作業時の被ばく低減、放射線監視の考え方

作業開始前に作業場所の放射線量率を把握し、作業環境に応じた放射線防護装備や計画線量を定めた計画書を作成する。作業中については必要の都度、環境線量率の測定を行うとともに作業員には警報付き個人線量計を携行させることで、作業員の線量を合理的に達成できる限り低減する。

なお、運転操作等に伴い放射線レベルが大幅に変動する可能性のある場所における作業員の被ばくリスク低減を目指し、環境線量率を連続監視できる放射線モニタの設置等を今後検討していく。

なお、空气中放射性物質濃度については、構内の定点において定期的に測定を行い著しい変動がないことを確認している。

## b. 瓦礫等

### ①瓦礫等からの作業員への放射線被ばくの低減

高線量瓦礫等を取扱う 3 号機原子炉建屋上部瓦礫撤去工事等において、各段階で線量低減対策を施し作業員の放射線被ばくの低減に努める。

瓦礫撤去作業前には、建屋上部瓦礫の事前線量計測を行い、飛散防止剤を散布した後、作業を開始する。瓦礫撤去作業は、遮へいを施した重機あるいは無人化重機を用いて作業員の被ばく低減を図る。

瓦礫等を運搬する際、高線量瓦礫等を容器収納する場合には、無人機械を使用し、運搬においては無人トラックにて遠隔操作により固体廃棄物貯蔵庫まで運搬する。また、遮へい付きトラックを用いて、有人で運搬する際には、運転席の雰囲気線量率を計測し作業可能であることを確認する。

高線量瓦礫等を固体廃棄物貯蔵庫に収納する際には、固体廃棄物貯蔵庫において必要に応じて無人フォークリフトにて遠隔操作により収納場所まで運搬する。

なお、各作業エリアにおいては、必要の都度、作業中は環境モニタリング（線量率、放射性物質濃度測定）を実施する等により、作業員の被ばくの量に注意し作業を行っている。

さらに、作業員は警報付き個人線量計を着用し、急な雰囲気線量率の上昇等により被ばく線量が警報設定値になった場合には、警報により知らせるようになっている。

### ②瓦礫等からの作業員への放射線被ばくの低減対策

瓦礫等への離隔距離をとり、柵やロープ等の区画によりむやみに人が立ち入らないよう制限するとともに、線量の測定結果の表示により無用に作業員が近づかないよう注意喚起を行う。

回収が困難な場所や作業員の立ち入りが少ない場所にある瓦礫等は、存在の把握に努め、高線量率となっている場所は区画等により識別する。また、所内への周知を行う。

### ③覆土式の一時保管エリアの管理

覆土式の一時保管エリアは、地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮へい機能低下の放射線リスクが考えられるため、施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて遮へいの追加、施設の修復を行うことにより、作業員及び一般公衆への放射線被ばくを低減する。

## c. 水処理廃棄物

吸着塔保管施設においては、柵やロープ等の区画によりむやみに人が立ち

入らないように制限するとともに、高線量の表示により注意喚起を行う。

廃スラッジを一時保管するタンクは、厚さ約1 mのコンクリート製の壁を有するタンク室に格納することとしており、壁の遮へい機能によりタンク室周辺で作業する作業員の被ばくを低減する。なお、タンク室は人の入口のない構造としており、タンク室内で作業員が被ばくすることはない。

タンク等については、タンクに近接しても被ばくは少ないが、漏えいに伴う被ばく低減の観点から、5章に記載の点検・保守を実施する。

(3) 敷地内に保管されている事故後に発生した放射性廃棄物による敷地境界における実効線量を1mSv/年以下にする線量低減対策

a. 線量低減対策・効果ならびに目標線量値

福島第一原子力発電所1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書(その3)(改訂)(以下、「施設運営計画」という。)の中で固体廃棄物等については、敷地を4つのエリアに分けて敷地境界線量評価を実施している。線量評価地点を図12-1に、線量低減の工程について表12-3に示す。

- ・敷地南エリア(使用済セシウム吸着塔保管施設等)
- ・敷地南西エリア(液体廃棄物の貯留設備(タンク類))
- ・敷地西エリア(キャスク仮保管設備と固体廃棄物貯蔵庫等)
- ・敷地北エリア(瓦礫等及び伐採木一時保管エリア)

①敷地南エリア

i. 施設運営計画における線量評価

使用済セシウム吸着塔保管施設等に起因する分が年間約2.1mSv、伐採木に起因する分が年間約0.47mSv、合計年間約2.6mSvである。

ii. 線量低減対策

(a) 使用済セシウム吸着塔への遮へい、配置の工夫

使用済セシウム吸着塔保管施設のうち、仮保管施設は、一時保管施設へ吸着塔を移送するまでの仮の保管施設であるため、保管に際してボックスカルバート上部に蓋を設けていないが、一時保管施設は、ボックスカルバート上部にコンクリート蓋を設け、線量を低減している。保管時には、吸着塔ごとの吸着量や施設直近における線量測定などをもとにした評価などにより継続的に評価を行う。また、その評価結果から敷地境界外へ与える影響に応じて必要な措置を行う。具体的には、敷地境界側に遮へいを追加、または、セシウム吸着量の少ない吸着塔を敷地境界側に配置して直接線を低減することや、吸着塔上部の遮へ

いを追加してスカイシャイン線を低減することにより、敷地境界外に与える影響を低減する。

(b) 伐採木への覆土

一時保管エリアに保管している伐採木に対して、覆土をすることにより線量低減を図る。

②敷地南西エリア

i. 施設運営計画における線量評価

年間約 0.7mSv である。

ii. 線量低減対策

(a) RO濃縮水量の低減

タンク類からの線量については、中低線量タンクに起因する線量が大部分を占めるため、RO濃縮水量を低減させることが有効であり、多核種除去設備の運用に伴いタンク類からの線量は低減させることが可能である。

③敷地西エリア

i. 施設運営計画における線量評価

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に起因する分が年間約 0.29mSv、固体廃棄物貯蔵庫に起因する分が年間約 0.25mSv、ドラム缶等仮設保管設備に起因する分が年間約 0.16mSv、伐採木一時保管エリアに起因する分が年間約 0.02mSv、合計年間約 0.72mSv である。

ii. 線量低減対策

(a) ドラム缶等仮設保管設備への移動

固体廃棄物貯蔵庫第7棟、第8棟の地下に高線量瓦礫等を一時保管するスペースを確保するために、固体廃棄物を詰めた表面線量率が低いドラム缶等の一部を固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備へ移動する。

(b) 高線量瓦礫等の固体廃棄物貯蔵庫第7棟、第8棟地下への移動、一時保管

3、4号機原子炉建屋上部瓦礫撤去工事等により回収した瓦礫等を遮へい効果の高い固体廃棄物貯蔵庫第7棟及び第8棟地下へ移動、一時保管する。

(c) 伐採木への覆土

一時保管エリアに保管している伐採木に対して、覆土をすることにより線量低減を図る。

#### ④敷地北エリア

##### i. 施設運営計画における線量評価

瓦礫等に起因する分が年間約 9.3mSv、伐採木に起因する分が年間約 0.58mSv、合計年間約 9.9mSv である。

##### ii. 線量低減対策

線量率の高い瓦礫等については、遮へい機能を有した施設に保管し、敷地境界での放射線量低減を図る。

###### (a) 覆土式一時保管施設の設置

覆土式一時保管施設は、線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設である。既に敷地境界付近に一時保管している線量率の高い瓦礫等は、覆土式一時保管施設に移動する。

###### (b) 伐採木への覆土

一時保管エリアに保管している伐採木に対して、覆土をすることにより線量低減を図る。

###### (c) 一時保管エリア A から覆土式一時保管施設への移動

敷地境界に近い一時保管エリア A の仮設保管設備に一時保管している瓦礫等を覆土式一時保管施設へ移動する。

###### (d) 一時保管エリア B からの移動

敷地境界に近い一時保管エリア B の容器に収納している瓦礫等を移動する。

平成 24 年度内に、新たに放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界線量を気体、液体、固体の合計の評価値として年間 1 mSv 未満とすることを目指していく。

目標値については、固体が年間約 0.50mSv、気体、液体を合わせて年間約 0.50mSv 未満としている。

固体についてはエリア毎に、敷地境界線量の低減効果と内訳を表 1 2-4 にまとめた。今後、廃棄物の増減や対策内容などにより、チェックポイントで評価する値は目標値と比較して変動する可能性があるが、気体、液体、固体の合計の評価値として年間 1 mSv 未満となるように低減対策等について必要な見直しを行っていく。

今後、各目標値を満足するよう努めるとともに、合理的に達成できる限り低く（ALARA）出来るよう努めていく。

#### b. 固体廃棄物におけるその他線量低減対策

①固体廃棄物貯蔵庫の復旧

固体廃棄物貯蔵庫を有効的に使用するため、破損したドラム缶を養生などによる飛散抑制措置を行う等、計画的に復旧する。

②遮へい機能を有した敷地内建屋の活用

敷地内の建物のうち、遮へい機能が期待できる建屋を瓦礫等の保管エリアとして有効に活用する。

表 1 2 - 1 瓦礫等の貯蔵容量（平成 24 年 4 月 10 日時点）

単位：m<sup>3</sup>

	瓦礫等	伐採木
保管容量	69,000	126,000
現在の保管量	44,000 <sup>※1</sup>	60,000 <sup>※1</sup>
当面の発生予想量	20,000 <sup>※2</sup>	26,000 <sup>※3</sup>
合計保管量	64,000	86,000

※1：平成 24 年 4 月 10 日時点保管量

※2：今後原子炉建屋上部瓦礫撤去に関する工事で発生する予想量であり、その他工事による発生量が増加することが予想される。

※3：現在分かっている平成 24 年度末までに発生する予想量であり、その他工事による発生量が増加することが予想される。

表 1 2 - 2 使用済セシウム吸着塔の保管容量（平成 24 年 4 月 17 日時点）

	セシウム吸着装置	第二セシウム吸着装置
使用済吸着塔本数	359	40
一時保管施設容量	544	200

表 1 2 - 3 工程

	平成24年度		平成25年度	
	上期	下期	上期	下期
一時保管エリアの追加				
覆土式一時保管施設 設置工事	設置工事・瓦礫等搬入			
一時保管エリアの移動		移動		
伐採木への覆土		対策工事		
ドラム缶等仮設保管設備 設置工事	設置工事	ドラム缶受入・仮置き		
高線量瓦礫等の固体廃棄物 貯蔵庫第7棟、第8棟地下への 移動、一時保管	瓦礫等移動・一時保管			
固体廃棄物貯蔵庫の復旧	転倒ドラム缶復旧		第1棟、第2棟復旧	
			第3棟、第4棟復旧方法検討	

表 1 2 - 4 敷地境界線量の低減効果と内訳

エリア名	保管場所	線量低減対策等	工程									現計画 <sup>※1</sup> (mSv/年)	目標値 <sup>※2</sup> (mSv/年)	エリア毎の 目標値合計 <sup>※2</sup>			
			6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月				3月		
北エリア	一時保管エリアA (瓦礫等)	覆土式一時保管施設への移動													約5.97	約0.02 <sup>※3</sup>	約0.50
	一時保管エリアB (瓦礫等)	境界から離れる方向に移動													約2.97	約0.02 <sup>※3</sup>	
	一時保管エリアC (瓦礫等)	線源設定を測定値を基に見直し	手法 検討	測定	計算	評価									約0.31	約0.16	
	一時保管エリアD,E,F (瓦礫等)	線源設定を測定値を基に見直し	手法 検討	測定	計算	評価									約0.06	約0.06	
	一時保管エリアG,H (伐採木)	枝・葉・根を覆土による遮へい													約0.58	約0.01	
	新規一時保管エリア (エリア増設・覆土式保管)	瓦礫等を一時保管エリアAやエリアB から移動したことによる増加													—	約0.23	
西エリア	使用済燃料乾式キャスク仮 保管設備	評価モデルの見直し	モデル 検討	計算	評価										約0.29	約0.15	約0.38
	固体廃棄物貯蔵庫	線源設定を測定値を基に見直し	線源 設定	計算	評価										約0.25	約0.12	
	ドラム缶等仮設保管施設	線源設定を測定値を基に見直し	線源 設定	計算	評価										約0.16	約0.09	
	一時保管エリアM(予定地) (伐採木)	枝・葉・根を覆土による遮へい (集積後実施)													約0.85	約0.02	
南西エリア	RO濃廃タンク	線源設定を測定値を基に見直し													約0.70	約0.47	約0.47
南エリア	使用済セシウム吸着塔	・配置の工夫 ・線源設定を測定値を基に見直し ・遮へい(上部、側面)	配置 計画の 作成	評価 見直し	配置 計画の 見直し										約2.1	約0.49	約0.50
	一時保管エリアJ,K (伐採木)	枝・葉・根を覆土による遮へい (一時保管エリアKは移動後実施)													約0.47	約0.01	
敷地境界における直接線ならびにスカイシャイン線の線量低減対策の効果を確認 (チェックポイントにおいて、追加対策要否を検討する)			△ チェ ック ポ イ ン ト		△ チェ ック ポ イ ン ト			△ チェ ック ポ イ ン ト					△ 評 価				

※1: 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3)における評価内訳

※2: 他エリアからの影響や気体、液体の変動を考慮し、必要に応じて見直しを行う

※3: 低線量の瓦礫等を一時保管する可能性がある

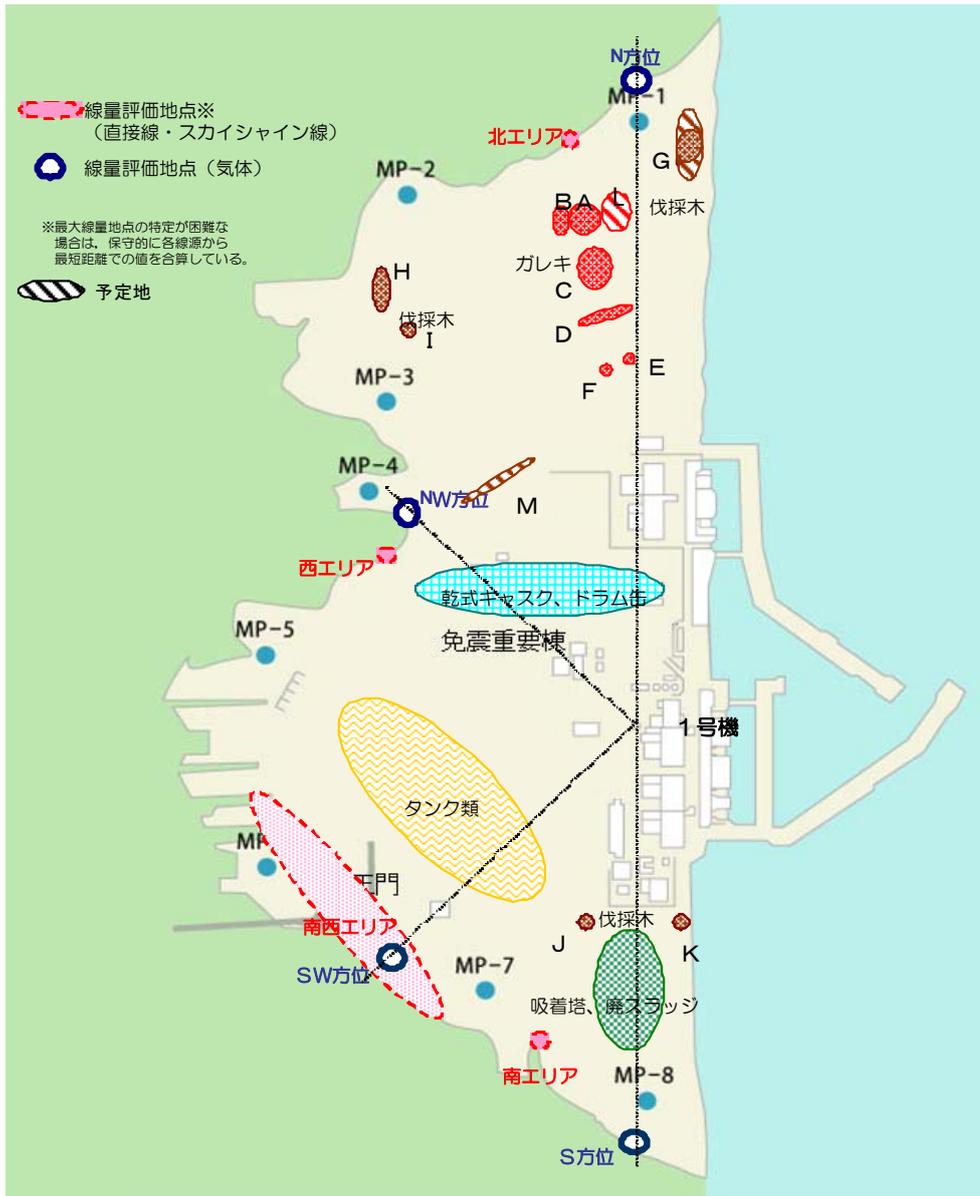


図 1 2 - 1 線量評価地点

1 3. 「バックグラウンドの放射線量が高いモニタリングポストについて、モニタリングポスト周辺の除染、土壌の遮へい等を行い、原子炉施設に起因する放射線影響を適切に把握できるようにすること。」に関する報告

敷地境界に設置し、連続的に空間放射線量率を測定しているモニタリングポストについては、事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため、十分な監視ができていない状況であったが、異常な放射性物質の放出の早期検知を目的として、当面の対策として可能な範囲で環境改善を実施し、 $1 \mu\text{Sv/h}$  程度の変動は検知できる状態となっている。今後、各対策における効果を評価し、次の段階の低減目標及びその実現のための方策を検討していく。

(1) 事故発生後の状況

水素爆発で環境中に放出され敷地内に沈積した放射性物質の影響により、空間放射線量率が水素爆発以前より 100～10,000 倍に上昇し、モニタリングポスト（以下「MP」という。）の指示値が高い状態となっていた。

このため、放射性物質の異常な放出があった場合、空間放射線量率の上昇や自然界からの影響の程度によっては、監視が困難な状況にあった。

(2) 基本的対応方針

放射性物質の異常な放出を早期に検知できるように、MP周辺の環境改善対策を実施し、原子炉施設に起因する放射線影響を適切に把握できるようにする。

(3) 当面の環境改善対策

a. 対策事項

基本的対応方針に基づき、当面の対策として平成24年2月から以下のとおりMP周辺の環境改善を実施している。

①対策時期：平成24年2月10日～平成24年4月18日

②目標値： $10 \mu\text{Sv/h}$

通常時のMP指示値は、降雨時に土壌からの放射線が雨により遮へいされる影響で10%程度の変動がある。このため、 $1 \mu\text{Sv/h}$  程度の変動幅を超える異常放出を検出できる値を目標値とした。

③対象範囲：

目標値を上回るMP-2～MP-8及びその周辺について対策を実施した。

なお、MP-1についてはバックグラウンドが約 $4\mu\text{Sv/h}$ であるため、対策は不要と判断した。

④対策内容：

MPの線量率は設置場所の周辺環境により異なるため、それらに応じて、森林伐採、表土除去や遮へい壁設置による環境改善対策の効果や廃棄物発生量を評価し、実施方法や実施範囲を検討した。

なお、MP-7については、MP間の地上付近を通過する放射性雲の検出性を高めるため、隣接するMP-6側及びMP-8側の遮へい壁をできる限り低くするように配慮した。

b. 対策結果

上記対策を実施した結果、全てのMPにおいて指示値が、目標値である $10\mu\text{Sv/h}$ 以下となった。

①MP-2

検出器から半径30m以内にある敷地内の森林(約 $690\text{m}^2$ )を伐採し、表土(約 $1,450\text{m}^2$ )を除去した結果、指示値が $18.5\mu\text{Sv/h}$ から $7.9\mu\text{Sv/h}$ まで低下した。

②MP-3

検出器から半径20m以内にある敷地内の森林(約 $580\text{m}^2$ )を伐採し、MPが設置されている柵内の表土(約 $35\text{m}^2$ )を除去した結果、指示値が $11.7\mu\text{Sv/h}$ から $9.1\mu\text{Sv/h}$ まで低下した。

③MP-4

MPが設置されている柵内の表土(約 $27\text{m}^2$ )を除去した結果、指示値が $10.5\mu\text{Sv/h}$ から $8.9\mu\text{Sv/h}$ まで低下した。

④MP-5

検出器から半径20m以内にある敷地内の森林(約 $1,020\text{m}^2$ )を伐採し、MPが設置されている柵内の表土(約 $36\text{m}^2$ )を除去した結果、指示値が $13.0\mu\text{Sv/h}$ から $9.0\mu\text{Sv/h}$ まで低下した。

⑤MP-6

検出器から半径20m以内にある敷地内の森林(約 $700\text{m}^2$ )を伐採し、MPが設置されている柵内の表土(約 $14\text{m}^2$ )を除去した。また、MP周辺に高さ約160cmの遮へい壁を設置した結果、指示値が $31.3\mu\text{Sv/h}$ から $5.7\mu\text{Sv/h}$ まで低下した。

⑥MP-7

検出器から半径20m以内にある敷地内の森林(約 $1,160\text{m}^2$ )を伐採し、MPが設置されている柵内の表土(約 $15\text{m}^2$ )を除去した。また、

MP周辺に原子炉施設方向及び敷地境界方向に高さ約250cm、隣接するMP方向に高さ約160cmの遮へい壁を設置した結果、指示値が83.6  $\mu$ Sv/hから9.7  $\mu$ Sv/hまで低下した。

#### ⑦MP-8

MPが設置されている柵内の表土(約14m<sup>2</sup>)を除去した。また、MP周辺に高さ約220cmの遮へい壁を設置した結果、指示値が64.9  $\mu$ Sv/hから8.0  $\mu$ Sv/hまで低下した。

このため、現状では原子炉施設に起因する1  $\mu$ Sv/h程度の変動幅を超える放射線の影響を適切に把握できるものと考えられる。

また、MP周辺の清掃等を定期的実施し、堆積する放射性物質を除去することにより、目標値以下を維持できるようにする。

なお、異常放出が確認された場合には、MP指示値、風向風速等のデータを基に環境への影響評価を実施することとする。

#### (4) 中長期対策の検討

上記「(3) 当面の環境改善対策」における効果を評価し、敷地内除染や施設の配置、放射性廃棄物の発生等を考慮しながら、事故発生前のレベルに復旧するための中長期対策の検討を実施する。

今後、敷地全体等の除染状況等に応じて対策を実施し、さらなる低減を目指すこととする。

##### a. 当面の対策に対する評価

当面の対策として実施したMP周辺環境改善対策について、以下の項目について評価を実施する。

##### ①表土除去による線量低減効果

表土除去面積に対する線量低減等を算出し、表土除去に対する効果等を評価する。

##### ②樹木伐採による線量低減効果

樹木伐採面積に対する線量低減等を算出し、森林伐採に対する効果等を評価する。

##### ③遮へい壁設置による線量低減効果

遮へい壁設置に対する線量低減等を算出し、遮へい壁設置に対する効果等を評価する。

##### ④その他

各MPの設置環境等を考慮して、MPの指示値を上昇させる線源を推定する。

b. 中長期の目標と対策

中長期の目標として、現状、フォールアウトによる影響によりバックグラウンドの放射線量が高い状態にあるため、まずは電離箱式の測定からNaIシンチレーション式の測定に切り替えられるレベル（ $1\ \mu\text{Sv/時}$ ）を目標とする。その後、敷地周辺の一般公衆が居住されるまでに実測で年間 $1\ \text{mSv}$ 以下を確認できるようにし、更にその後、事故発生前のレベルにすることを旨とする。

対策については、「(4) a. 当面の対策に対する評価」から得られた知見等を考慮して、敷地内外の除染を効果的に実施する方策を平成24年度末までに検討し、状況に応じて適宜見直すものとする。(表13-1参照)敷地内の除染については、作業従事者の滞在時間や空間線量率に応じて段階的に除染を実施することで計画している。その方策については、除染で発生する廃棄物を考慮しながら、今回のMP環境改善対策の評価から最善策を模索することとする。敷地外の除染については、国により除染範囲や時期が検討されると考えているが、今回のMP環境改善対策の評価結果を活かしていけるように連携していくものとする。

これらの対策を実施することにより、バックグラウンドの放射線量の低下が見込まれ、MP-6、7、8に設置した遮へい壁を取り外すことが可能になると考えるが、当面の対策として、施設側の遮へい壁を低くできる条件、方策について、今回の周辺環境改善対策の効果の結果を基に平成24年度末を目処に検討する。

なお、4号機の燃料取り出し作業については、エリアモニタ等を設けることとしており、現地工事開始前までに報告を行い、確認を受けることとしている。3号機の燃料取り出し作業については、放射性物質の飛散・拡散を防止する機能について、現地工事開始前までに報告を行い、確認を受けることとしている。

表 1 3 - 1 工程

	平成 23 年度	平成 24 年度		平成 25 年度以降	
	下期	上期	下期		
MP 周辺環境改善 対策の実施					
MP 周辺環境改善 対策の評価					
中長期対策の検討※					

※状況に応じて適宜見直しを実施。

- 1 4. 「上記の信頼性向上等に係る中長期の取組を着実に実施する組織体制を構築すること。また、その取り組み状況を適切に管理し、継続的な評価・改善を図ることができる組織運営とすること。」に関する報告

(1) 組織体制

福島第一原子力発電所における中長期の信頼性向上対策に取り組むための組織体制について、本年2月1日より、以下の体制としている。

a. 福島第一対策プロジェクトチーム

中長期対策に関わる基本計画、設備の基本設計および進捗管理を実施する本店組織として、原子力・立地本部下に「福島第一対策プロジェクトチーム」を設置した。

この組織は、「福島第一対策担当」（専門職）の下に、総合計画グループ、燃料対策グループ、電気・機械設備グループ、土木・建築設備グループ、および環境評価グループにて構成されている。

b. 福島第一安定化センター

中長期対策に関わる設備の詳細設計、工事、運用および保守を実施する現地組織として、原子力・立地本部下に「福島第一安定化センター」を継続設置した。福島第一安定化センターはステップ2の目標を実現する組織として昨年7月1日に設置し、活動してきたが、ステップ2終了後は中長期対策への取り組みを踏まえ、部およびグループレベルの組織体制の見直しを行った。

この組織は、所長、副所長の下に、安全総括部、冷却設備部、水処理設備部、機械設備部、電気・通信基盤部、土木部、建築部、保安環境部、およびJヴィレッジ運営部にて構成されている。また、福島第一原子力発電所は、この組織の下に位置付けられ、設備の巡視点検等の保守および保安管理を行っている。

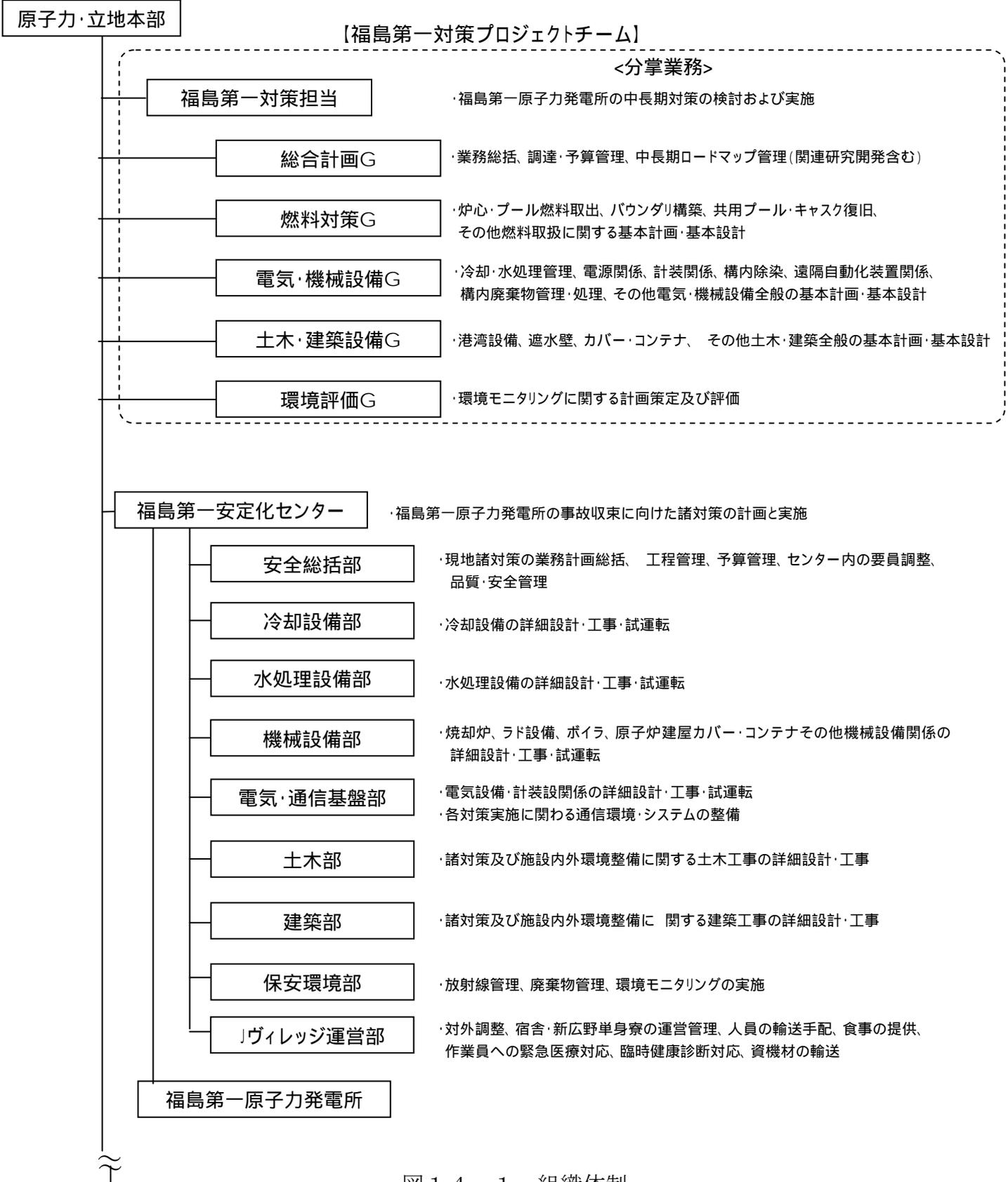


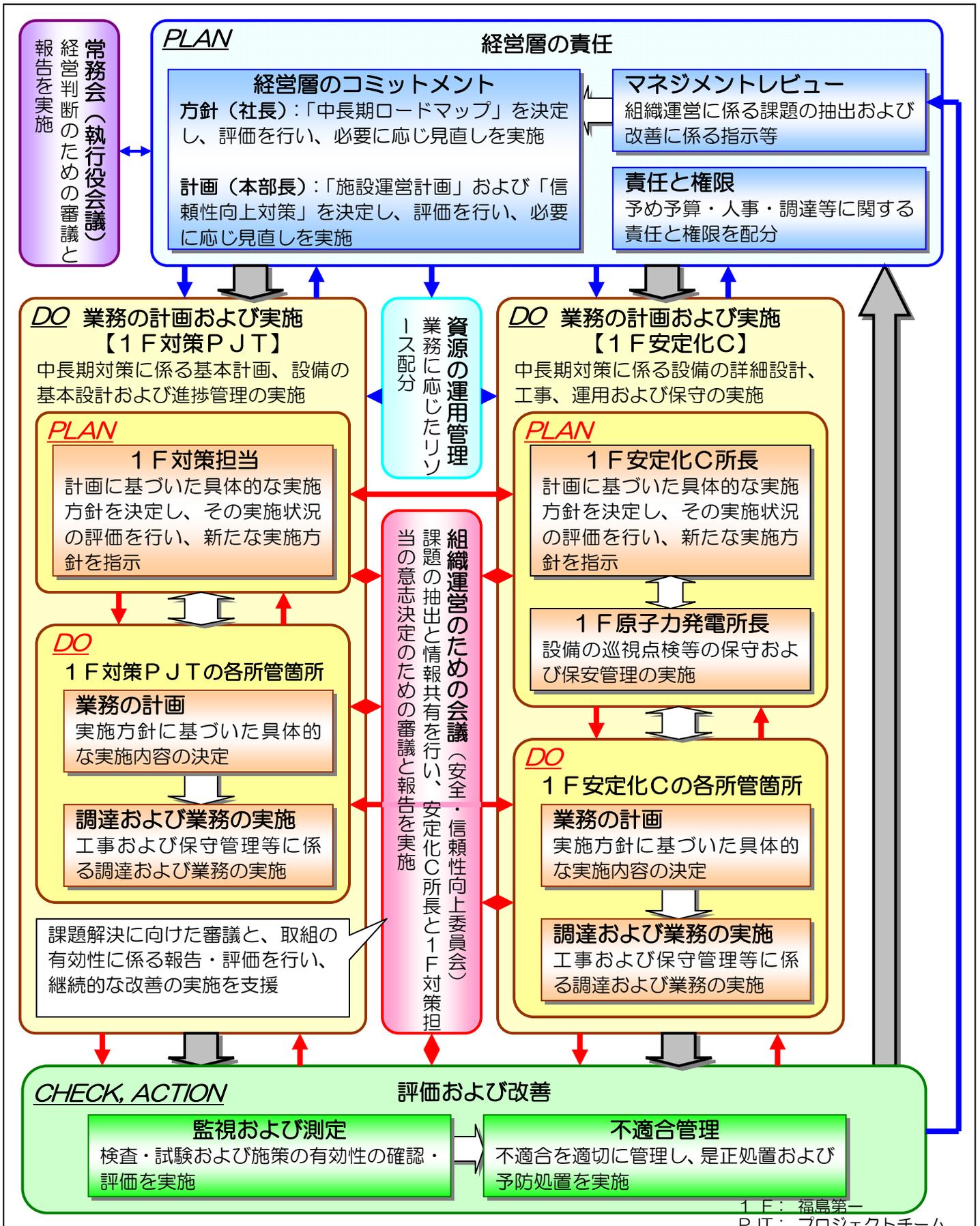
図 1 4 - 1 組織体制

## (2) 組織の運営

中長期の信頼性向上対策の達成・維持・向上に資するため、経営層が立てた計画（PLAN）に対して、福島第一対策プロジェクトチームおよび福島第一安定化センターが具体的な実施内容を決定し、工事および保守管理を実施（DO）している。そして、その実施内容に対し、評価（CHECK）および改善（ACTION）を行い、その結果を経営層に報告し、次のPDCAサイクルを実施している。

総合特別事業計画に示す取組の三本柱

「親身・親切的な賠償」、「着実な廃止措置」、「電力の安定供給の確保」



1F：福島第一  
 PJT：プロジェクトチーム  
 C：センター

図14-2 マネジメントプロセス

a. **PLAN**: 経営層の責任

①経営層のコミットメント

経営層である社長が、方針として「中長期ロードマップ」を決定し、これに基づいて原子力・立地本部長が、社長の経営活動を補佐する役割として「施設運営計画」および「信頼性向上対策」等の計画を決定している。そして、社長が方針決定を行う際、案件の重要度に応じて常務会（執行役会議）にて審議を行っている。

②責任と権限、および資源の運用管理

経営層の責任として、予め予算、人事および調達等に係る責任と権限を配分しており、その責任と権限に則り、人材、物資および資金の経営資源を原子力部門だけでなく、人事部門や経理部門等が、福島第一対策プロジェクトチームおよび福島第一安定化センターに配分している。

③マネジメントレビュー

社長および本部長が定期的にレビューを実施し、経営層を含めた大きなPDCAサイクルにおける日々の報告・連絡・相談の他に、経営層が決定した大きな方針通りに業務が計画・実施されていることを確認するとともに、業務が計画的に遂行されていない場合には修正の指示を出す等、継続的な評価・改善活動を行っている。

このレビューへのインプットには、監査の結果、原子力安全に関する外部の受け止め方（保安検査等）、プロセスの成果を含む実施状況（業務の計画・実施の状況等）、不適合に対する予防措置および是正措置の状況、以前のレビューにおける指示事項に対するフォローアップ状況等が含まれる。また、マネジメントレビューからのアウトプットには、品質マネジメントシステムおよびそのプロセスの有効性の改善、業務の計画・実施に係る改善、および資源の必要性が含まれる。

b. DO: 業務の計画および実施

①所管箇所における業務の計画および実施

中長期の信頼性向上対策の達成・維持・向上を着実に実施するため、福島第一対策担当および福島第一安定化センター所長は、「中長期ロードマップ」に基づく具体的な実施方針を決定し、その実施状況の評価を行い、必要であれば新たな実施方針を指示している。そして、各所管箇所は、上記の実施方針に基づいた具体的な実施内容を決定し、これに対する調達および業務を実施している。

例えば、福島第一対策プロジェクトチームが実施する設備の基本設計においては、所管箇所が、設備の目的を踏まえた要求事項、技術検討事項を明確にし、必要に応じて関連組織や社内専門家等を含めた設計レビューを実施して設計の適切性を確認している。そして、所管箇所が、この結果を福島第一対策担当に報告し、福島第一対策担当が経営層から示された方針に適合しているかを判断して実施方針を決定している。

また、福島第一安定化センターが実施する設備の詳細設計においては、所管箇所が、基本設計の要求事項を満足することに加え、安全性、有効性、工事工程、施工性、操作性、メンテナンス性、被ばく低減の観点から、必要に応じて関連組織や社内専門家等を含めたレビューを実施して設計の適切性を確認している。そして、所管箇所が、この結果を福島第一安定化センター所長に報告し、福島第一安定化センター所長は実施方針を決定している。

②2つの組織間における情報共有の実施

組織運営に必要な2つの組織間の情報共有と、福島第一対策担当および福島第一安定化センター所長が実施方針の決定を行うための審議の場として、組織運営のための会議を開催している。この会議では、福島第一対策担当および福島第一安定化センター所長による実施方針の決定に対し、継続的な改善が行われるよう、課題の抽出と情報共有、課題解決に向けた審議と、取組の有効性に関する報告と評価を行っている（図14-3「組織運営のための会議のしくみ」参照）。また、関係組織間の情報共有についても、必要に応じ実施している。

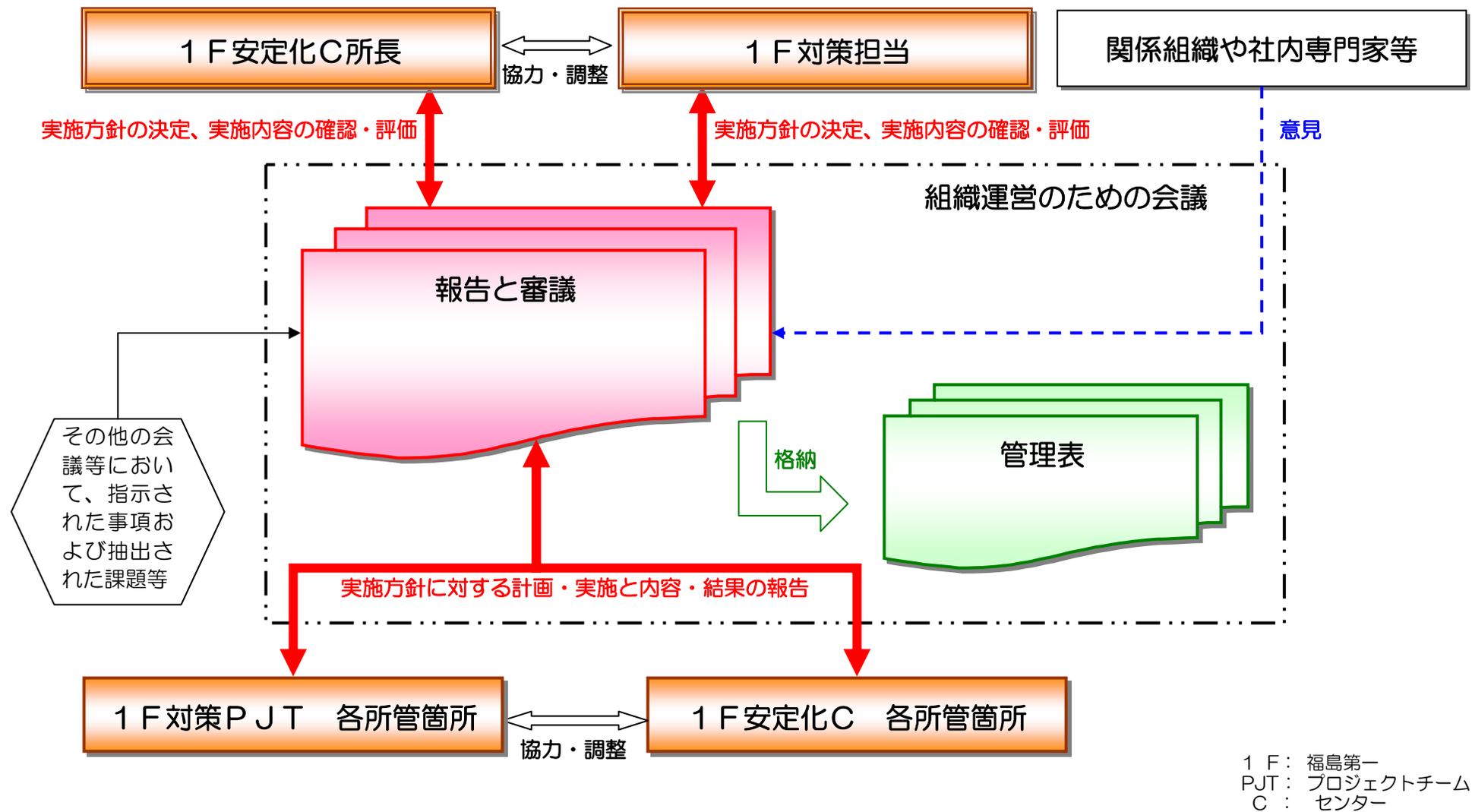


図 1 4 - 3 組織運営のための会議のしくみ

c. CHECK & ACTION: 評価および改善

①監視および測定

設備の設置や保守管理等の調達および業務の実施結果が要求事項に適合しているか否か、その有効性が確認されたか否かを評価している。また、その評価結果が、福島第一対策担当および福島第一安定化センター所長が決定した実施方針に適合しているか、更には、経営層から示された方針に適合しているかを報告し、次のP D C Aサイクルにつなげている。

例えば、福島第一安定化センターが実施する設備の製作・据付においては、所管箇所が、詳細設計に従った製作・据付後における試運転を含む必要な試験・検査を計画実施し、要求事項を満足しているのかを確認している。

更に、設備の設置後の運用における保守管理においては、所管箇所が定められた要求事項を満足しているのかを確認している。

②不適合管理

不適合管理は、原子力安全、労働安全、放射線安全及び公衆安全が維持・管理できているかを判断基準に、所管GMが必要と判断したものを不適合として管理する。

管理の対象とした不適合のうち重大なものについて、所管GMは、所管部長及び、福島第一安定化センターにあっては副所長、福島第一原子力発電所においては副所長またはユニット所長と協議し、原因及び不適合の及ぼす影響を考慮して是正処置及び予防処置の要否・内容を決定する。それ以外の不適合については、所管GMが必要な処置を行う。

所管GMは、不適合処置を実施した上で、是正処置が必要な不適合の場合は、必要な是正処置を検討・実施し再発の防止を図る。実施した処置の結果は、不適合管理委員会（所管GMまたは所管部長及び、福島第一安定化センターは副所長、福島第一原子力発電所は副所長またはユニット所長で構成）等を活用して、所管部長及び、福島第一安定化センターにあっては副所長、福島第一原子力発電所においては副所長またはユニット所長に報告する。

また、同種の不適合の再発の有無、不適合トレンドの分析等により不適合の是正処置及び予防処置の有効性をレビューする。