

原子力事業者防災業務計画に基づく
復旧計画書に係る実施状況報告
(1号機復旧完了に伴う最終報告)
(補正)

平成28年5月
東京電力ホールディングス株式会社
福島第二原子力発電所

目 次

1. はじめに	1
2. 復旧計画における基本方針	1
3. 実施状況	2
3. 1 復旧計画の管理体制	2
3. 2 防災業務計画に基づく対応	7
3. 3 原子力安全・保安院からの指示への対応	9
4. まとめ	12
5. 添付資料	12
6. 参考資料	12

1. はじめに

福島第二原子力発電所は平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により被災し、1号、2号および4号機については原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」という。）第15条第1項に該当する事象（以下、「第15条該当事象」という。）が発生したことから、平成23年3月12日7時45分に内閣総理大臣により同条第2項の規定に基づく「原子力緊急事態宣言」が発出された。

その後、当社は原災法第15条該当事象の収束のため、原災法第7条第1項の規定に基づき作成した福島第二原子力発電所原子力事業者防災業務計画（以下、「防災業務計画」という。）に従い緊急事態応急対策を行い、その実施状況を平成23年11月11日（平成23年11月30日に補正）に原子力安全・保安院（以下、「NISA」という。）に報告し、平成23年12月26日、内閣総理大臣により原災法第15条第4項の規定に基づく「原子力緊急事態解除宣言」が発出された。

当社は原災法第27条に基づき、平成24年1月31日に原子力災害事後対策に関する計画（以下、「復旧計画」という。）を策定し、具体的な福島第二原子力発電所の復旧を計画的に実施した。

平成24年5月17日に4号機、平成24年9月21日に共通設備における3・4号放水口モニタ設備、平成24年10月11日に3号機、平成25年2月15日に2号機、平成25年2月18日に共通設備における1・2号放水口モニタ設備が復旧完了、さらに平成25年5月30日に1号機の設備復旧が完了した。これにより復旧計画に基づく冷温停止の維持に必要な設備の復旧が全て完了したことから、その実施結果を平成25年6月5日に報告した。

その後、前回報告した施設への影響評価の内容の一部に誤りが確認されたため、施設への影響評価の再確認を実施し、再評価が完了したことから、その実施結果を平成27年9月4日に報告したが、その後再評価に用いた設備図書の一部に誤りが確認されたため、再評価に用いた設備図書の適切性確認及び改訂をした上で、再評価結果への影響を確認し、その結果を踏まえ再度補正を行う。

2. 復旧計画における基本方針

【基本方針】

冷温停止維持をより一層確実に実施するため、以下の設備について本設設備へ復旧する。

- 「緊急事態応急対策の実施状況に係る報告」（平成23年11月30日（補正））における「冷温停止の維持に必要な設備」
- 保安規定遵守に係わる設備

〔実施結果〕

- 平成24年5月17日に4号機の設備復旧が完了。
- 平成24年9月21日に共通設備における3・4号放水口モニタ設備復旧が完了。
- 平成24年10月11日に3号機の設備復旧が完了。
- 平成25年2月15日に2号機の設備復旧が完了。
- 平成25年2月18日に共通設備における1・2号放水口モニタ設備復旧が完了。
- 平成25年5月30日に1号機の設備復旧が完了。

3. 実施状況

3. 1 復旧計画の管理体制

復旧計画の管理体制は以下のとおり。

(1) 組織および役割

〔実施結果〕

復旧計画の管理、実施に当たっての組織体制は、防災業務計画に定めている緊急時対策組織にて、復旧班を主体に業務の役割分担に基づき、社内マニュアルに従い実施した。

具体的に組織としては、発電所長を本部長とした、情報班を始め12の各機能班を設置し取り組んだ。

復旧計画の立案と実施は主に復旧班が担当しており、本報告にて復旧が完了した設備の役割分担としては、1号機原子炉冷却材浄化系パージラインの復旧は復旧班の原子炉グループ、1号機残留熱除去系、残留熱除去冷却系、非常用補機冷却系、高圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ補機冷却系に係る電源盤およびケーブルの復旧並びに非常用予備発電装置の発電機、制御盤等の復旧は復旧班の電気機器グループ、地震計の復旧は、復旧班の計測制御グループがそれぞれ担当しており、役割分担を明確化し実施した。

(添付資料-1)

(2) 計画管理

〔実施結果〕

「冷温停止の確実な維持、管理に努める」ことを大方針とし、復旧計画書に定めた実施事項である計画・進捗管理、安全管理、放射線管理、品質管理、原子力安全・保安院指示文書対応等、的確且つ円滑な実施を目的とし、新たな会議体である「発電所緊急時対策本部情報共有会議」「復旧工程検討会」等にて、管理を実施した。

具体的には、復旧作業の進捗管理については、「復旧工程検討会」にて確認し、必要に応じて計画の見直しを行った。また、日常管理（作業予定・実績）については、発電所緊急時対策本部において毎日開催される「発電所緊急時対策本部情報共有会議」にて管理した。

(添付資料-2)

新たな会議体の詳細は以下のとおり。

1) 発電所緊急時対策本部情報共有会議

発電所における各機能班の活動について情報共有や方針等を決定するため、本部長（発電所長）を主査とし各機能班長、協力企業等を構成員とした「発電所緊急時対策本部情報共有会議」を設置し、プラント関連パラメータ、冷温停止の維持に必要な設備の運転状況、復旧計画の進捗状況、安全管理、放射線管理等の実施状況について震災以降、原則毎日朝夕開催し、情報共有や審議を行った。

2) 復旧工程検討会

復旧計画書に基づく復旧作業の計画および実施に当たり、諸課題の解決や関係者間の調整を行うため、副原子力防災管理者（ユニット所長）を主査とし、復旧班長、発電班長、技術班長、情報班長、並びに関係班員等を構成員とした「復旧工程検討

会」を設置し、復旧に関する作業状況等について情報共有を行うとともに、関係箇所との調整を行った。

なお、「復旧工程検討会」は、平成23年5月14日以降、原則週1回開催し、平成25年5月30日までに98回開催した。

(3) 仮設設備の維持管理

〔実施結果〕

震災前から実施されていた本設設備の維持管理は継続しながら、仮設設備については、「日々の巡視点検および状態監視技術の活用により、仮設設備の健全性を把握し、必要により保全活動を実施する。」また、仮設電源については、「発電班による日々の巡視点検に加えて、復旧班による定期（2回/月）の巡視点検によって設備異常の早期発見に努める。」という維持管理方針のもと、各機能班において具体的に以下のとおり実施した。

1) 発電班における取り組み

発電班においては、運転員による日々の巡視点検に加え、仮設設備の負荷側となる本設設備の冷却水ポンプ・電動機に対しても、原則1週間に1回の頻度で傾向監視を追加した重要機器点検（ポンプモータの温度・吐出圧力など）を行った。

仮設設備の異常の把握については、仮設電源盤の異常警報を各号機の中央操作室制御盤に配置するなど、早期異常の把握に努めた。

仮設設備に対する運転管理面での対応としては、設備の復旧状態により仮設設備の操作場所や操作方法、確認内容等に違いがあることを踏まえ復旧状態に応じた操作手順を作成した。また、仮設設備の系統切替においては、仮設設備の設置状況を踏まえ、現場操作スイッチや、切替対象機器周り等に操作員を配置し切替操作を実施し切替後の機器状況についても、異常がないことを確認した。

2) 復旧班における取り組み

復旧班においては、月2回の頻度で目視点検として、電圧・電流の確認、変圧器の油温・油面の確認等を行うとともに、継電器の手動点検を実施した。

また、平成23年11月30日に報告されている、「福島第二原子力発電所の緊急事態応急対策の実施状況に係る報告について（補正）」の報告以降については、仮設電源や仮設ケーブルに対して設備診断技術（赤外線サーモグラフィ診断）により接続部など敷設状態に異常が無いことを確認した。

3) 保安班における取り組み

保安班においては、共通設備である放水口モニタ設備において、定期的に巡視点検、データ採取およびサンプリングラック内の設備清掃を実施した。

なお、平成25年2月18日に仮設設備から本設設備への復旧が完了したことから、巡視点検頻度を仮設設備運用中の毎日の巡視点検から、震災前と同様な運用に戻した。

(4) 安全管理

〔実施結果〕

安全管理については、福島第二原子力発電所で働く協力企業も含め、作業安全、

人身安全、火災災害防止等に取り組んでいる。
具体的には以下のとおり実施した。

1) 安全活動計画の策定

安全活動評価基本マニュアルに基づき、全社方針・店所方針や前年度の活動の振り返り、過去の人身災害の発生状況、マネジメントレビュー結果、各機能班のグループ毎のリスクアセスメント結果を考慮し、発電所として「基本動作、基本ルールを厳守し災害を撲滅する」という安全の所長方針のもと、年度毎に所大の重点実施事項を定め安全活動計画を策定した。また、機能班の各グループは所大の安全活動計画に加え、各グループ固有の業務・設備等の実態に照らし、その具体的対策を立案し安全活動計画を策定した。

なお、24年度中に発生した直営作業における墜落災害の発生に鑑み、直営作業に対する重点実施事項を明確にし、所大および各グループの安全活動計画への反映を行った。

2) 安全活動の実施と評価、改善

安全活動の実施として、各機能班は、グループ毎の安全活動計画に則り、工事毎に各企業が作業着手前に実施している事前検討会や、日々のTBM-KY（作業前危険予知）活動へ適宜参加し、安全活動が適切に行われていることや、要注意作業に対する注意喚起を行った。

平成25年1月28日に発生した、ケーブル修理作業中の踏み台からの落下災害、平成25年4月24日に発生した、ドラム缶移動準備作業中（直営）に指をドラム缶にはさまれた災害については、各々、平成25年1月29日、平成25年5月14日の安全推進協議会において事例紹介を行い、注意喚起を図った。

安全活動の内容が有効であるか、機能班の各グループの実施状況の確認・評価を毎月行い、必要に応じ指導、助言を行った。

3) 安全パトロールの実施

発電所長を会長とし、東京電力と協力企業の所長および安全管理者または安全専任者を構成員とした「安全推進協議会」において、災害防止対策の審議や情報交換の場として、平成24年度は月4回の頻度で連絡会を開催し、危険箇所の抽出・改善を目的とし月3回の頻度で安全パトロールを行った。平成25年度は協力企業の復旧作業完了等による作業量の減少に伴い、月3回の連絡会と、月2回の安全パトロールに頻度の見直しを行った。

なお、安全パトロールの指摘事項については、関係箇所へ依頼し改善を図った。

4) 火災防止対策の実施

防災安全部長を主査とし、東京電力と協力企業の防火管理安全専任者又は、災害防止責任者から構成される「防火管理連絡会」を月1回の頻度で開催し、火災事例の周知や火気・危険物取扱作業現場のパトロール等を行った。

また、社員3名を防火指導員に選任し、特別危険物（第4類第1、2石油類）を取り扱う作業の特別危険物作業許可申請書の確認および作業現場の立会いやパトロールを行っている。

平成24年2月3日原子力安全・保安院より発出された指示文書「東京電力株式

会社福島第一および福島第二原子力発電所における火災対策の徹底・強化について（指示）」の対応として、以下を実施した。

- ①発電所周辺の大規模火災に備えて、定期的（週2回）および火災気象通報が発令された場合に予防的散水を行った（2号機に係る立入検査以降14回）。
- ②発電所周辺の火災を早期に発見するために、火災監視用カメラを構内の無線鉄塔に平成24年6月26日に設置し監視を開始した。
- ③自衛消防隊の訓練を平成24年度は訓練計画に基づき14回実施し、平成25年3月21日には、公設消防と連携した総合火災訓練を実施し、自衛消防隊の技術向上を図った。平成25年度も計画的に訓練を実施して行く。
- ④消防設備および危険物施設についての消防署立入検査を平成24年12月11日、12日に実施し、「防火対象物内の避難口、防火戸、消防用設備等について視認障害、操作障害、避難の障害となる物品を置かない等周知徹底を図り、維持管理に努めること。」との指導を受けた。

平成24年12月19日の「防火管理連絡会」および平成25年1月8日の「安全推進協議会」において、上記の指導内容を周知し、安全推進協議会の安全パトロールで物品の仮置き状況を確認するなど維持管理に努めた。

5) 安全大会および安全総決起集会の実施

平成24年12月17日に安全推進協議会会長（発電所長）以下役員（福島第二原子力発電所の特別管理職・安全推進協議会加盟企業の現場代理人および安全管理者または安全専任者）により、安全推進協議会安全大会を開催し、無事故・無災害記録表彰等を行うことにより、作業安全・交通安全に対する意識の高揚を図った。

また、平成25年1月30日に福島第一安定化センター、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所合同による安全総決起集会を開催、発電所職員及び協力企業社員が参加し、当社と協力企業が一体となって安全を最優先に作業を行なうことを確認した。

(5) 放射線管理

〔実施結果〕

発電所における原災法第15条該当事象での放射性物質の放出は発生しておらず、これに伴う汚染も発生していないため、福島第二原子力発電所を起因とした原子炉施設の汚染状況の把握、および除染の実施には該当しないが、福島第一原子力発電所からの放射性物質放出に伴う敷地内の汚染が発生していることから、継続的な管理区域内の放射線管理や福島第二原子力発電所敷地内の放射線管理を保安班が実施し、「発電所緊急時対策本部情報共有会議」に報告、周知している。具体的には以下のとおり実施した。

1) 管理区域内の放射線管理

管理区域内の放射線管理については保安班が担当しており、震災前と同様に放射線管理基本マニュアルに基づき、原子炉建屋内等の管理区域について線量当量率の測定を毎日1回、集積線量当量、表面汚染密度および空气中放射性物質濃度測定について週1回、管理区域内の全域サーベイについて月1回の頻度で実施し、その結果について周知した。

なお、福島第一原子力発電所から放出された放射性物質による管理区域内の汚染

として、建屋内に空調給気設備等を経由し取り込まれた結果、空調系給気処理室および固体廃棄物貯蔵庫において汚染が確認されていることから、エリア管理として、汚染の恐れのない区域（A区域）から汚染の恐れのある区域（B区域）に管理レベルを変更した。

2) 福島第二原子力発電所敷地内の放射線管理

福島第二原子力発電所敷地内についても汚染していることから、空間線量率 2.5 μ Sv/h 超過、又はGM検出器による測定値が13000cpm以上の場所については、「管理対象区域」として新たに設定するとともに、敷地内汚染の拡大防止対策として事務本館等の入口にスクリーニング場を設置し管理した。

また、敷地内の汚染状況把握のため、毎月定期サーベイを行い、その結果を「福島第二サーベイマップ」として作成し、事務本館、協力企業センターの出入管理所への掲示等により発電所内で周知した。

さらに、発電所内部、外部からの放射線の影響については、モニタリングポストにより敷地境界線量率を常時監視した。

(添付資料-3)

3) 被ばく管理

作業員等に対する被ばく管理については、震災前と同様に個人線量計による被ばく線量の把握、管理区分に応じた防護装備の指導を実施した。

また、サーベイ結果の周知により、作業時における被ばく防止に努めた。

(6) 品質管理

〔実施結果〕

社内マニュアルに基づき適切に設計管理、調達管理や不適合管理を実施し、品質管理の向上に努めた。

具体的には以下のとおり実施した。

1) 設計管理の実施

復旧工事に係るプラント設備の設計管理については、設計管理基本マニュアルに従い復旧工事を担当する復旧班内のグループが当該工事に係る技術検討書を作成し、副所長（安全品質担当）を委員長とする「信頼性向上検討委員会」において、工事に係る技術的検討事項や検査方法等について審議を実施した。

具体的には、1号機の原子炉建屋付属棟および海水熱交換器建屋内の電源設備の復旧について、建屋内電源設備のうち、冷温停止維持に必要な電源盤を最優先とするなどの復旧優先順位、浸水した本設ケーブルについては、健全性を確認した上で、再利用できるものについては再利用するなどの復旧方針等を記載した技術検討書を作成し、「信頼性向上検討委員会」において審議した。

2) 調達管理の実施

復旧工事に係る調達管理については、調達管理基本マニュアルに基づき電源盤および高圧炉心スプレイ系予備発電装置用充電器盤、蓄電池等に係る購入追加仕様書において、要求事項を明確にした上で調達を行うとともに、調達製品が要求事項に適合していることを工場および現地試験・検査により確認をした。

具体的には、電源盤および高圧炉心スプレイ系予備発電装置用充電器盤、蓄電池等の復旧に係る要求事項として、「要求する指針類、規格・基準等は、既設備設置時に適用した最新版とする。」、「その他設計上考慮すべき事項として、既設と同等の耐震性を満足すること。」等、ケーブル復旧に係る要求事項として、「要求する指針類、規格・基準等は、既設備設置時に適用した最新版とする。」、「機器性能として難燃性ケーブルとすること。」等について復旧工事に係る購入追加仕様書に記載し、適切に調達管理を実施した。

3) 不適合管理委員会の実施

不適合管理委員会は、副所長（安全品質担当）を主査とした会議で、不適合の管理方針の決定、処理状況の確認、不適合管理に関する監視等の役割を有している。

福島第二原子力発電所で発生した不適合事象については、不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアルに基づき、毎日（土日祝祭日を除く）不適合管理委員会を開催し、不適合グレードの審議・不適合報告書の完了確認等を審議した。

なお、1号機の冷温停止維持に係る設備の不適合事象については、すべて処置されている。

3. 2 防災業務計画に基づく対応

福島第二原子力発電所は、安定して冷温停止を維持しているが、防災業務計画（平成25年3月改定12）に基づき「第4章 原子力災害事後対策」の「第1節 発電所の対策」「1. 復旧対策」に定める事項について、以下のとおり実施した。

(1) 原子炉施設の損傷状況の把握

〔実施結果〕

冷温停止維持に必要な設備の損傷状況の確認については、設備の運転状態やプラントパラメータの変動状態等の確認に加え、地震後対応マニュアル、地震後に作成した「福島第二原子力発電所 東北地方太平洋沖地震後のプラントウォークダウン実施要領」に基づき、外観目視を実施し、機器の健全性に影響を与えるような損傷が発生していないことを確認した。

また、格納容器の点検開放に伴い、格納容器内の冷温停止維持のための設備についても同様に外観目視を実施した結果、水や潤滑油等の漏えいがないことおよび機器の損傷や変形等がないことが確認されており、新たに復旧計画書に追加すべき復旧対象設備がないことを確認した。

格納容器内設備健全性の点検状況は、1号機が平成24年2月、2号機が平成24年5月、3号機が平成24年4月、4号機が平成23年12月に完了しており、問題となる損傷は確認されていない。

(2) 原子炉施設の汚染状況の把握

〔実施結果〕

3. 1 復旧計画の管理体制 (5) 放射線管理と同様に実施。

(3) 原子炉施設の除染の実施

〔実施結果〕

福島第二原子力発電所における原災法第15条該当事象での放射性物質の放出は

発生しておらず、これに伴う汚染も発生していないため、福島第二原子力発電所を起因とした原子炉施設の除染の実施には該当しない。

(4) 原子炉施設損傷部の修理および改造の実施

〔実施結果〕

1号機の復旧工事に当たっては、3.1 復旧計画の管理体制(6)品質管理でも記載のとおり、構築された品質マネジメントシステムのもと、調達管理基本マニュアルに基づき調達仕様書に要求事項である基準・規格等について明確化し、調達製品が要求事項に適合していることを工場および現地検査により確認した。

また、保守管理基本マニュアルに基づき工事監理の実施や、検査および試験基本マニュアルに基づき、社内検査を実施し、系統機能に問題ないことを確認している。

復旧工事の調達管理を含めた進捗状況については、「復旧工程検討会」に適宜報告するとともに、復旧完了は、「発電所緊急時対策本部情報共有会議」において報告した。

具体的には、緊急事態応急対策により現在仮設運用している冷温停止の維持に必要な設備についての本設設備への復旧を実施し、1号機については、平成25年5月30日に社内自主検査により当該設備の機能が確保されていることを確認し、復旧が完了した。

(添付資料-4, 5)

なお、復旧作業の進捗管理については、3.1 復旧計画の管理体制(2)計画管理に記載のとおり「発電所緊急時対策本部情報共有会議」や「復旧工程検討会」を活用し管理、確認し、計画的に実施した。

さらに、進捗状況の公表については、平成24年3月から月初めに月報として定期的に行っている。

(添付資料-6)

(5) 放射性物質の追加放出の防止

〔実施結果〕

福島第二原子力発電所における原災法第15条該当事象での放射性物質の放出は原子力緊急事態解除宣言以降、原子炉水および使用済燃料プール水におけるヨウ素131、セシウム134および137の放射能濃度について有意な変動がないことから、燃料の破損が発生していないこと、および、環境への放射性物質放出を監視している主排気筒モニタ、モニタリングポストおよび放水口モニタの指示値についても、放射性物質の放出を示すような有意な変動がないことから、放射性物質の異常な放出の発生がないことを確認し、放射性物質の追加放出の防止には該当しないことを確認した。

なお、福島第二原子力発電所からの放射性物質の放出については、保安規定に基づき管理されており、一時的に液体廃棄物および気体廃棄物中から放射性物質が検出されているものの、福島第二原子力発電所における原子炉停止以降の閉じ込め機能は健全に維持されていたことから、福島第一原子力発電所の事故により環境へ放出された放射性物質が発電所建屋内に取り込まれ、それが放出されたものと推定している。

また、2号機における使用済燃料プール水における放射性セシウムの指示値変動

については、過去に発生した、漏えいが確認された燃料集合体2体を使用済燃料プールに保管していることによる影響と推定している。

なお、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震以前においても、漏えいが確認された燃料集合体の影響により、使用済燃料プール水中に微量の放射性セシウムが継続して検出されている。

(添付資料-7)

3. 3 原子力安全・保安院からの指示への対応

平成24年1月11日に発出されたNISA指示文書に基づき対応しており、経過状況は以下のとおり。

- (1) 福島第二原子力発電所の一部の設備については、仮設設備となっており、これらの設備について適切に維持管理を行うこと。

また、計画的に仮設設備の依存度を下げること。

[実施結果]

- 1) 設備の維持管理については、3. 1 復旧計画の管理体制(3) 仮設設備の維持管理と同様に実施。
- 2) 依存度低減への取組については、3. 1 復旧計画の管理体制(2) 計画管理と同様に実施。

- (2) 残留熱除去系の一部等の安全設備が復旧していないことから、それらが復旧するまでの間、状況に応じて適切な管理を行うこと。

また、自然災害等に備えて、更なる安全確保に万全を期すこと。

[実施結果]

設備管理については、3. 1 復旧計画の管理体制(3) 仮設設備の維持管理と同様に実施。自然災害等に備え、安全確保に万全を期すための巡視点検や訓練としては、具体的に以下のとおり実施した。

1) 自然災害時の巡視点検対応

自然災害等への対応については、台風や大雨等の自然災害による雨漏れや建物の変形等について確認することを目的として自然災害が予想される前後に巡視点検を実施した。

なお、「発電所緊急時対策本部情報共有会議」において実施結果を口頭で報告した。

- ① 発電班については、福島第二原子力発電所への影響をおよぼすと思われる台風の通過前後において、設備状況や建屋内雨水漏えい等の観点から、現場巡視点検を実施し異常の有無を確認した。
- ② 復旧班についても、福島第二原子力発電所への影響をおよぼすと思われる台風の通過前後において、浸水防止、資機材の保管状況、仮設電源設備状況等の観点から、現場巡視点検を実施し異常の有無を確認した。

2) 防災訓練

自然災害に係る防災訓練については以下内容の訓練を実施している。

- ① 平成23年12月7日に、夜間訓練として、夜間の津波襲来にも対応出来るよう、

電源車による電源確保や重機によるガウ撤去作業に係る訓練を実施した。

- ②平成 24 年 2 月 2 日に、地震訓練として、従業員を安全な場所に避難させるための避難誘導訓練を実施した。
- ③平成 24 年 2 月 26, 27 日に原子力事業者防災業務計画に定める緊急時演習（総合訓練）を実施。訓練内容としては、緊急安全対策訓練として大規模地震による津波で全交流電源が喪失したことにより冷却システムが使用できないことを想定した電源確保、原子炉注水、格納容器冷却および水素爆発防止訓練を実施した。
また、これに併せ、総合火災訓練として、初期消火要員の参集および消防車・消火栓を使用した消火活動も実施した。
- ④平成 24 年 2 月 26 日に緊急呼び出し訓練を実施。緊急時対策室の立ち上げ、および免震棟への電源車接続訓練等を実施した。
- ⑤平成 24 年 9 月 28 日, 10 月 9 日, 10 日に緊急安全対策訓練を実施。訓練内容としては、大規模地震による津波で全交流電源が喪失したことにより冷却システムが使用できないことを想定した電源確保、原子炉注水、格納容器冷却および水素爆発防止訓練を実施した。
- ⑥平成 25 年 2 月 14 日, 15 日に防災業務計画に定める緊急時演習（総合訓練）を実施。訓練内容としては、緊急呼び出し訓練、大規模地震による津波で全交流電源が喪失したことにより冷却システムが使用できないことを想定した電源確保、原子炉注水、格納容器冷却および水素爆発防止訓練を実施した。併せて放射性物質が放出されたことを想定した訓練を実施した。
- ⑦平成 25 年 3 月 21 日に地震訓練として、従業員を安全な場所に避難させるための避難誘導訓練を実施した。また、これに併せ、総合火災訓練として、初期消火要員の参集および消防車・消火栓を使用した消火活動も実施した。

3) 個別訓練等

個別訓練については、以下内容の訓練を実施している。

- ①平成 23 年 6 月から水素滞留防止対策のため原子炉建屋屋上に穴を開ける訓練として、ドリルの操作方法等のドリル訓練を合計 15 回実施した。
- ②平成 23 年 8 月から、電源車の月例点検に合わせ、電源車の起動・停止操作等を毎月実施している。また、運転技術中核者フォローアップ研修、および新規者研修を適宜実施した。
- ③平成 24 年 7 月から、新たに配備されたガスタービン発電機車についても、月例点検に合わせ、起動・停止操作等を毎月実施した。
- ④平成 24 年 7 月 11 日に自動呼出システムの操作訓練も踏まえ、緊急時要員との的確な情報連携がはかれることの確認訓練を実施した。
- ⑤運転員に対しては、今回の事故を踏まえ、津波による全交流電源喪失時における操作等を明確にした手順書である「津波アクシデントマネジメントの手引き」について、全ての運転員に対して訓練を実施するとともに年 1 回の頻度で反復訓練を実施している。また、運転員のうち緊急時に現場対応を担う要員に対する電源確保、原子炉格納容器ベント操作等に係る反復訓練も併せて訓練した。

(3) 作業員の安全を含め安全管理に徹底を期すこと。

〔実施結果〕

福島第二原子力発電所で働く作業員の作業安全、人身安全等については、具体的

に以下のとおり実施した。

- 1) 安全活動計画の策定
 3. 1 復旧計画の管理体制 (4) 安全管理. 1) と同様に実施。
 - 2) 安全活動の実施と評価, 改善
 3. 1 復旧計画の管理体制 (4) 安全管理. 2) と同様に実施。
 - 3) 安全パトロールの実施
 3. 1 復旧計画の管理体制 (4) 安全管理. 3) と同様に実施。
 - 4) 管理区域内の放射線管理
 3. 1 復旧計画の管理体制 (5) 放射線管理. 1) と同様に実施。
 - 5) 福島第二原子力発電所敷地内の放射線管理
 3. 1 復旧計画の管理体制 (5) 放射線管理. 2) と同様に実施。
- (4) 冷温停止に至るまでに、通常時と異なる圧力・温度等の履歴があったことを踏まえ、施設に対するこれらの影響を検討すること。

〔実施結果〕

福島第二原子力発電所 1 号機, 2 号機および 4 号機については, 原災法第 15 条該当事象に至っており, 冷温停止に至るまで通常時と異なる圧力, 温度等の履歴があったことから, 原子炉および原子炉格納容器バウンダリに係る設備と, 全号機の使用済燃料プールの常用系の冷却機能が喪失し, 使用済燃料プール水温度が上昇したことから, 使用済燃料プールに係る設備について, 「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な管理等について」の対応方針【施設への影響】に対する計画書」(改訂 8) (以下「影響評価計画書」という。)を作成し, 計画的に影響評価を実施した。具体的な取り組みとしては以下のとおり実施した。

1) 評価対象期間等

影響評価の対象期間として, 原子炉および原子炉格納容器バウンダリに係る設備については原子炉除熱機能喪失時, もしくは圧力抑制機能喪失時から冷温停止に至るまでの間, 使用済燃料プールに係る設備については冷却機能喪失から冷却機能が開始されるまでの間を評価対象とする。

また, 影響評価手順としては, 評価対象系統の抽出をステップ I とし, ステップ I で抽出された評価対象機器の影響評価をステップ II とした。

2) 役割分担および管理方法

影響評価を実施するための体制については, 防災業務計画に定めている緊急時対策組織に基づき, 技術班および発電班がステップ I (評価対象系統の抽出), 復旧班がステップ II (抽出された評価対象機器の影響評価) の作業を実施し, その進捗管理については, 副原子力防災管理者 (ユニット所長) を主査とし, 技術班, 発電班および復旧班で構成される「進捗確認会議」を設置し, 影響評価の進捗状況および評価を実施する上での懸案事項や実施方針および評価結果等を審議した。

3) 進捗状況等

影響評価の実施状況については、ステップⅠ（評価対象系統の抽出）が平成24年3月に完了し、ステップⅡ（抽出された評価対象機器の影響評価）についても平成25年5月に完了した。

4) 健全性評価結果

設備毎の確認結果および判断基準に基づき評価を実施し、各設備機器の健全性に問題のないことを確認した。

なお、温度影響を受けた原子炉格納容器内コンクリート構造物については、温度変化に係る解析評価等を実施し、健全性に問題ないことを確認した。

（添付資料－8）（参考資料－1）

4. まとめ

福島第二原子力発電所は平成23年12月26日に「原子力緊急事態宣言」が解除されたことにより、原子力事業者防災業務計画に基づき復旧計画を策定し、「冷温停止の維持に必要な設備」および「保安規定遵守に関わる設備」について本設備への復旧に取り組んできた。

その結果、平成24年5月17日に4号機、平成24年9月21日に共通設備における3・4号放水口モニタ設備、平成24年10月11日に3号機、平成25年2月15日に2号機、平成25年2月18日に共通設備における1・2号放水口モニタ設備が復旧完了、さらに平成25年5月30日に1号機における冷温停止の維持に必要な設備の本設復旧が完了したことから、福島第二原子力発電所における原災法27条の「原子力災害事後対策」が全て完了した。

引き続き特別な保全計画に基づき、設備の計画的な点検を実施し、冷温停止維持に必要な設備の健全性を確保していく。また、安全管理、放射線管理、品質管理、自然災害時の巡視点検対応、防災訓練、個別訓練を継続的に実施し、福島第二原子力発電所の安全確保に万全を期していく。

5. 添付資料

- 添付資料－1 原災法に基づく組織体系
- 添付資料－2 設備復旧等の主要工程
- 添付資料－3 福島第二 サーベイマップ
- 添付資料－4 福島第二原子力発電所 対象設備の復旧状況
- 添付資料－5 1号機設備復旧状況
- 添付資料－6 福島第二原子力発電所 復旧計画に基づく作業の進捗状況
- 添付資料－7 各放射線モニタ記録
- 添付資料－8 「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な管理等について」の対応方針【施設への影響】健全性評価報告書

6. 参考資料

- 参考資料－1 「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な管理等について」の対応方針【施設への影響】に対する計画書（改訂8）

以上

原災法に基づく組織体系



防災業務計画（抜粋）

設備復旧等の主要工程

復旧計画	H 2 3		H 2 4		H 2 5		H 2 6		H 2 7		H 2 8	備考
	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	
1号機	復旧作業		ケーブル接続・社内自主検査		本設電源復旧完了 ▼(8/1) 設備復旧完了▼ (5/30)							
2号機	復旧作業		ケーブル接続・社内自主検査		本設電源復旧完了 ▼(12/25) 設備復旧完了▼ (2/15)							
3号機	復旧作業		ケーブル接続・社内自主検査		本設電源復旧完了 ▼(8/27) 設備復旧完了▼ (10/11)							
4号機	復旧作業		ケーブル接続・社内自主検査		本設電源復旧完了 ▼(3/23) 設備復旧完了▼ (5/17)							
各号機放水口モニタ	復旧作業		▼(9/21 3・4号放水口モニタ設備復旧完了) ▼(2/18 1・2号放水口モニタ設備復旧完了)									
設備影響評価	評価対象設備の抽出		評価の実施		評価完了▼ (5/30)		再評価の実施		再評価完了▼ (7/31)		再確認の実施 再確認完了▼ (5/11)	

凡例 ◀:予定 ▼:実績

福島第二 サーベイマップ（発電所本館付近）

■ 管理区域を含むエリア (赤色)
 ■ 非管理対象区域 (水色&緑線)
 ■ 管理対象区域 (紫色&緑地)

H25年 5月 15日の測定データです。(単位: $\mu\text{Sv/h}$)

道路から一歩踏み出た緑地の木の下などは、基準値以上あると思われるため、原則、管理対象区域としています。道路から緑地に踏み出ないようにして下さい。

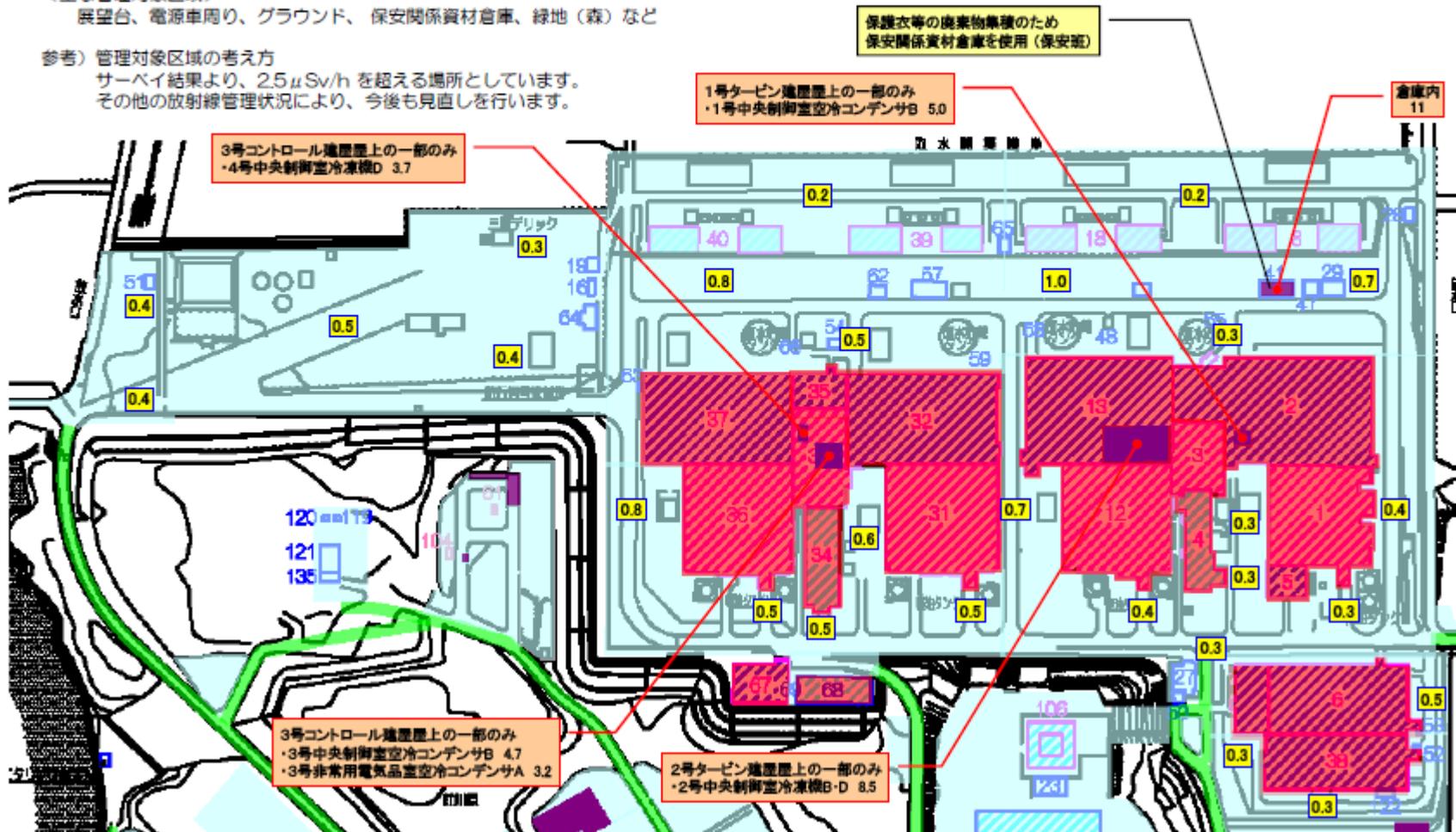
＜主な管理対象区域＞

展望台、電源車周り、グラウンド、保安関係資材倉庫、緑地（森）など

参考）管理対象区域の考え方

サーベイ結果より、 $2.5 \mu\text{Sv/h}$ を超える場所としています。その他の放射線管理状況により、今後も見直しを行います。

■ 非管理対象区域のデータ (青枠 2.5以下)
 ■ 管理対象区域のデータ (赤枠 2.5超過)



東京電力株式会社 福島第二原子力発電所 保安班 H25. 5. 16

福島第二原子力発電所 対象設備の復旧状況 (1号機)

		復旧内容	本設化進捗	完了日	備考		
東北地方太平洋沖地震において損傷した設備で今後復旧するもの	冷温停止維持に必要な設備	残留熱除去系 A系	高圧電源系及びケーブルの復旧 (M/C1C)	復旧完了	H25. 5. 30		
		残留熱除去系 C系	高圧電源系及びケーブルの復旧 (M/C1C)	復旧完了	H25. 5. 29		
		低圧炉心スプレイ系	高圧電源系及びケーブルの復旧 (M/C1C)	復旧完了	H25. 5. 30		
		高圧炉心スプレイ系	高圧電源系及びケーブルの復旧 (M/C1HPCS)	復旧完了	H25. 4. 9		
		原子炉冷却材浄化系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1C-1) および、バージライン本設化	復旧完了	H25. 5. 14		
		残留熱除去冷却系 A系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1C-2)	復旧完了	H25. 5. 30		
		残留熱除去冷却系 C系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1C-2)	復旧完了	H25. 5. 30		
		残留熱除去冷却海水系 A系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1C-2)	復旧完了	H25. 5. 30		
		残留熱除去冷却海水系 C系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1C-2)	復旧完了	H25. 5. 30		
		非常用補機冷却系 A系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1C-2)	復旧完了	H25. 5. 30		
		残留熱除去冷却系 B系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1D-2)	復旧完了	H25. 5. 29		
		残留熱除去冷却系 D系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1D-2)	復旧完了	H25. 5. 29		
		残留熱除去冷却海水系 B系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1D-2)	復旧完了	H25. 5. 29		
		残留熱除去冷却海水系 D系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1D-2)	復旧完了	H25. 5. 29		
		非常用補機冷却系 B系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1D-2)	復旧完了	H25. 5. 29		
		原子炉補機冷却系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1C-2, 1D-2)	復旧完了	H25. 3. 19		
		復水補給水系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1C-1)	復旧完了	H25. 3. 28		
		高圧炉心スプレイ補機冷却系	高圧電源系及びケーブルの復旧 (M/C1HPCS)	復旧完了	H25. 4. 9		
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系	高圧電源系及びケーブルの復旧 (M/C1HPCS)	復旧完了	H25. 4. 9		
		非常用予備発電装置 A系	発電機の新規製作及び修理, 制御盤新設, 補機系の新規製作及び修理	復旧完了	H25. 5. 30		
		高圧炉心スプレイ系用予備発電装置	発電機の新規製作及び修理, 制御盤新設, 補機系の新規製作及び修理	復旧完了	H25. 4. 9		
		直流電源	直流125V HPCS系充電器・蓄電池の新規製作	復旧完了	H25. 3. 18		
		所内電源	高圧電源系及びケーブルの復旧 (M/C1C, 1HPCS)	復旧完了	H25. 5. 30		
		保安規定	地震計	新規製作	復旧完了	H24. 11. 27	
			非常用ガス処理系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C1C-1)	復旧完了	H24. 12. 14	

福島第二原子力発電所 対象設備の復旧状況 (2号機)

		復旧内容	本設化進捗	完了日	備考	
東北地方太平洋沖地震において損傷した設備で今後復旧するもの	冷温停止維持に必要な設備	原子炉冷却材浄化系	パーズライン本設化	復旧完了	H25. 2. 13	
		残留熱除去機器冷却系 A系 (淡水系)	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2C-2)	復旧完了	H25. 2. 15	
		残留熱除去機器冷却系 C系 (淡水系)	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2C-2)	復旧完了	H25. 2. 15	
		残留熱除去機器冷却系 A系 (海水系)	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2C-2)	復旧完了	H25. 2. 15	
		残留熱除去機器冷却系 C系 (海水系)	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2C-2)	復旧完了	H25. 2. 15	
		非常用ディーゼル発電設備冷却系 A系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2C-2)	復旧完了	H25. 2. 15	
		残留熱除去機器冷却系 B系 (淡水系)	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2D-2)	復旧完了	H25. 2. 1	
		残留熱除去機器冷却系 D系 (淡水系)	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2D-2)	復旧完了	H25. 2. 1	
		残留熱除去機器冷却系 B系 (海水系)	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2D-2)	復旧完了	H25. 2. 1	
		残留熱除去機器冷却系 D系 (海水系)	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2D-2)	復旧完了	H25. 2. 1	
		非常用ディーゼル発電設備冷却系 B系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2D-2)	復旧完了	H25. 2. 1	
		原子炉補機冷却系	電源系及びケーブルの復旧 (P/C2C-2、2D-2)	復旧完了	H25. 2. 13	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却系 (海水系)	電動機新規製作	復旧完了	H25. 2. 15	

福島第二原子力発電所 対象設備の復旧状況（３号機）

		復旧内容	本設化進捗	完了日	備考	
東北地方太平洋沖地震において損傷した設備で今後復旧するもの	冷温停止維持に必要な設備	原子炉冷却材浄化系	バーゼライン本設化	復旧完了	H24. 10. 11	
		残留熱除去機器冷却系 A系	電源系及びケーブルの復旧（P/C3C-2）	復旧完了	H24. 9. 28	
		残留熱除去機器冷却系 C系	電源系及びケーブルの復旧（P/C3C-2）	復旧完了	H24. 9. 28	
		残留熱除去海水系 A系	電源系及びケーブルの復旧（P/C3C-2）	復旧完了	H24. 9. 28	
		残留熱除去海水系 C系	電源系及びケーブルの復旧（P/C3C-2）	復旧完了	H24. 9. 28	
		非常用ディーゼル発電設備冷却系 A系	電源系及びケーブルの復旧（P/C3C-2）	復旧完了	H24. 9. 28	

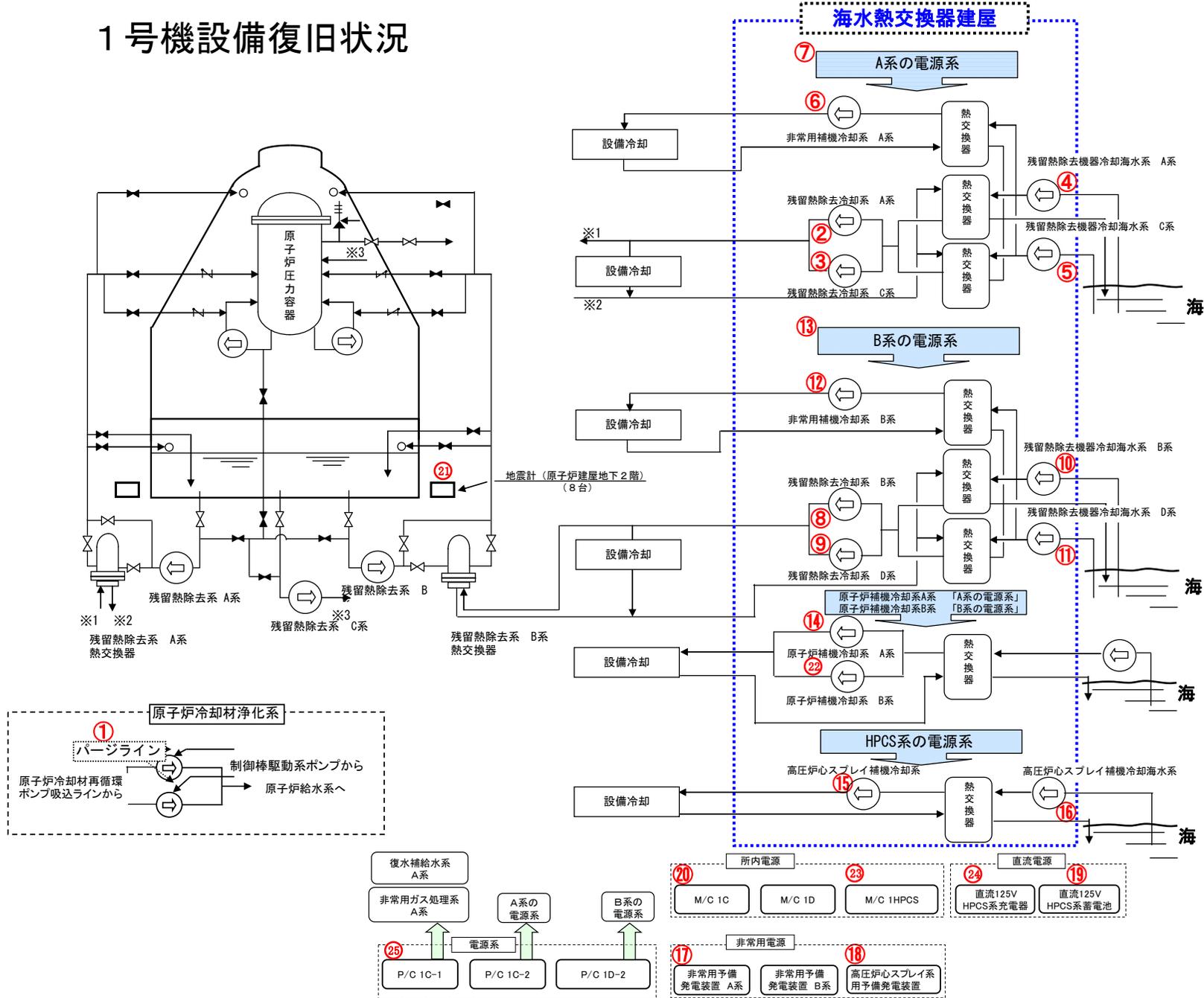
福島第二原子力発電所 対象設備の復旧状況（４号機）

		復旧内容	本設化進捗	完了日	備考	
東北地方太平洋沖地震において損傷した設備で今後復旧するもの	冷温停止維持に必要な設備	原子炉冷却材浄化系	バージライン本設化	復旧完了	H24. 5. 17	
		残留熱除去機器冷却系 A系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4C-2）	復旧完了	H24. 5. 15	
		残留熱除去機器冷却系 C系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4C-2）	復旧完了	H24. 5. 15	
		残留熱除去機器冷却海水系 A系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4C-2）	復旧完了	H24. 5. 15	
		残留熱除去機器冷却海水系 C系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4C-2）	復旧完了	H24. 5. 15	
		非常用ディーゼル発電設備冷却系 A系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4C-2）	復旧完了	H24. 5. 15	
		残留熱除去機器冷却系 B系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4D-2）	復旧完了	H24. 5. 16	
		残留熱除去機器冷却系 D系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4D-2）	復旧完了	H24. 5. 16	
		残留熱除去機器冷却海水系 B系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4D-2）	復旧完了	H24. 5. 16	
		残留熱除去機器冷却海水系 D系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4D-2）	復旧完了	H24. 5. 16	
		非常用ディーゼル発電設備冷却系 B系	電源系及びケーブルの復旧（P/C4D-2）	復旧完了	H24. 5. 16	

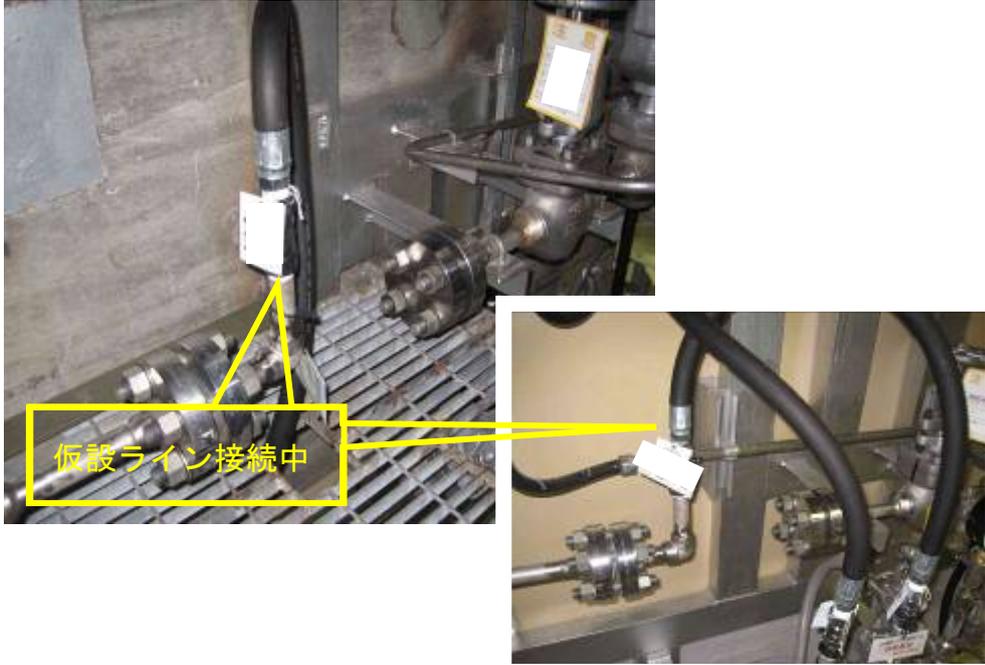
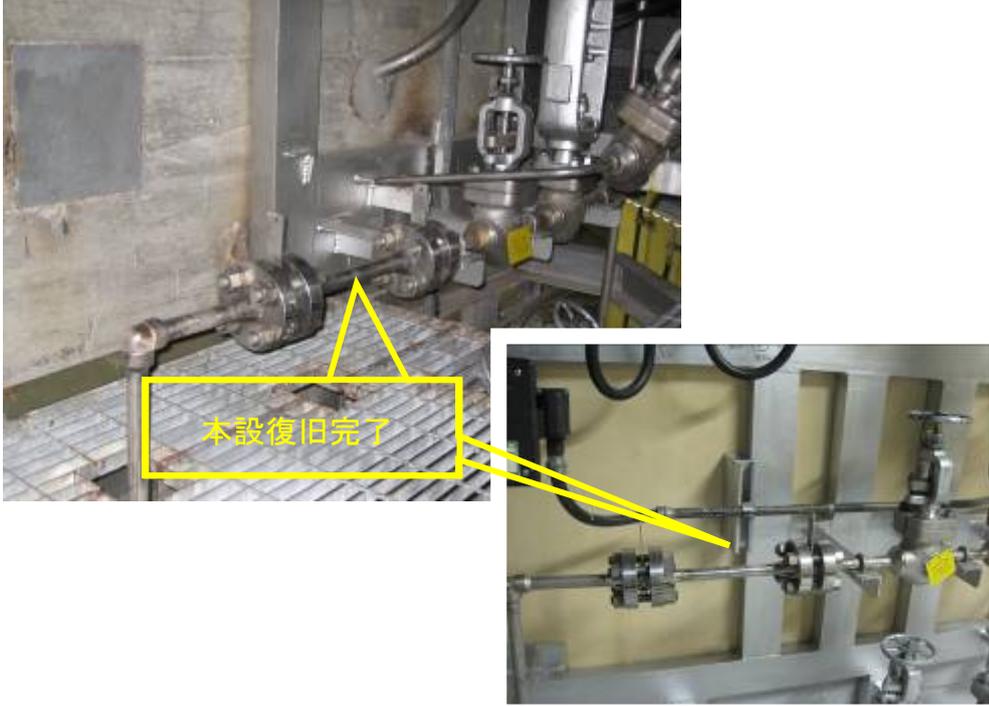
福島第二原子力発電所 対象設備の復旧状況（共通）

			復旧内容	本設化進捗	完了日	備考
東北地方太平洋沖地震において損傷した設備で今後復旧するもの	保安規定遵守	1・2号 放水口モニタ	新規製作	復旧完了	H25. 2. 18	
		3・4号 放水口モニタ	新規製作	復旧完了	H24. 9. 21	

1号機設備復旧状況



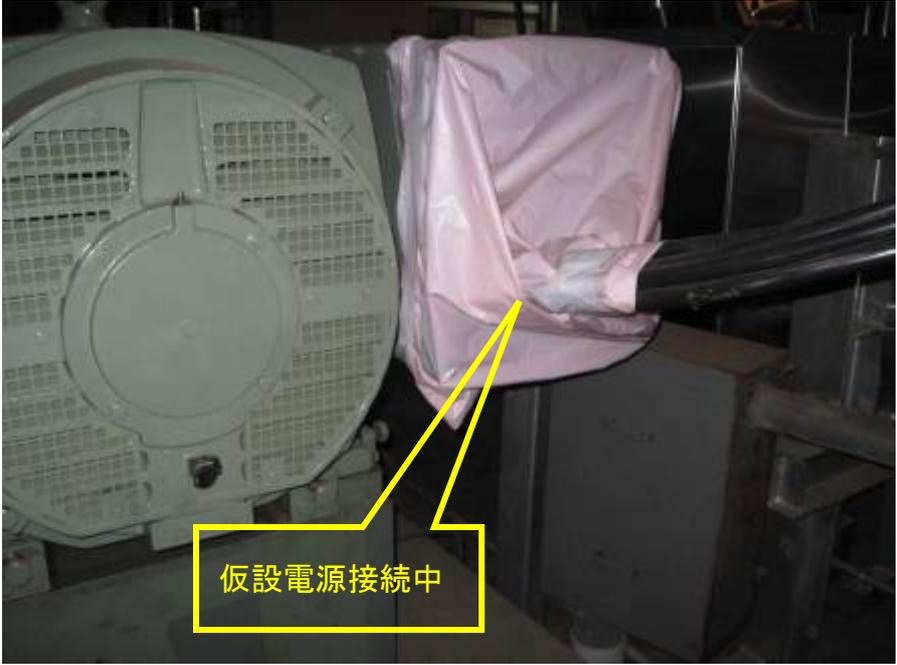
1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（1／25）

番号	① 原子炉冷却材浄化系
復 旧 前	 <p>仮設ライン接続中</p> <p>The 'Before' photograph shows the reactor coolant purification system with a temporary connection. A yellow box highlights the temporary line, and a yellow arrow points to it from the text '仮設ライン接続中' (Temporary line connection in progress). An inset image provides a closer view of the temporary connection point.</p>
復 旧 後	 <p>本設復旧完了</p> <p>The 'After' photograph shows the reactor coolant purification system with the original equipment restored. A yellow box highlights the restored equipment, and a yellow arrow points to it from the text '本設復旧完了' (Original equipment restoration completed). An inset image provides a closer view of the restored equipment.</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（2 / 25）

番号	② 残留熱除去冷却系 A系
復旧前	
復旧後	

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (3 / 25)

番号	③ 残留熱除去冷却系 C系
復 旧 前	 <p>仮設電源接続中</p>
復 旧 後	 <p>本設電源接続完了</p>

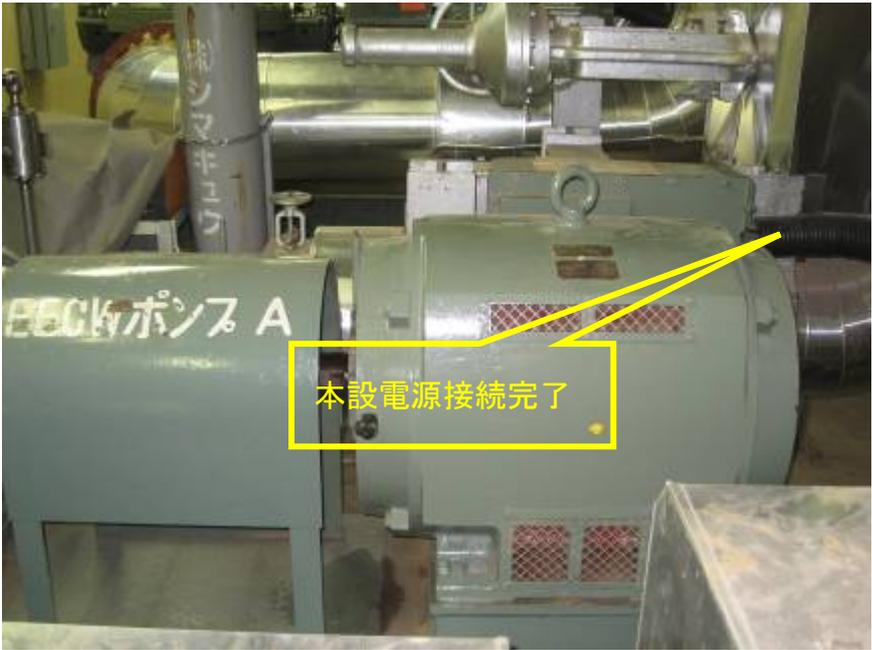
1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（4 / 25）

番号	④ 残留熱除去冷却海水系 A系
復 旧 前	 <p>仮設電源接続中</p>
復 旧 後	 <p>本設電源接続完了</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (5 / 25)

番号	⑤ 残留熱除去冷却海水系 C系
復 旧 前	 <p>仮設電源接続中</p>
復 旧 後	 <p>本設電源接続完了</p>

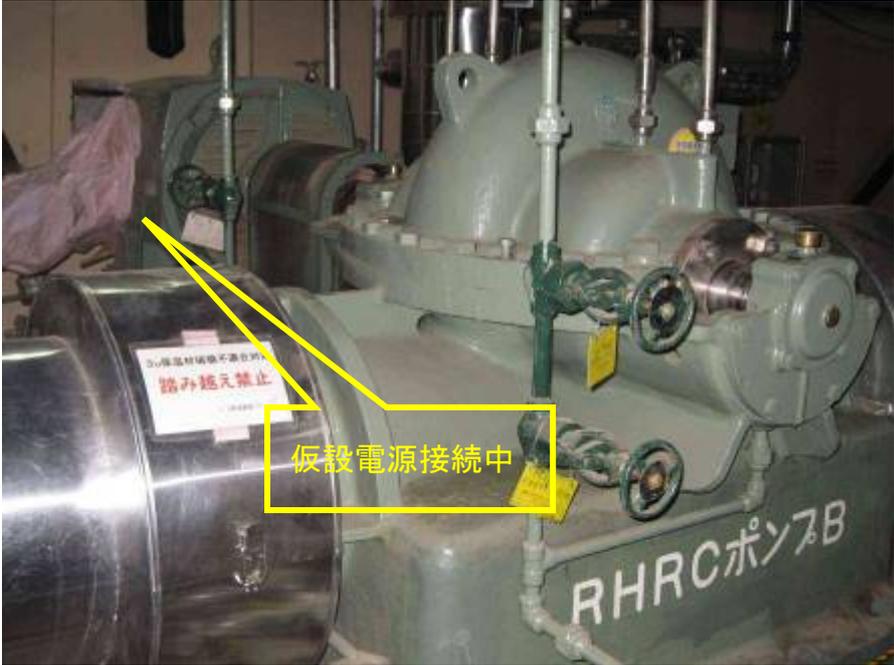
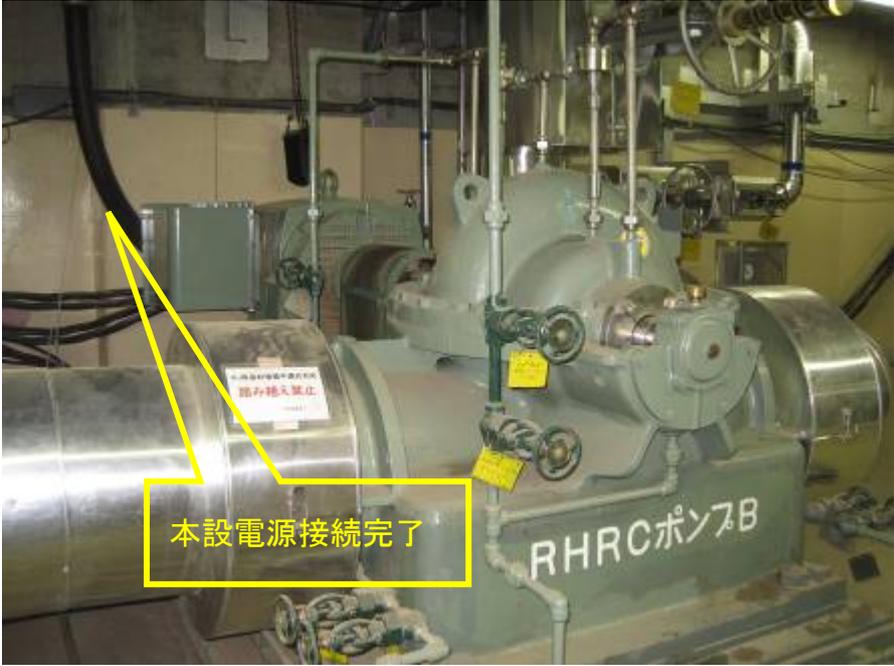
1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (6 / 25)

番号	⑥ 非常用補機冷却系 A系
復 旧 前	 <p>仮設電源接続中</p>
復 旧 後	 <p>本設電源接続完了</p>

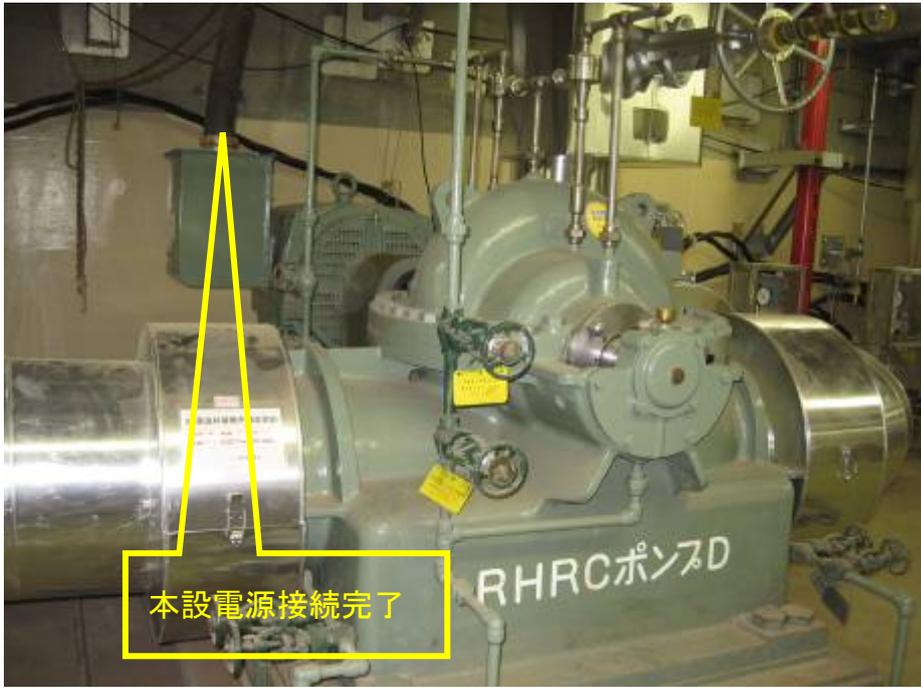
1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（7/25）

番号	⑦ A系の電源系（P/C 1C-2）
復旧前	 <p>被水で使用不能となった電源盤</p>
復旧後	 <p>新規製作し復旧が完了した電源盤</p>

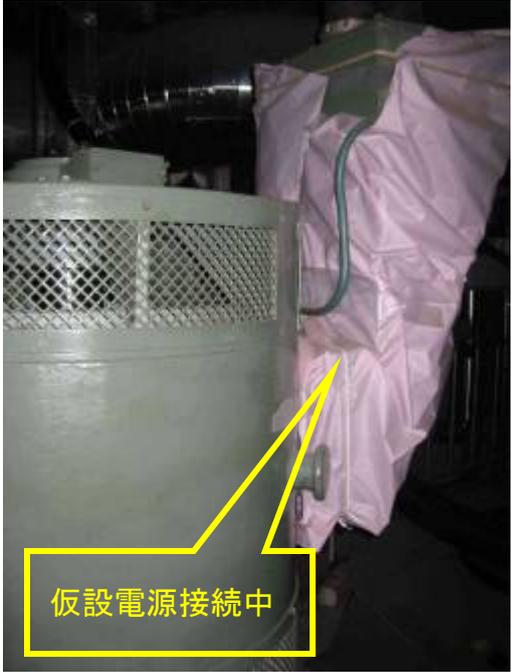
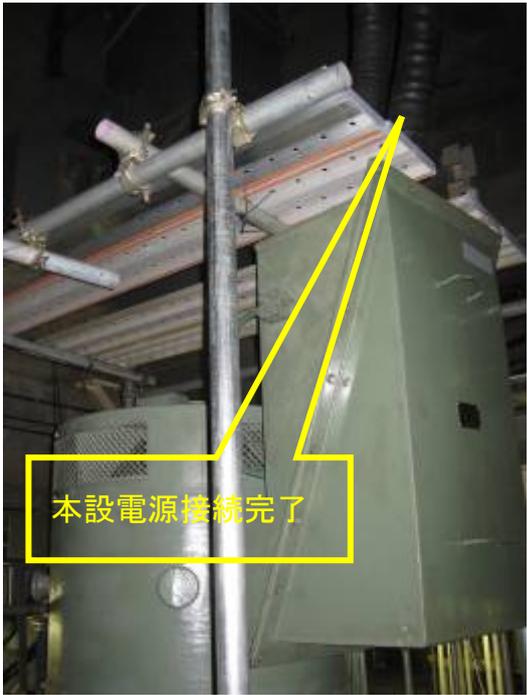
1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (8/25)

番号	⑧ 残留熱除去冷却系 B系
復旧前	
復旧後	

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (9/25)

番号	⑨ 残留熱除去冷却系 D系
復旧前	 <p>仮設電源接続中</p>
復旧後	 <p>本設電源接続完了</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（10／25）

番号	⑩ 残留熱除去冷却海水系 B系
復 旧 前	 <p>仮設電源接続中</p>
復 旧 後	 <p>本設電源接続完了</p>

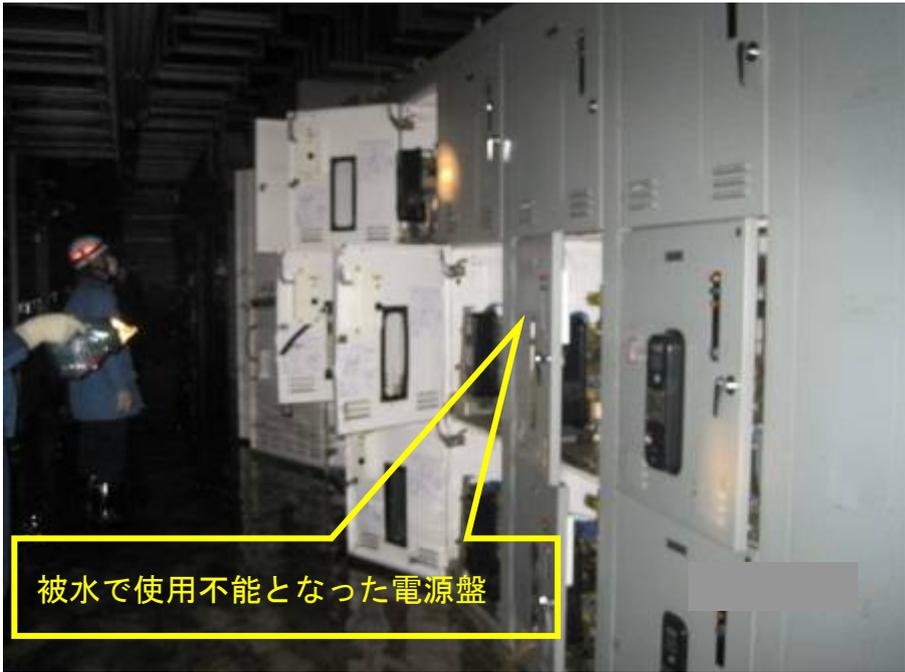
1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (11 / 25)

番号	⑪ 残留熱除去冷却海水系 D系
復旧前	 <p>工機機 RHRSD 用電動機</p> <p>仮設電源接続中</p>
復旧後	 <p>本設電源接続完了</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（12／25）

番号	⑫ 非常用補機冷却系 B系
復 旧 前	 <p>仮設電源接続中</p>
復 旧 後	 <p>本設電源接続完了</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (13 / 25)

番号	⑬ B系の電源系 (P/C 1D-2)
復 旧 前	 <p>被水で使用不能となった電源盤</p>
復 旧 後	 <p>新規製作し復旧が完了した電源盤</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（14 / 25）

番号	⑭ 原子炉補機冷却系 A系
復旧前	 <p>A photograph of a green industrial pump labeled "RCW-2 ポンプA". A pink plastic bag is covering the front of the pump. A yellow callout box with a line pointing to the bag contains the text "仮設電源接続中" (Temporary power connection in progress). A yellow "高温注意" (High temperature warning) label is visible on the front of the pump.</p>
復旧後	 <p>A photograph of the same green industrial pump labeled "RCW-2 ポンプA". A thick black cable is now connected to the front of the pump. A yellow callout box with a line pointing to the cable contains the text "本設電源接続完了" (Permanent power connection completed). A yellow "高温注意" (High temperature warning) label is visible on the front of the pump.</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（15 / 25）

番号	⑮ 高圧炉心スプレイ補機冷却系
復 旧 前	 <p>点検中の電動機</p>
復 旧 後	 <p>電動機据付、本設電源接続完了</p>

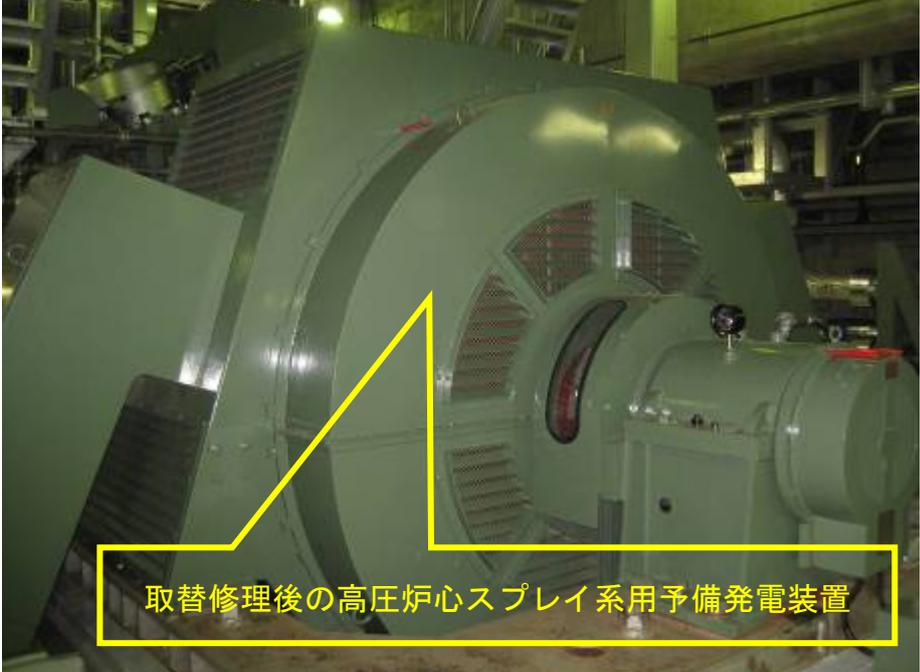
1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（16／25）

番号	⑩ 高圧炉心スプレイ補機冷却海水系
復 旧 前	 <p>A photograph showing a green motor mounted on a large, curved stainless steel pipe. The pipe has the handwritten text 'HPCS-701' on it. A yellow box highlights the motor, with a yellow arrow pointing to it from the text '点検中の電動機' (Motor under inspection).</p>
復 旧 後	 <p>A photograph showing the same green motor now fully installed and connected to the piping system. A yellow box highlights the motor, with a yellow arrow pointing to it from the text '電動機据付、本設電源接続完了' (Motor installed, main power connection complete).</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（17／25）

番号	⑰ 非常用予備発電装置 A系
復 旧 前	 <p>A photograph showing a large industrial generator in a dark industrial setting, completely covered by a white protective tarp. A yellow callout box with a pointer identifies the device as the emergency backup generator before replacement.</p> <p>取替修理前の非常用予備発電装置</p>
復 旧 後	 <p>A photograph showing the same industrial generator after replacement. The new unit is a large, green-painted machine with a prominent circular front panel. A yellow callout box with a pointer identifies it as the emergency backup generator after replacement.</p> <p>取替修理後の非常用予備発電装置</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（18／25）

番号	⑱ 高圧炉心スプレイ系用予備発電装置
復 旧 前	 <p>取替修理前の高圧炉心スプレイ系用予備発電装置</p>
復 旧 後	 <p>取替修理後の高圧炉心スプレイ系用予備発電装置</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真（19／25）

番号	①9 直流電源（HPCS系 蓄電池）
復 旧 前	 <p>A photograph showing two rows of DC power source equipment (HPCS system batteries) on metal racks. The equipment is heavily damaged, with many components missing or charred. A yellow callout box with the text "被水で使用不能となった電源設備" (Power source equipment rendered unusable due to water damage) points to the damaged units.</p>
復 旧 後	 <p>A photograph showing the same two rows of DC power source equipment on metal racks, now fully restored. The equipment is clean, new, and appears to be in good working order. A yellow callout box with the text "新規製作し復旧が完了した電源設備" (Newly manufactured power source equipment with restoration completed) points to the restored units.</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (20/25)

番号	⑳ 所内電源 (M/C 1C)
復 旧 前	 <p>被水で使用不能となった電源設備</p>
復 旧 後	 <p>新規製作し復旧が完了した電源設備</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (21 / 25)

<p>番号</p>	<p>②1 地震計</p>
<p>復 旧 前</p>	
<p>復 旧 後</p>	

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (22 / 25)

番号	②② 原子炉補機冷却系 B系
復旧前	 <p>仮設電源接続中</p>
復旧後	 <p>本設電源接続完了</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (23 / 25)

番号	②③ 所内電源 (M/C 1HPCS)
復 旧 前	 <p>A photograph showing a row of grey metal electrical cabinets in a room. The floor is wet and stained. A yellow callout box with a pointer indicates a specific cabinet. The text inside the box reads: 被水で使用不能となった電源設備 (Power equipment that became unusable due to flooding).</p>
復 旧 後	 <p>A photograph showing the same row of grey metal electrical cabinets, now clean and fully operational. The floor is dry. A yellow callout box with a pointer indicates a specific cabinet. The text inside the box reads: 新規製作し復旧が完了した電源設備 (Newly manufactured power equipment with restoration completed).</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (24 / 25)

番号	②④ 直流電源 (HPCS系 充電器)
復旧前	 <p>被水で使用不能となった電源設備</p>
復旧後	 <p>新規製作し復旧が完了した電源設備</p>

1号機 復旧計画対象設備復旧状況写真 (25 / 25)

番号	②⑤ A系の電源系 (P/C 1C-1)
復 旧 前	 <p>被水で使用不能となった電源設備</p>
復 旧 後	 <p>新規製作し復旧が完了した電源設備</p>

進捗に係わる各ステップの日付の定義は以下のとおり。

- 撤去 → 対象設備を取り外し、搬出が完了した日
- 発電所搬入 → 対象設備の工場修理（新規製作）後、構内の設置建屋への搬入が完了した日
- 現場据付 → 対象設備をすべて架台に設置完了した日
- 機能確認 → 対象設備単体が復旧し、システムとして機能することを確認した日
(例) 電源盤であれば受電した日、設備であれば系統復旧後（電源除く）の試験運転を実施し問題ないことを確認した日 等
- 本設切替 → 仮設から本設に切り替えた日（主に電源）
- 本設化完了予定 → 本設化完了の予定時期（完了したものは、完了日）

福島第二原子力発電所 復旧計画に基づく作業の進捗状況（平成25年5月30日現在）

1号機 (1/2)

凡例: ■:実施中, 点検中, 修理中 ■:完了 ■:未着手 ■:実施対象外
日付は終了(完了)日を記入

47

対象設備		作業内容	撤去	発電所搬入	現場据付	機能確認	本設切替	本設化完了予定	社内自主検査
所内電源	C系	電源盤 (M/C 1C)新規製作	H23.10.31	H24.3.15	H24.3.28	H24.9.27		H24.9.27	H25.5.30
	H系	電源盤 (M/C 1HPCS)新規製作	H24.8.29	H24.10.24	H24.11.1	H25.3.1		H25.3.1	H25.4.9
電源系	C-1系	電源盤 (P/C 1C-1)新規製作	H23.12.7	H24.4.13	H24.4.19	H24.10.29		H24.10.29	H25.5.14
	C-2系	電源盤 (P/C 1C-2)新規製作	H23.11.11	H24.7.3	H24.7.10	H25.1.28		H25.1.28	H25.5.30
	D-2系	電源盤 (P/C 1D-2)新規製作	H23.12.14	H24.6.12	H24.6.18	H24.12.27		H24.12.27	H25.5.29
非常用予備発電装置／高圧炉心スプレ イ系予備発電装置	制御盤関係	新規製作	H24.8.2	H24.9.21	H24.10.1	H25.2.13		H25.2.13	H25.5.30
	発電機	新規製作及び修理	H23.8.29	H24.8.20	H24.8.31	H25.2.13		H25.2.13	H25.5.30
	ディーゼル機関	修理				H25.2.1		H25.2.1	H25.5.30
	補助設備	新規製作及び修理	H24.1.23	H24.12.11	H24.12.12	H25.1.31		H25.1.31	H25.5.30
	制御盤関係	新規製作	H23.11.15	H24.11.5	H24.11.9	H25.3.21		H25.3.21	H25.4.9
	発電機	新規製作及び修理	H23.10.19	H24.10.18	H24.11.1	H25.3.21		H25.3.21	H25.4.9
	ディーゼル機関	修理				H25.3.21		H25.3.21	H25.4.9
	補助設備	新規製作及び修理	H24.1.23	H25.2.23	H25.2.23	H25.3.21		H25.3.21	H25.4.9
直流電源	充電器	新規製作	H23.9.16	H24.12.3	H24.12.3	H25.3.12		H25.3.12	H25.3.18
	蓄電池	新規製作	H23.6.3	H24.12.3	H24.12.18	H25.3.14		H25.3.14	H25.3.18
地震計	新規製作	H24.8.3	H24.6.1	H24.6.13	H24.8.6		H24.8.6	H24.11.27	
低圧炉心スプレイ系	高圧電源(M/C 1C)系及びケーブルの復旧				H25.2.23	H25.2.23	H25.2.23	H25.5.30	

福島第二原子力発電所 復旧計画に基づく作業の進捗状況（平成25年5月30日現在）

1号機 (2/2)

凡例: ■:実施中, 点検中, 修理中 ■:完了 ■:未着手 ■:実施対象外
日付は終了(完了)日を記入

対象設備		作業内容	撤去	発電所搬入	現場据付	機能確認	本設切替	本設化完了予定	社内自主検査
残留熱除去系	A系	高圧電源(M/C 1C)系及びケーブルの復旧				H23.11.17	H25.3.15	H25.3.15	H25.5.30
	C系	高圧電源(M/C 1C)系及びケーブルの復旧				H24.10.22	H24.10.22	H24.10.22	H25.5.29
残留熱除去冷却系	A系	電源(P/C 1C-2)系及びケーブルの復旧		H23.10.26	H23.10.27	H23.11.9	H25.2.7	H25.2.7	H25.5.30
	B系	電源(P/C 1D-2)系及びケーブルの復旧		H23.9.20	H23.9.21	H23.9.26	H25.3.1	H25.3.1	H25.5.29
	C系	電源(P/C 1C-2)系及びケーブルの復旧		H24.5.22	H24.5.22	H24.7.24	H25.2.12	H25.2.12	H25.5.30
	D系	電源(P/C 1D-2)系及びケーブルの復旧		H23.9.20	H23.9.20	H24.3.15	H25.3.1	H25.3.1	H25.5.29
残留熱除去冷却海水系	A系	電源(P/C 1C-2)系及びケーブルの復旧		H23.8.5	H23.11.2	H23.11.11	H25.2.7	H25.2.7	H25.5.30
	B系	電源(P/C 1D-2)系及びケーブルの復旧			H24.4.5	H24.4.12	H25.3.4	H25.3.4	H25.5.29
	C系	電源(P/C 1C-2)系及びケーブルの復旧		H23.8.5	H24.5.15	H25.1.18	H25.2.8	H25.2.8	H25.5.30
	D系	電源(P/C 1D-2)系及びケーブルの復旧			H24.1.6	H24.1.12	H25.3.4	H25.3.4	H25.5.29
非常用補機冷却系	A系	電源(P/C 1C-2)系及びケーブルの復旧		H23.10.26	H23.10.27	H23.11.4	H25.2.5	H25.2.5	H25.5.30
	B系	電源(P/C 1D-2)系及びケーブルの復旧		H23.11.22	H23.11.25	H23.11.26	H25.3.1	H25.3.1	H25.5.29
原子炉冷却材浄化系	A系	電源(P/C 1C-1)系及びケーブルの復旧及びパーズライン本設化					H25.5.14	H25.5.14	H25.5.14
	B系	パーズライン本設化					H25.5.9	H25.5.9	H25.5.14
高圧炉心スプレイ系		高圧電源(M/C 1HPCS)系及びケーブルの復旧				H25.3.25	H25.3.25	H25.3.25	H25.4.9
高圧炉心スプレイ補機冷却系		高圧電源(M/C 1HPCS)系及びケーブルの復旧		H24.12.13	H24.12.13	H25.3.14	H25.3.14	H25.3.14	H25.4.9
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系		高圧電源(M/C 1HPCS)系及びケーブルの復旧			H24.12.26	H25.3.18	H25.3.18	H25.3.18	H25.4.9
原子炉補機冷却系	A系	電源(P/C 1C-2)系及びケーブルの復旧		H24.6.12	H24.6.13	H24.6.19	H25.3.7	H25.3.7	H25.3.19
	B系	電源(P/C 1D-2)系及びケーブルの復旧		H23.7.2	H23.7.4	H23.7.14	H25.3.8	H25.3.8	H25.3.15
復水補給水系	A系	電源(P/C 1C-1)系及びケーブルの復旧				H25.2.7	H25.2.7	H25.2.7	H25.3.28
非常用ガス処理系	A系	電源(P/C 1C-1)系及びケーブルの復旧				H24.12.14	H24.12.14	H24.12.14	H24.12.14

4/8

*M/C : Metal-Clad Switch Gear / メタクラ
所内高電圧回路に使用される動力電源盤で、磁気遮断器または真空遮断器、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

*P/C : Power Center / パワーセンター
所内低電圧回路に使用される動力電源盤で気中遮断器(ACB)、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

*パーズライン: 原子炉冷却材浄化系循環ポンプの封水ライン

平成25年5月30日、復旧が完了(100%)しました。

注)進捗状況の割合(%)=(完了のマス数)/(撤去から本設切替までの全マス数-実施対象外マス数)×100

※本設化完了後に実施する社内自主検査において、復旧計画に係る対象設備の健全性確認を行うこととしています。

福島第二原子力発電所 復旧計画に基づく作業の進捗状況（平成25年2月15日現在）

2号機

凡例： ■:実施中, 点検中, 修理中 ■:完了 ■:未着手 ■:実施対象外
日付は終了(完了)日を記入

対象設備	作業内容	撤去	発電所搬入	現場据付	機能確認	本設切替	本設化完了	社内自主検査
電源系	C-2系 電源盤(P/C 2C-2)新規製作	H24.6.13	H24.9.3	H24.9.11	H24.11.12		H24.11.12	H25.2.15
	D-2系 電源盤(P/C 2D-2)新規製作	H24.7.6	H24.10.15	H24.10.29	H24.12.25		H24.12.25	H25.2.1
残留熱除去機器冷却系（淡水系）	A系 電源(P/C 2C-2)系及びケーブルの復旧				H23.8.6	H24.11.28	H24.11.28	H25.2.15
	B系 電源(P/C 2D-2)系及びケーブルの復旧				H23.3.14	H25.1.28	H25.1.28	H25.2.1
	C系 電源(P/C 2C-2)系及びケーブルの復旧				H24.11.28	H24.11.28	H24.11.28	H25.2.15
	D系 電源(P/C 2D-2)系及びケーブルの復旧				H23.3.24	H25.1.28	H25.1.28	H25.2.1
残留熱除去機器冷却系（海水系）	A系 電源(P/C 2C-2)系及びケーブルの復旧		H23.7.28	H23.7.28	H23.8.6	H24.11.26	H24.11.26	H25.2.15
	B系 電源(P/C 2D-2)系及びケーブルの復旧		H24.3.1	H24.9.11	H25.1.30	H25.1.30	H25.1.30	H25.2.1
	C系 電源(P/C 2C-2)系及びケーブルの復旧		H23.8.2	H24.9.13	H24.11.29	H24.11.29	H24.11.29	H25.2.15
	D系 電源(P/C 2D-2)系及びケーブルの復旧		H23.9.12	H23.9.12	H23.10.12	H25.1.30	H25.1.30	H25.2.1
非常用ディーゼル発電設備冷却系	A系 電源(P/C 2C-2)系及びケーブルの復旧		H23.7.26	H23.7.26	H23.8.3	H24.11.26	H24.11.26	H25.2.15
	B系 電源(P/C 2D-2)系及びケーブルの復旧				H23.3.14	H25.1.29	H25.1.29	H25.2.1
原子炉補機冷却系	A系 電源(P/C 2C-2)系及びケーブルの復旧		H24.6.5	H24.6.5	H24.6.14	H24.11.29	H24.11.29	H25.1.21
	B系 電源(P/C 2D-2)系及びケーブルの復旧		H23.6.28	H23.6.28	H23.7.12	H25.1.29	H25.1.29	H25.2.13
原子炉冷却材浄化系	A系 パージライン本設化					H25.1.22	H25.1.22	H25.2.13
	B系 パージライン本設化					H25.1.16	H25.1.16	H25.2.13
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備冷却系（海水系）	電動機新規製作	H23.9.2	H24.10.3	H24.10.3	H24.10.11		H24.10.11	H25.2.15

*M/C : Metal-Clad Switch Gear / メタクラ
所内高電圧回路に使用される動力電源盤で、磁気遮断器または真空遮断器、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

*P/C : Power Center / パワーセンター
所内低電圧回路に使用される動力電源盤で気中遮断器(ACB)、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

*パージライン：原子炉冷却材浄化系循環ポンプの封水ライン

平成25年2月15日、復旧が完了（100%）しました。

注)進捗状況の割合(%)=(完了のマス数)/(撤去から本設切替までの全マス数-実施対象外マス数)×100

※本設化完了後に実施する社内自主検査において、復旧計画に係る対象設備の健全性確認を行うこととしています。

福島第二原子力発電所 復旧計画に基づく作業の進捗状況（平成24年10月11日現在）

3号機

凡例： ■:実施中, 点検中, 修理中 ■:完了 ■:未着手 ■:実施対象外
日付は終了(完了)日を記入

対象設備		作業内容	撤去	発電所搬入	現場据付	機能確認	本設切替	本設化完了	社内自主検査
電源系	C-2系	電源盤(P/C 3C-2)新規製作	H23.9.15	H24.1.26	H24.1.27	H24.8.27		H24.8.27	H24.9.28
残留熱除去機器冷却系	A系	電源(P/C 3C-2)系及びケーブルの復旧		H23.8.2	H23.8.3	H23.8.26	H24.9.12	H24.9.12	H24.9.28
	C系	電源(P/C 3C-2)系及びケーブルの復旧		H23.8.29	H23.8.30	H23.9.9	H24.9.13	H24.9.13	H24.9.28
残留熱除去海水系	A系	電源(P/C 3C-2)系及びケーブルの復旧		H23.8.24	H23.8.24	H23.8.30	H24.9.11	H24.9.11	H24.9.28
	C系	電源(P/C 3C-2)系及びケーブルの復旧		H23.9.5	H23.9.7	H23.9.14	H24.9.11	H24.9.11	H24.9.28
非常用ディーゼル発電設備冷却系	A系	電源(P/C 3C-2)系及びケーブルの復旧		H23.8.2	H23.8.3	H23.8.23	H24.9.6	H24.9.6	H24.9.28
原子炉冷却材浄化系	A系	パーシライン本設化					H24.10.4	H24.10.4	H24.10.11
	B系	パーシライン本設化					H24.10.11	H24.10.11	H24.10.11

*M/C : Metal-Clad Switch Gear / メタクラ
所内高電圧回路に使用される動力電源盤で、磁気遮断器または真空遮断器、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

*P/C : Power Center / パワーセンター
所内低電圧回路に使用される動力電源盤で気中遮断器(ACB)、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

*パーシライン: 原子炉冷却材浄化系循環ポンプの封水ライン

平成24年10月11日、復旧が完了（100%）しました。

注)進捗状況の割合(%)=(完了のマス数)/(撤去から本設切替までの全マス数-実施対象外マス数)×100

※本設化完了後に実施した社内自主検査において、復旧計画に係る対象設備の健全性確認を行いました。

福島第二原子力発電所 復旧計画に基づく作業の進捗状況（平成24年5月17日現在）

4号機

凡例： ■:実施中, 点検中, 修理中 ■:完了 ■:未着手 ■:実施対象外
日付は終了(完了)日を記入

対象設備	作業内容	撤去	発電所搬入	現場据付	機能確認	本設切替	本設化完了	社内自主検査
電源系	C-2系 電源盤(P/C 4C-2)新規製作	H23.9.7	H23.12.2	H23.12.9	H24.1.30		H24.1.30	H24.5.15
	D-2系 電源盤(P/C 4D-2)新規製作	H23.9.30	H24.2.28	H24.3.8	H24.3.23		H24.3.23	H24.5.16
残留熱除去機器冷却系	A系 電源(P/C 4C-2)系及びケーブルの復旧		H23.7.8	H23.7.8	H23.7.25	H24.2.24	H24.2.24	H24.5.15
	B系 電源(P/C 4D-2)系及びケーブルの復旧		H23.7.5	H23.7.5	H23.7.7	H24.4.11	H24.4.11	H24.5.16
	C系 電源(P/C 4C-2)系及びケーブルの復旧		H24.4.19	H24.4.19	H24.4.26	H24.4.26	H24.4.26	H24.5.15
	D系 電源(P/C 4D-2)系及びケーブルの復旧		H23.9.5	H23.9.5	H23.9.29	H24.4.12	H24.4.12	H24.5.16
残留熱除去機器冷却海水系	A系 電源(P/C 4C-2)系及びケーブルの復旧		H23.7.27	H23.7.27	H23.8.2	H24.2.24	H24.2.24	H24.5.15
	B系 電源(P/C 4D-2)系及びケーブルの復旧		H23.9.7	H23.9.7	H23.9.21	H24.4.11	H24.4.11	H24.5.16
	C系 電源(P/C 4C-2)系及びケーブルの復旧		H23.7.27	H24.4.18	H24.4.26	H24.4.26	H24.4.26	H24.5.15
	D系 電源(P/C 4D-2)系及びケーブルの復旧		H24.4.17	H24.4.17	H24.4.25	H24.4.25	H24.4.25	H24.5.16
非常用ディーゼル発電設備冷却系	A系 電源(P/C 4C-2)系及びケーブルの復旧		H23.7.8	H23.7.8	H23.7.21	H24.2.24	H24.2.24	H24.5.15
	B系 電源(P/C 4D-2)系及びケーブルの復旧				H23.3.14	H24.4.12	H24.4.12	H24.5.16
原子炉冷却材浄化系	A系 パージライン本設化					H24.5.11	H24.5.11	H24.5.17
	B系 パージライン本設化					H24.5.17	H24.5.17	H24.5.17

*M/C : Metal-Clad Switch Gear / メタクラ
所内高電圧回路に使用される動力電源盤で、磁気遮断器または真空遮断器、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

*P/C : Power Center / パワーセンター
所内低電圧回路に使用される動力電源盤で気中遮断器(ACB)、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

*パージライン: 原子炉冷却材浄化系循環ポンプの封水ライン

平成24年5月17日、**復旧が完了(100%)**しました。

注)進捗状況の割合(%)=(完了のマス数)/(撤去から本設切替までの全マス数-実施対象外マス数)×100

※本設化完了後に実施した社内自主検査において、復旧計画に係る対象設備の健全性確認を行いました。

福島第二原子力発電所 復旧計画に基づく作業の進捗状況（平成25年2月18日現在）

共通設備

凡例: ■:実施中, 点検中, 修理中 ■:完了 ■:未着手 ■:実施対象外
日付は終了(完了)日を記入

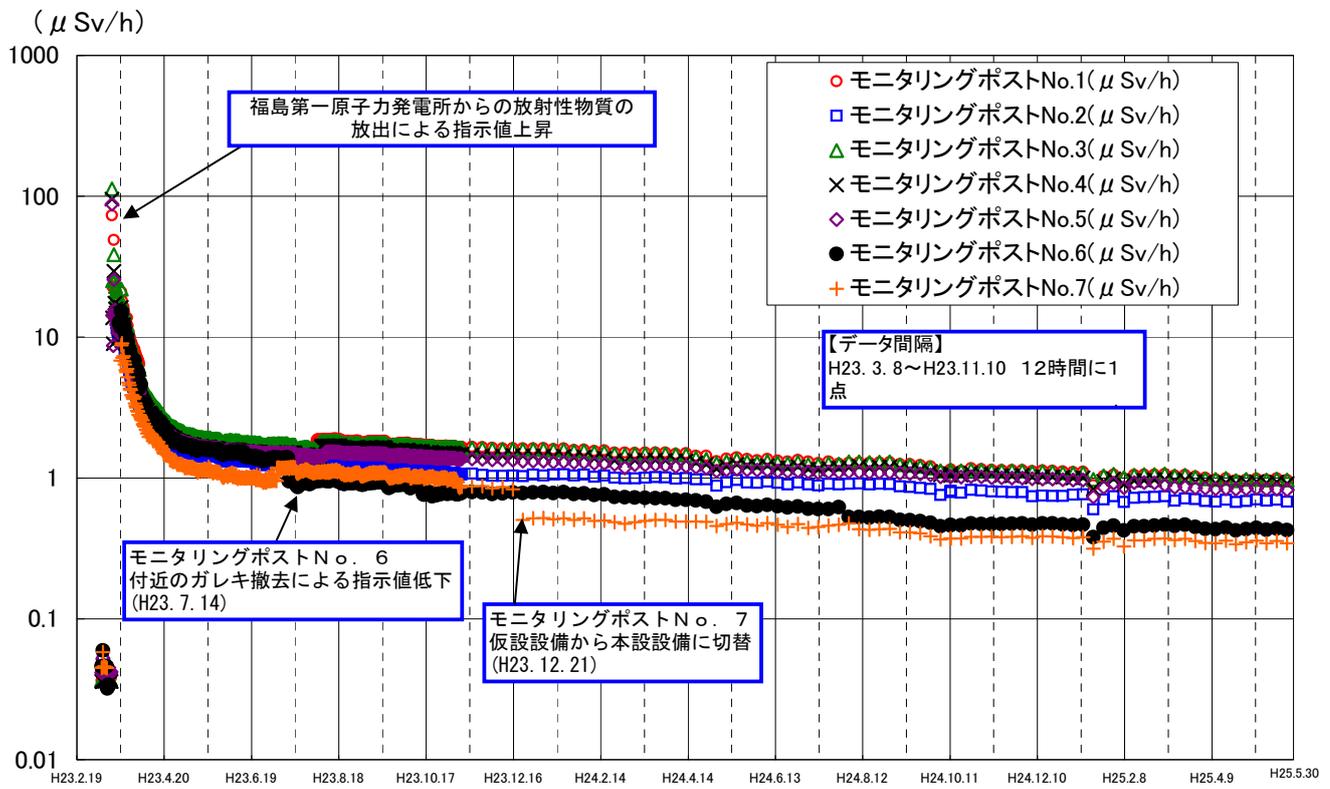
対象設備	点検内容	撤去	発電所搬入	現場据付	機能確認	本設切替	本設化完了	社内自主検査
放水口モニタ	1・2号	新規製作	■	■	■	■	■	■
	3・4号	新規製作	■	■	■	■	■	■

平成25年2月18日、復旧が完了（100%）しました。

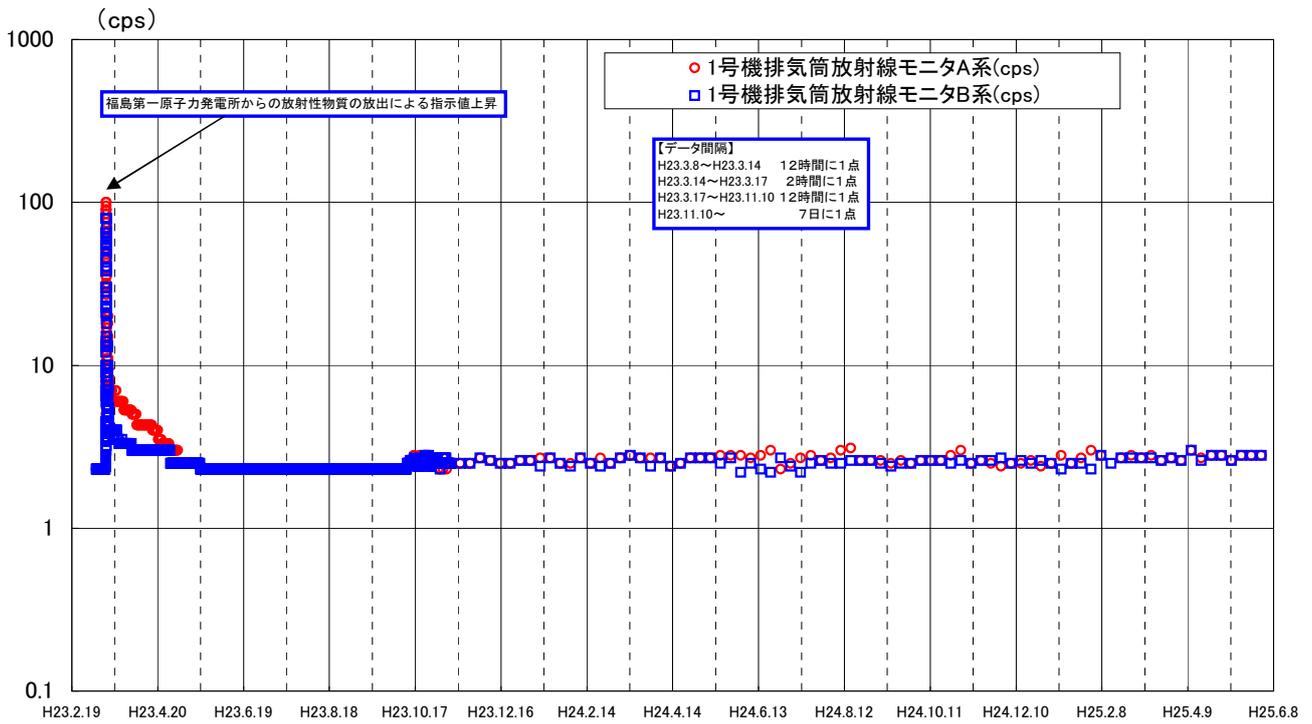
注)進捗状況の割合(%)=(完了のマス数)/(撤去から本設切替までの全マス数-実施対象外マス数)×100

※本設化完了後に実施する社内自主検査において、復旧計画に係る対象設備の健全性確認を行うこととしています。

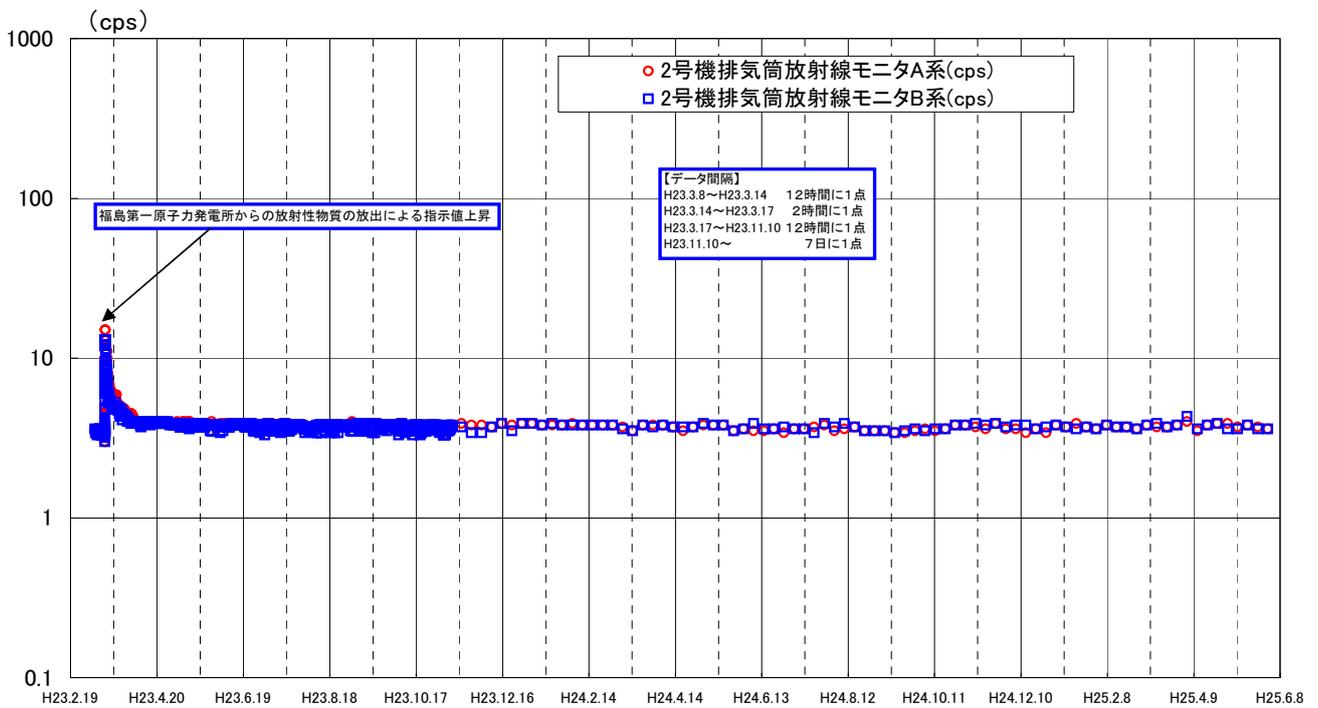
各放射線モニタ記録



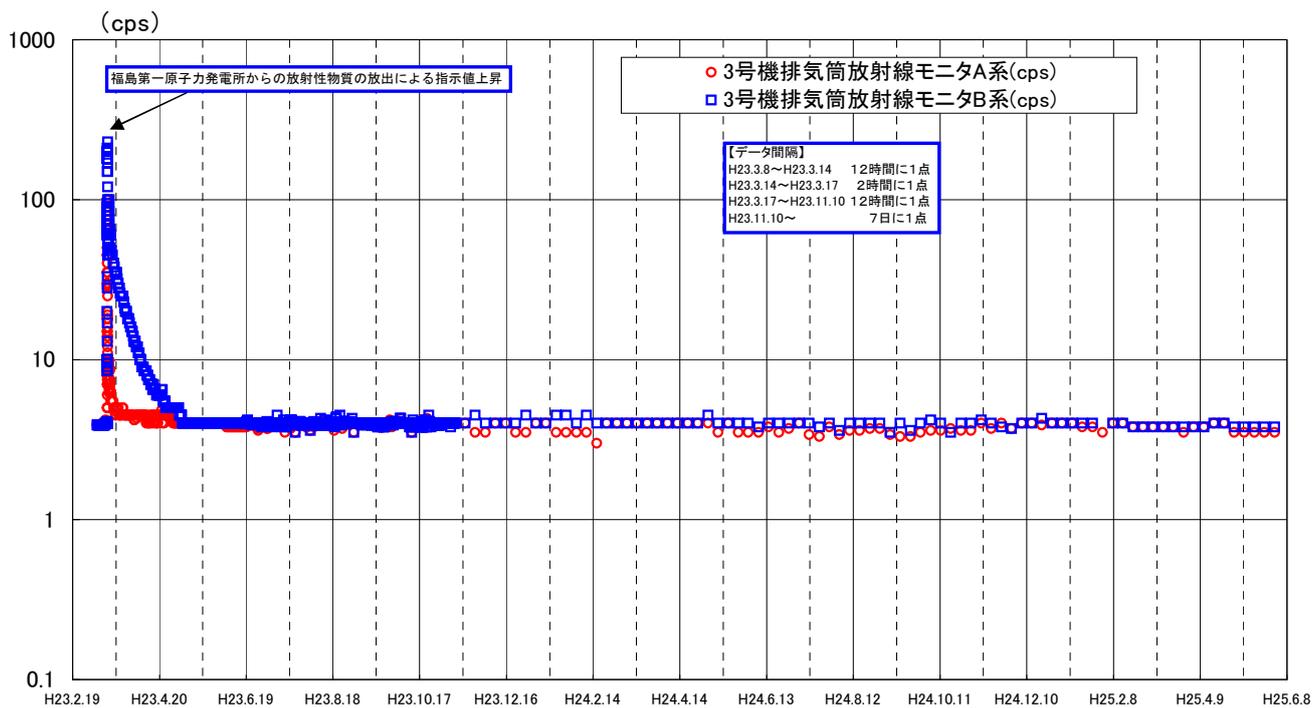
モニタリングポスト指示値の推移(福島第二原子力発電所)



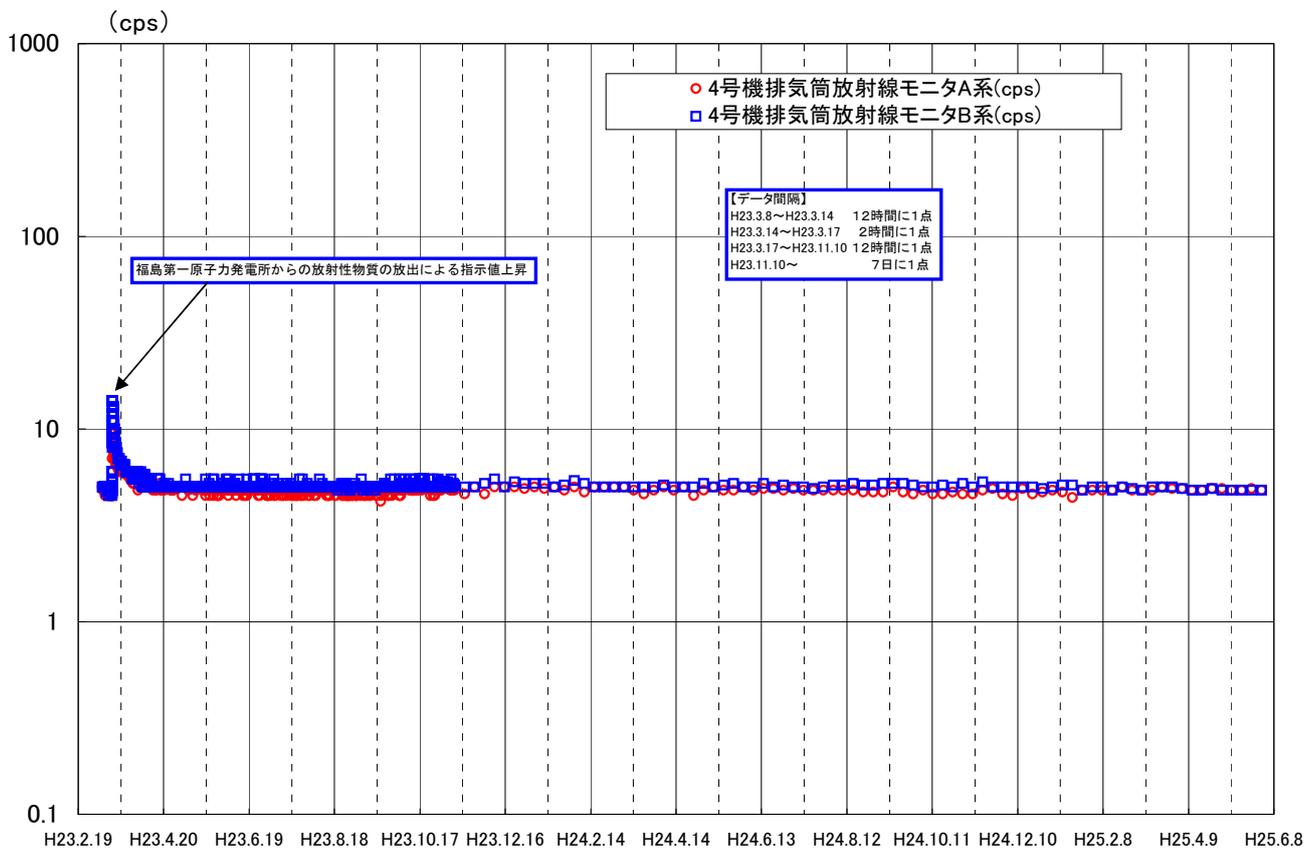
排気筒放射線モニタ指示値の推移(1号機)



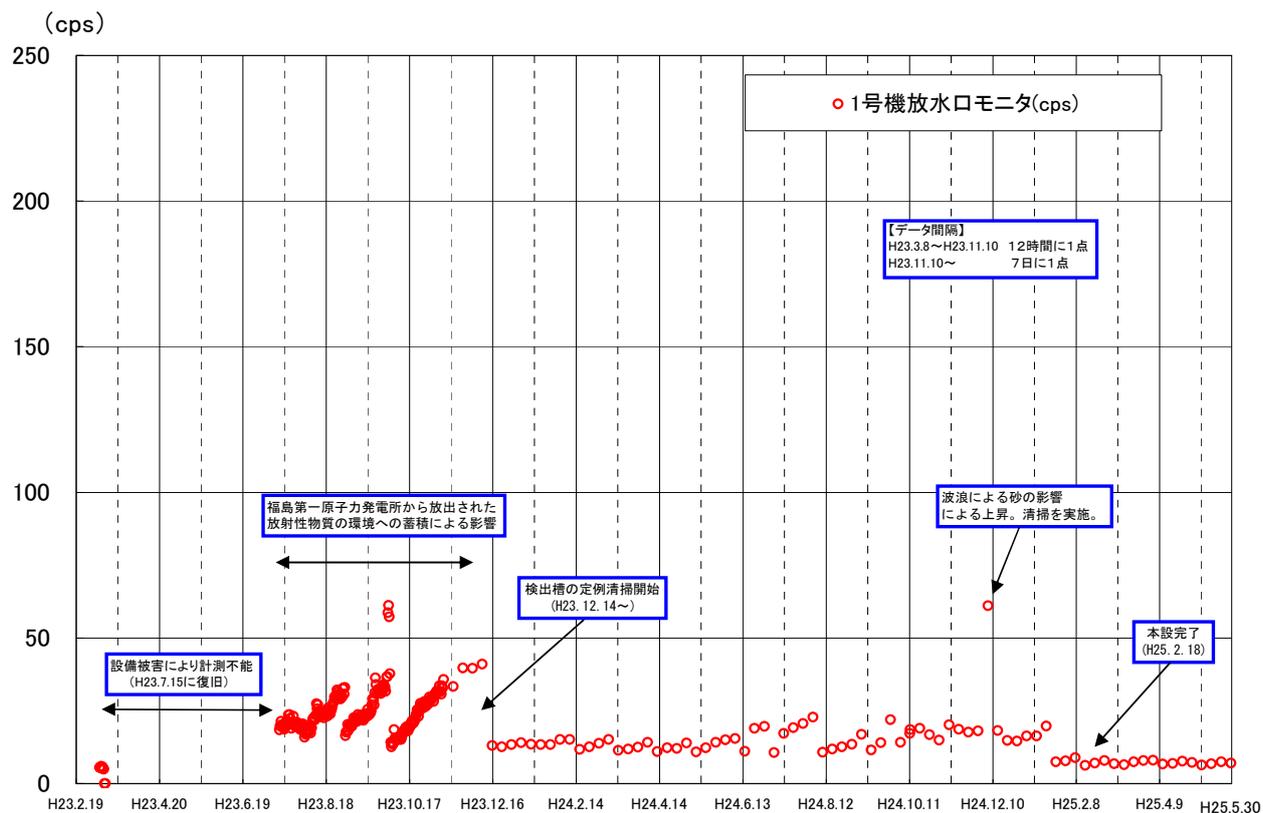
排気筒放射線モニタ指示値の推移(2号機)



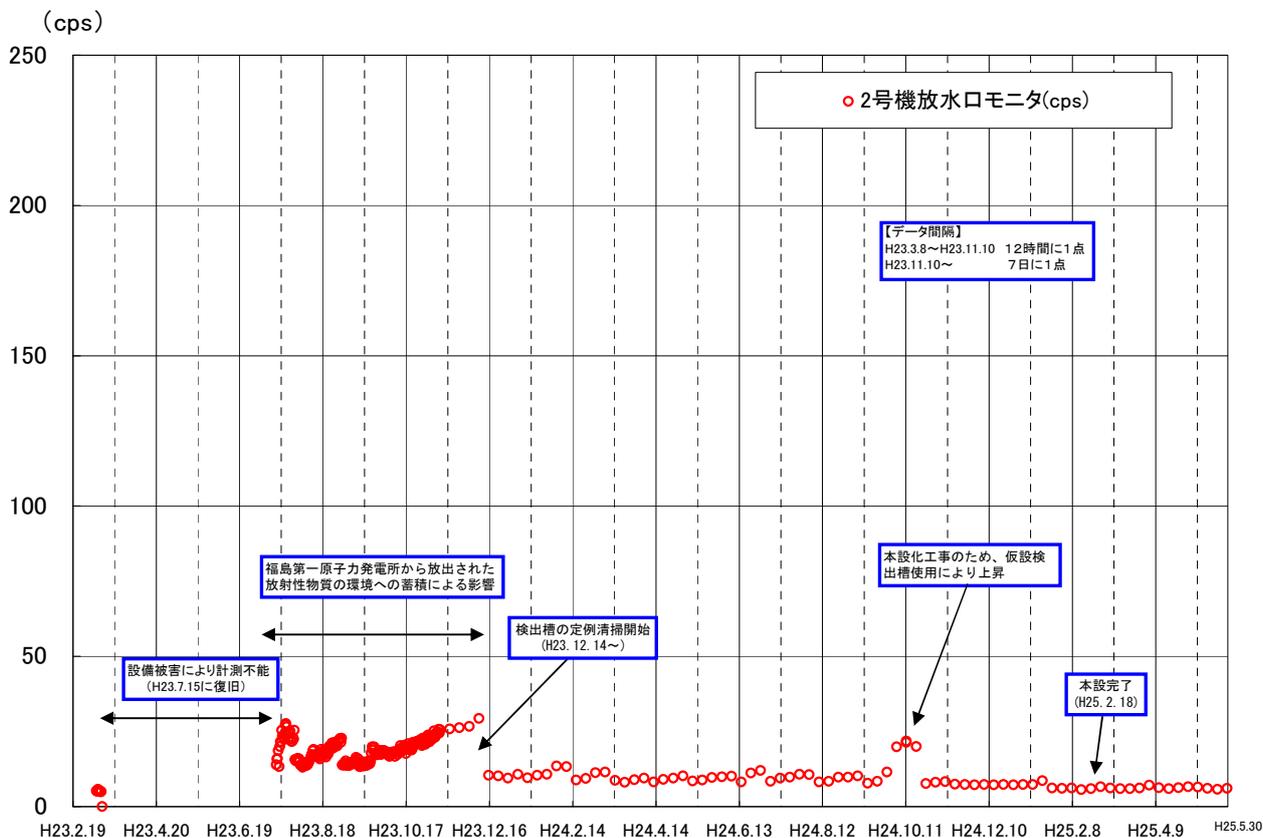
排気筒放射線モニタ指示値の推移(3号機)



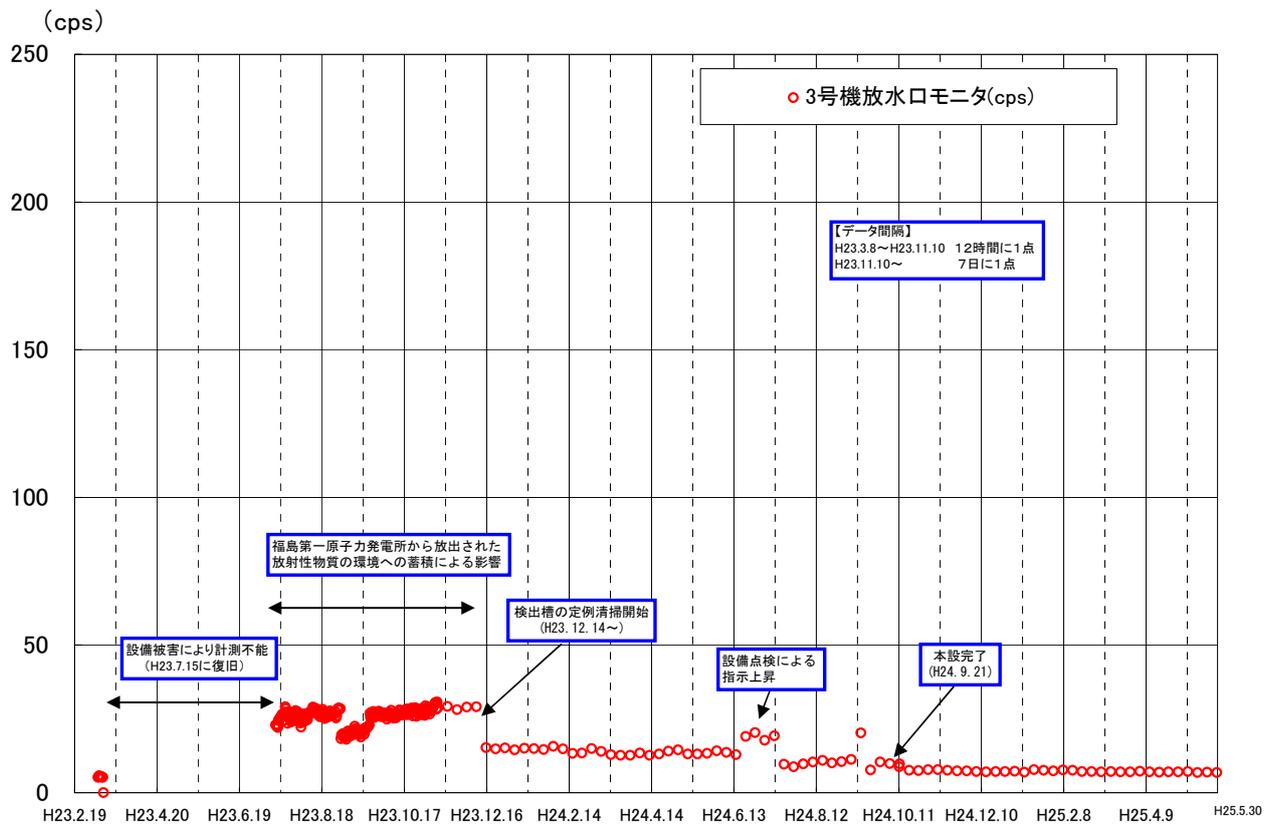
排気筒放射線モニタ指示値の推移(4号機)



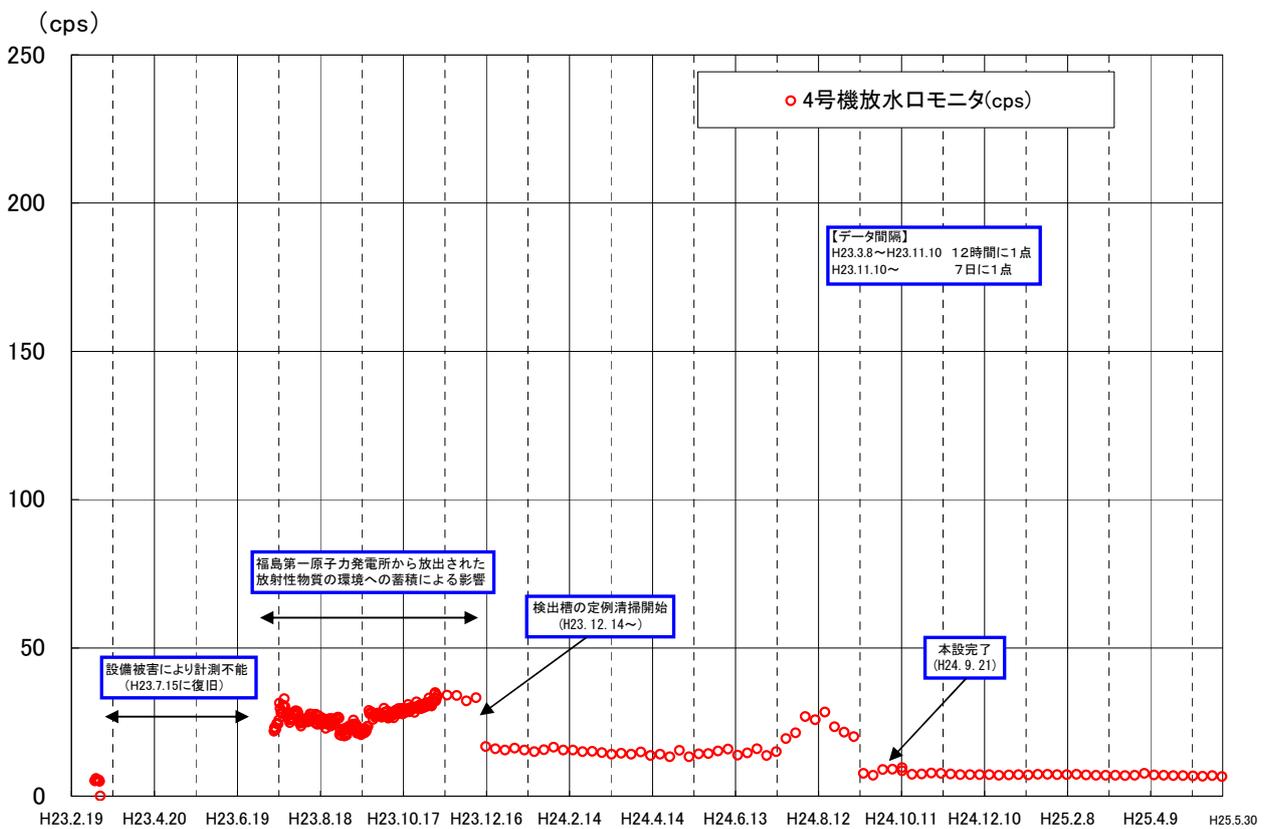
放水口モニタ指示値の推移(1号機)



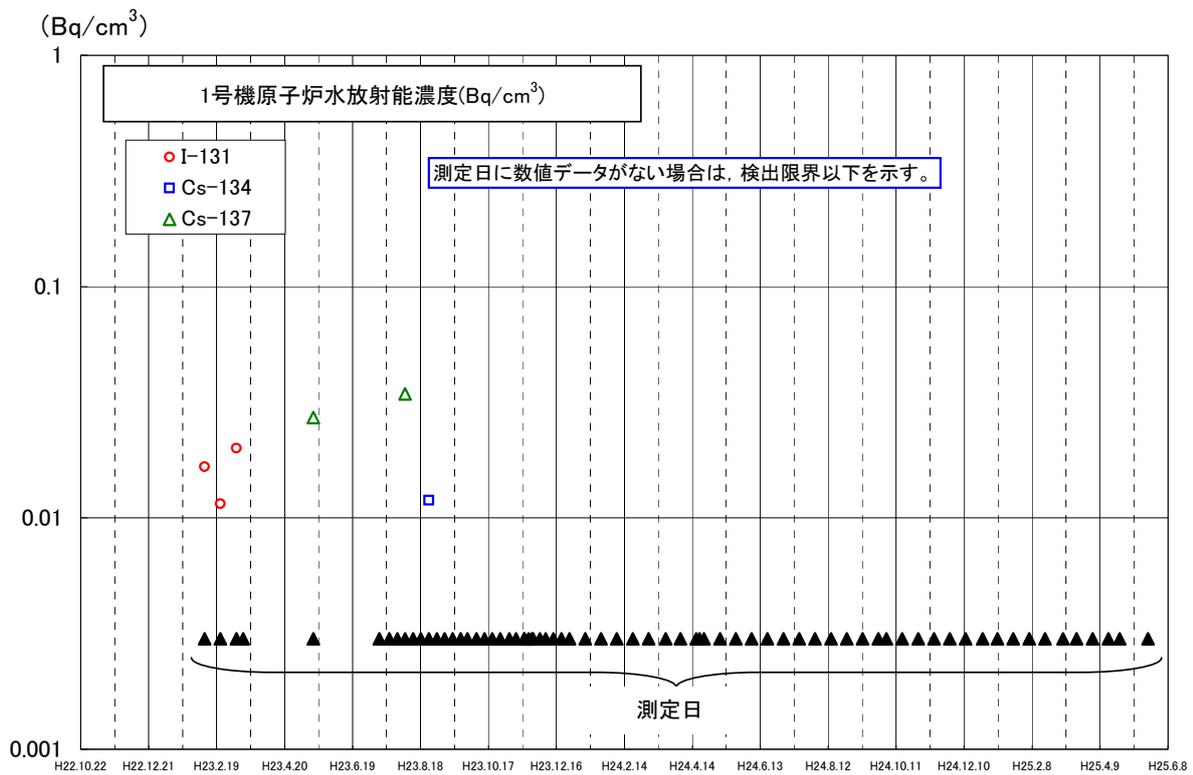
放水口モニタ指示値の推移(2号機)



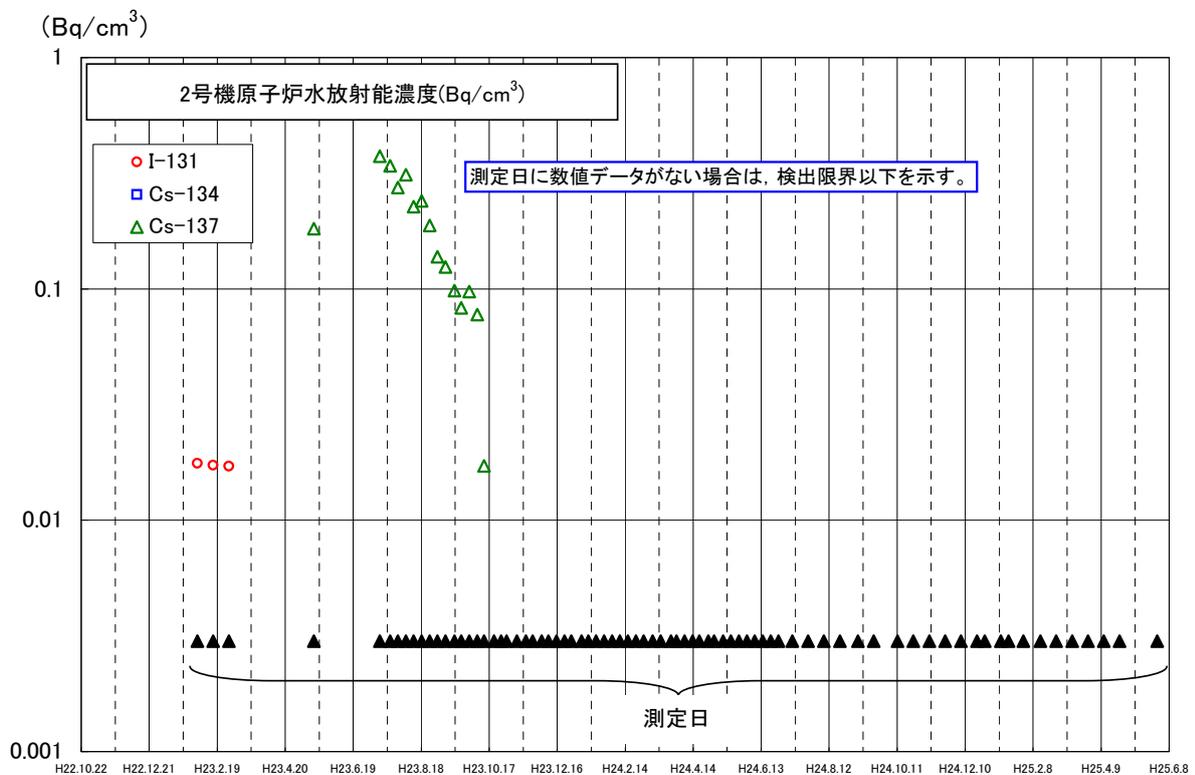
放水口モニタ指示値の推移(3号機)



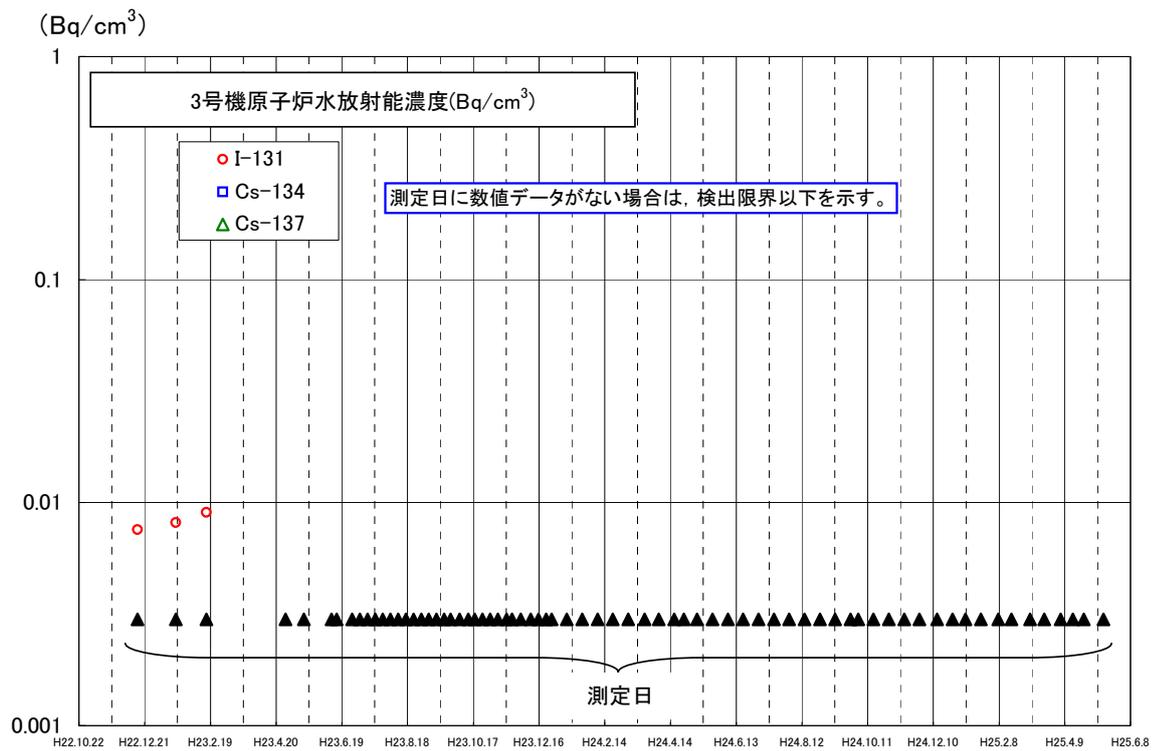
放水口モニタ指示値の推移(4号機)



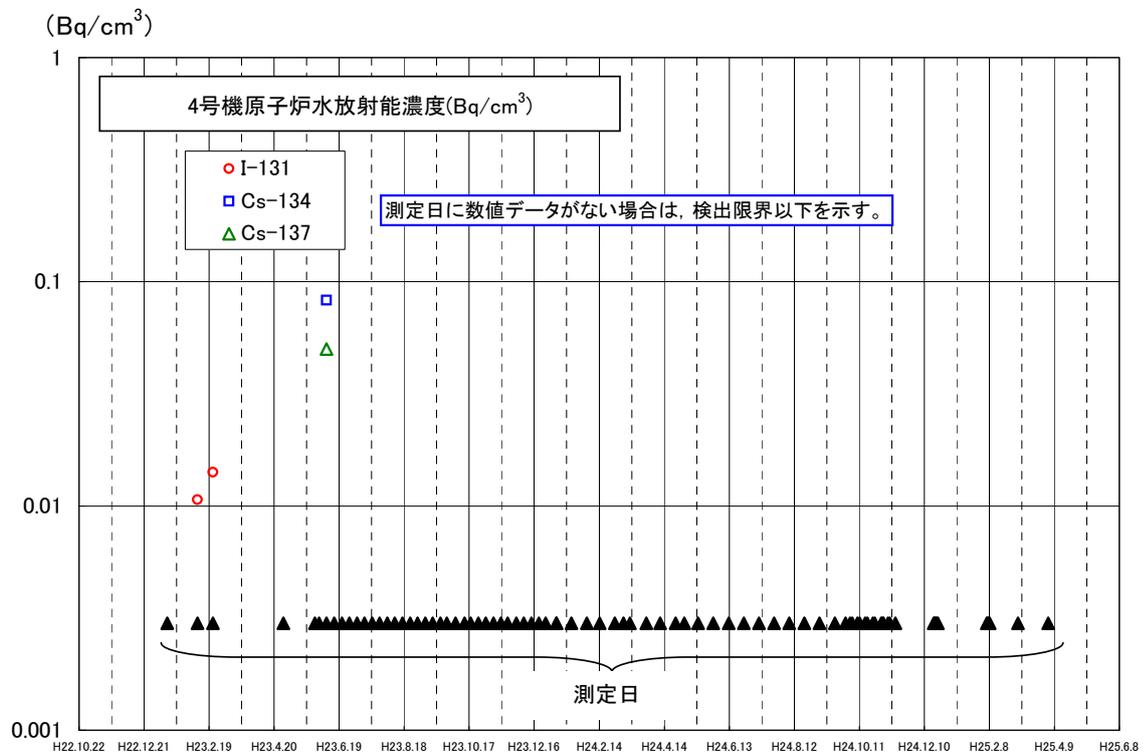
原子炉水サンプリング結果(1号機)



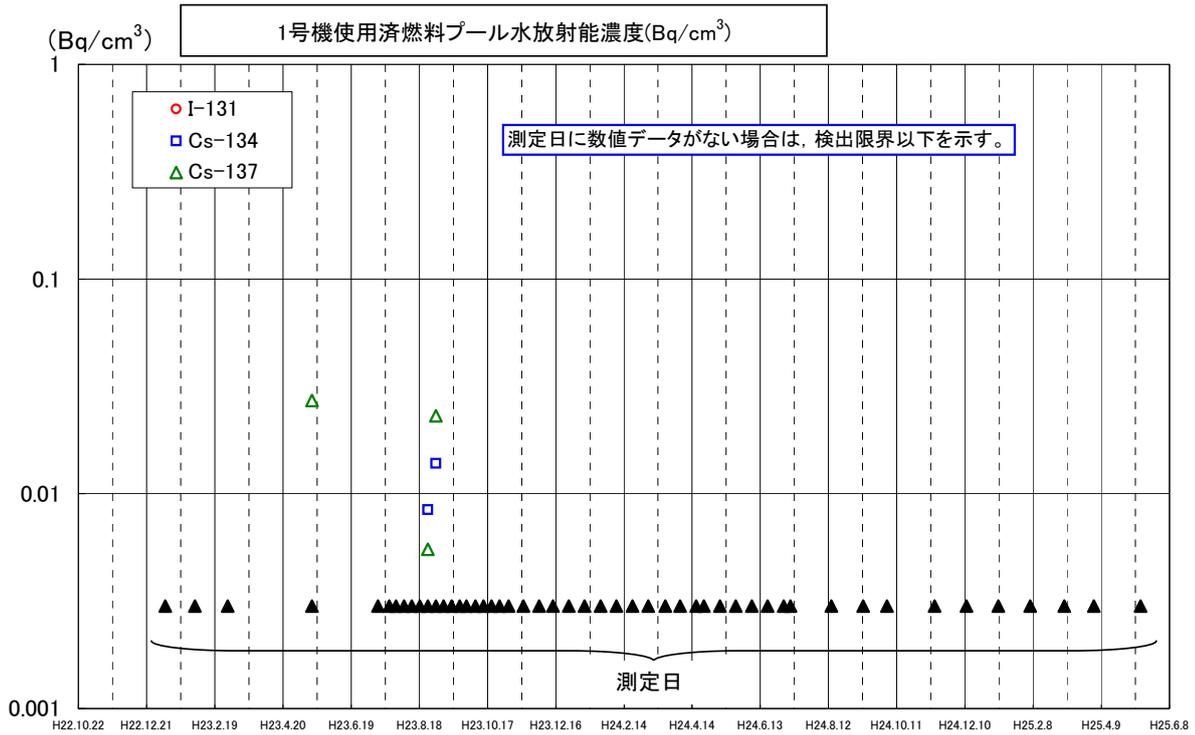
原子炉水サンプリング結果(2号機)



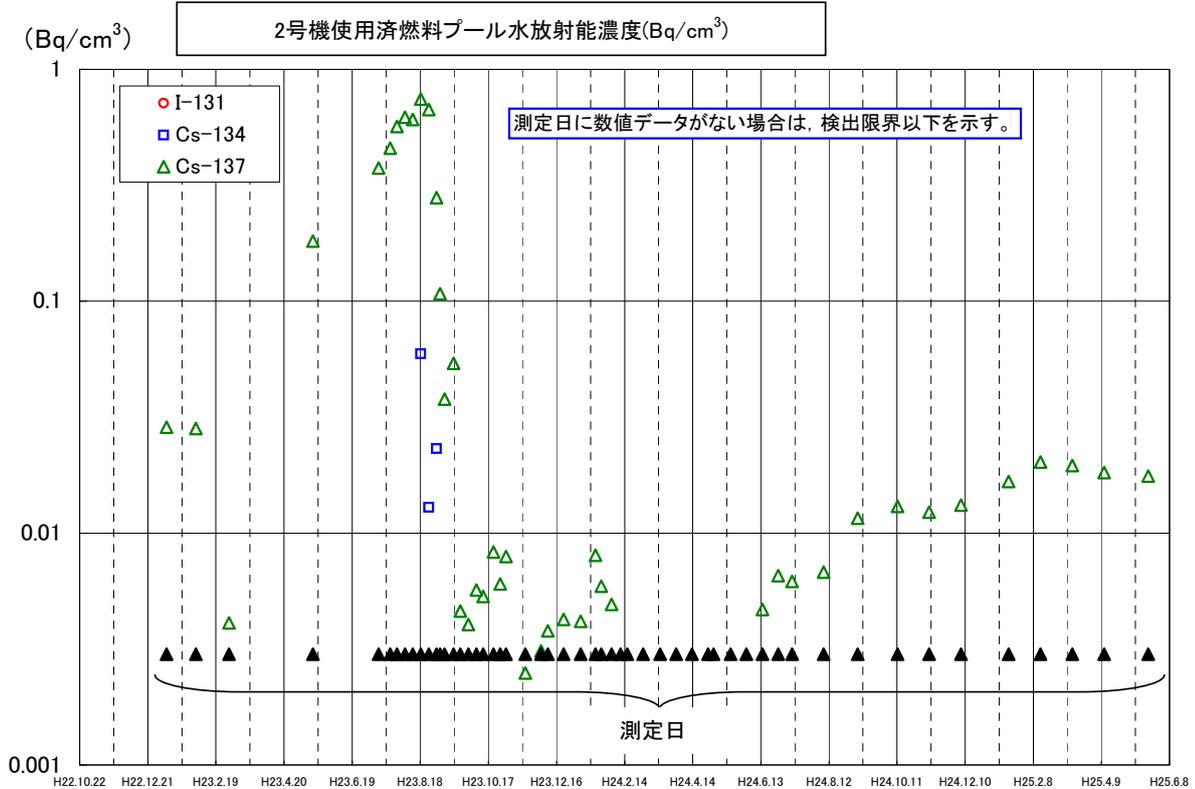
原子炉水サンプリング結果(3号機)



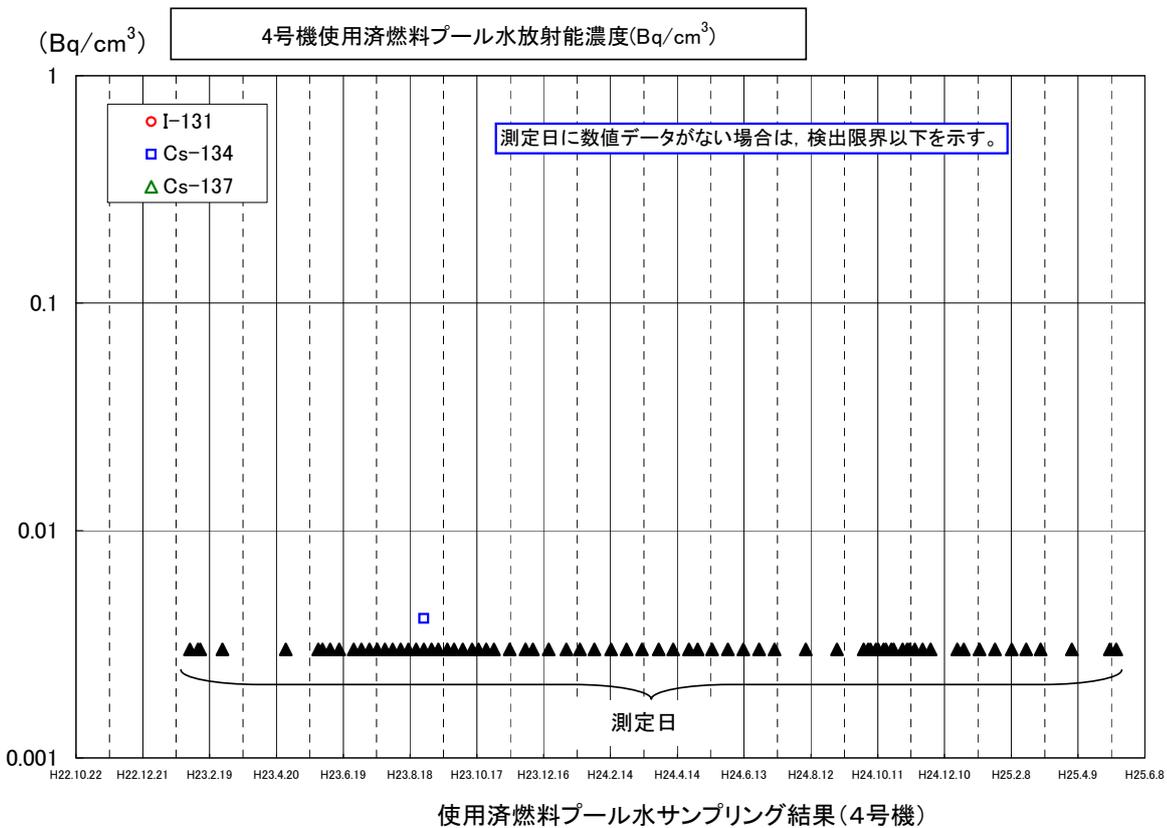
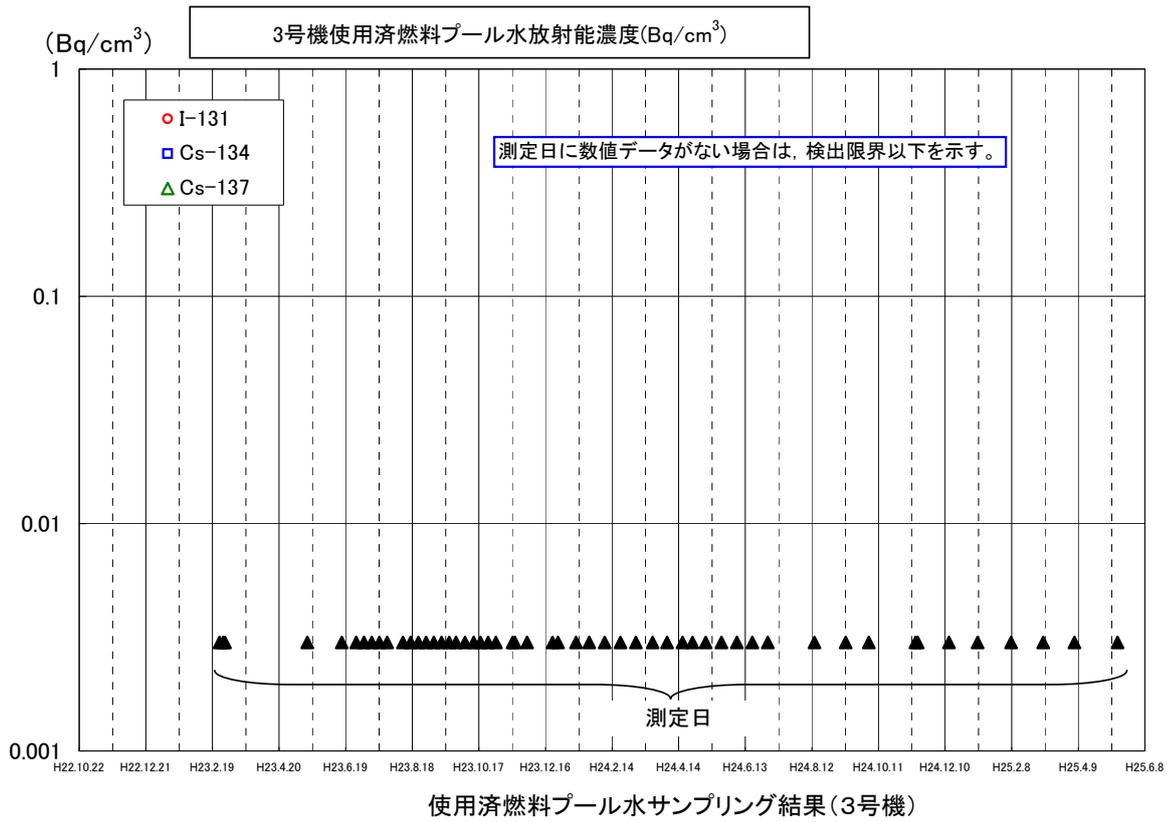
原子炉水サンプリング結果(4号機)



使用済燃料プール水サンプリング結果(1号機)



使用済燃料プール水サンプリング結果(2号機)



「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な
管理等について」の対応方針【施設への影響】
健全性評価報告書

平成28年5月

東京電力ホールディングス株式会社

福島第二原子力発電所

目 次

1. はじめに	6 4
2. 健全性影響評価	6 4
2. 1 評価対象系統の抽出結果（ステップⅠ）	6 4
2. 2 健全性評価（ステップⅡ）	6 5
2. 3 健全性評価結果（ステップⅡ）	6 5
3. 解析等による健全性影響評価	6 6
3. 1 原子炉格納容器内コンクリート構造物の温度影響による健全性影響評価	6 6
4. 添付	6 6

1. はじめに

福島第二原子力発電所は、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被災し、内閣総理大臣により原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」という。）第 15 条第 2 項の規定に基づく「原子力緊急事態宣言」が発出され、その後平成 23 年 12 月 26 日に同条第 4 項の規定に基づく「原子力緊急事態解除宣言」が発出された。

「原子力緊急事態解除宣言」の発出に際して原子力安全委員会から出された意見を踏まえ、平成 24 年 1 月 11 日、原子力安全・保安院から指示文書「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な管理等について」が発出された。

本書は、原子力安全・保安院から指示事項の 4 項目の指示の内 4 つ目の、施設に対する影響評価（以下、「影響評価」という。）について、『「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な管理等について」の対応方針【施設への影響】に対する計画書』（改訂 8）（以下、「計画書」という。）に従って終了したことから、その内容報告を行うものである。

なお、本影響評価については平成 25 年 6 月 5 日に報告を行ったが、その後評価内容の一部に誤りが確認されたため、是正措置をとった上で評価内容を再確認し、再評価を行い、補正した上で再度報告するものである。

上記の通り、本影響評価については再評価を行い平成 27 年 9 月 4 日に報告を行ったが、その後再評価に用いた設備図書の一部に誤りが確認された。そのため、再評価に用いた設備図書の適切性確認及び改訂をした上で、再評価結果への影響を確認し、その結果を再度報告するものである。

《原子力安全・保安院から指示事項》

- (1) 福島第二原子力発電所の一部については、仮設設備となっており、これらの設備について適切な維持管理を行うこと。また、計画的に仮設設備の依存度を下げること。
- (2) 残留熱除去系の一部等の安全設備が復旧していないことから、それらが復旧するまでの間、状況に応じて適切な維持管理を行うこと。また、自然災害等に備えて、更なる安全確保に万全を期すこと。
- (3) 作業員の安全を含め安全管理を徹底すること。
- (4) 冷温停止に至るまでに、通常時とは異なる圧力・温度等の履歴があったことを踏まえ、施設に対するこれらの影響を検討すること。

2. 健全性影響評価

2. 1 評価対象系統の抽出結果（ステップ I）

評価対象系統の抽出については、計画書に基づき以下の機能喪失の影響を受けた系統について抽出を行い、抽出した結果の系統数を表 1 に示す。

① 原子炉除熱機能喪失

- ② 圧力抑制機能喪失
- ③ 使用済燃料プール冷却機能喪失

表 1 各号機評価対象抽出結果（系統数）

	1号機	2号機	3号機	4号機
評価対象系統抽出数	59	60	32	62

2. 2 健全性評価（ステップⅡ）

健全性評価は、添付ー1に示すステップⅡ評価フローに従い設備毎の確認結果および判断基準に基づき評価を実施した。

（1）機械設備

熱による影響については、要求される機能毎に部位展開し、影響が想定される事象を選定した上で文献・研究成果等を参照し、使用材料毎に影響が懸念される事象に対して評価する。また、圧力、蒸発水等に対する影響については、変形、発錆等の外観上の影響について評価する。

（2）電気・計装設備

熱、蒸発水等による影響については、絶縁特性が低下または特性が変化するという影響が発生することから、絶縁特性低下および特性変化について確認し、評価する。

（3）格納容器内コンクリート設備

熱による影響について、格納容器内の測定データに基づく温度分布解析等を踏まえ、既往文献等の知見から設備に影響がないことを確認し、評価する。

なお、各設備機器において、影響が懸念される事象がなく、評価項目が抽出されない機器についても、念のため、外観点検等により機器の健全性を確認する。

2. 3 健全性評価結果（ステップⅡ）

設備毎の確認結果および判断基準に基づき評価を実施し、各設備機器の健全性に問題ないことを確認した。

なお、温度影響を受けた原子炉格納容器内コンクリート構造物については、温度変化に係わる解析評価等が必要と判断し、この結果を踏まえ健全性に問題ないことを確認した。

号機別の健全性評価結果を表2に、各号機の系統別の評価結果については添付ー2に示す。

また、温度影響を受けた原子炉格納容器内コンクリート構造物の評価については、3. 解析等による健全性評価にて詳細の結果を示す。

表2 1～4号機評価結果

	評価系統数			評価結果
	機械設備*1	電気設備	計装設備	
1号機	11	1	8	良
2号機	8	1	6	良
3号機	0	3	5	良
4号機	10	1	7	良

*1：コンクリート設備を含む

3. 解析等による健全性影響評価

3. 1 原子炉格納容器内コンクリート構造物の温度影響による健全性影響評価

3. 1. 1 評価方法

原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマット（以下、「基礎マット」という。）および原子炉本体基礎（以下、「RPVペDESTAL」という。）に対して、温度実測値に基づく温度分布解析を行い、コンクリート温度の上昇傾向を推定し、既往文献と照査することにより健全性を確認する。

3. 1. 2 評価対象

1号機は、2号機および4号機と炉型等が異なるため、評価対象プラントとする。また、2号機および4号機は、同一メーカー同型炉かつ基礎マットの厚さも同じであることから解析条件が同一となるため、サプレッションプール水温が最高使用温度（104℃）を超えた期間の長い4号機を代表モデルとする。

従って、評価対象プラントは、1号機および4号機とする。

3. 1. 3 評価結果

1号機および4号機を対象として、温度実測値に基づく温度分布解析を実施し、コンクリート温度の上昇傾向を推定した。

解析結果を既往文献と照査した結果、水温上昇がコンクリートの特性に及ぼす影響は小さく、サプレッションプール水温が地震後に一時的に最高使用温度を超過した事象に対し、基礎マットおよびRPVペDESTALの健全性に問題がないことを確認した。評価の詳細については添付-3に示す。

4. 添付

添付-1 ステップⅡ評価フロー

添付-2 2F-1 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

2F-2 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

2F-3 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

2F-4 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

添付-3 原子炉格納容器内コンクリート構造物の温度影響による健全性影響評価

添付-4 復旧計画書に係る実施状況報告の健全性評価における再評価結果

添付-5 復旧計画書に係る実施状況報告の健全性評価における再評価結果の補正

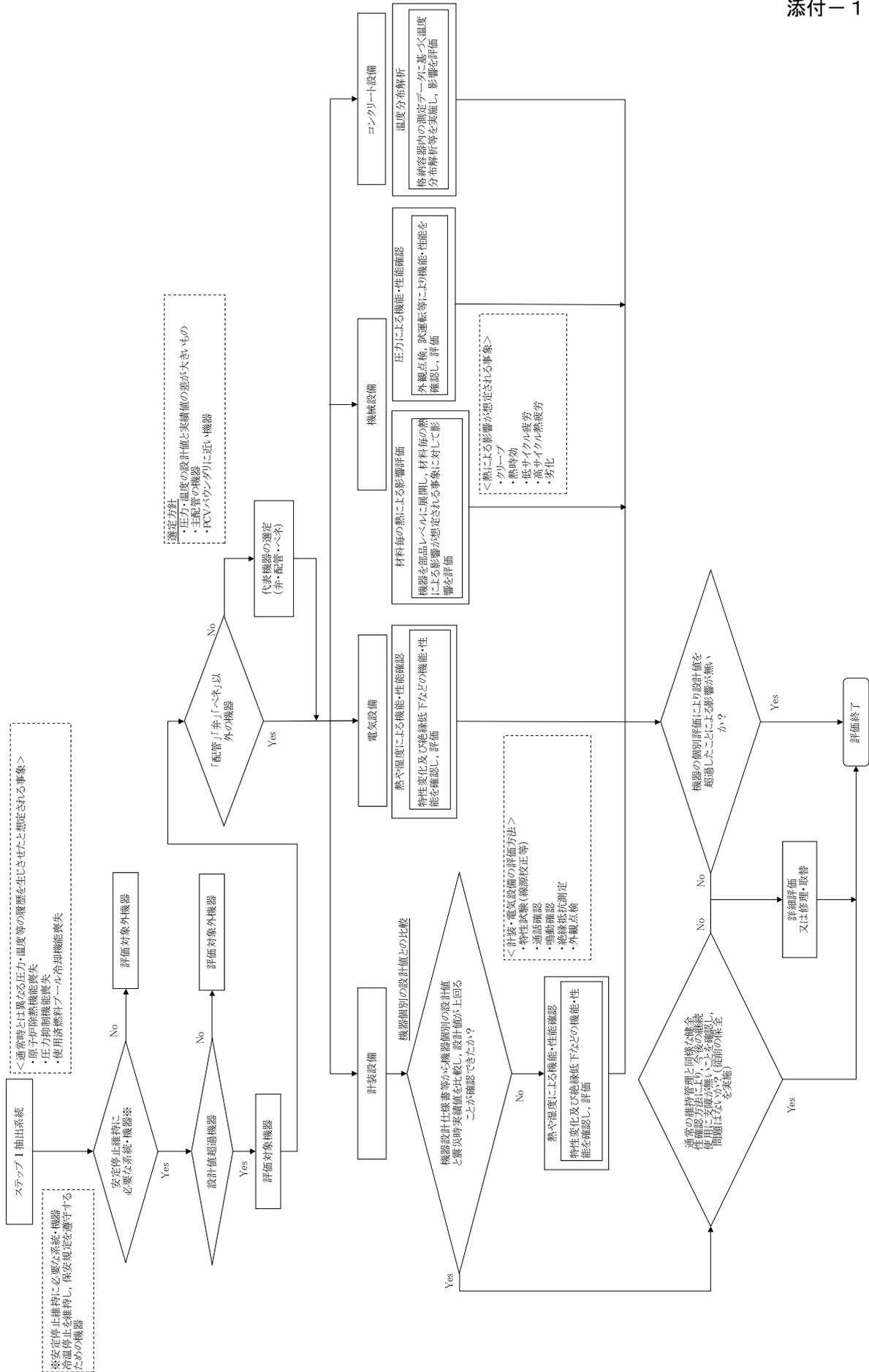


図 ステップ II 評価フロー

2 F-1 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統区分 系統番号	ステップⅠ				ステップⅡ				影響評価№○	備考			
	原子炉除熱機能喪失		圧力抑制機能喪失		使用済燃料プール冷却機能喪失		機器点検評価結果						
	原子炉冷却材圧力バウンダリシステム	原子炉冷却材圧力バウンダリ内に設置システム	POVバウンダリシステム	POVバウンダリ内に設置システム	燃料プール関係	燃料プール関係以外に設置R/661に設置	機械設備	電気設備			計装設備		
P47	廃棄物処理補給冷却系及び海水系(RW1・2号共通設備)												
P48	残留熱除去冷却系(含む海水系)												
P49	高圧炉心スプレイト補給冷却系及び海水系												
P51	所内用圧縮空気系		有		有								2F-1-38
P52	計装用圧縮空気系		有		有								2F-1-39
P53	廃棄物処理建屋圧縮空気系(RW1・2号共通設備)												
P54	高圧用圧縮空気系												
P61	加熱蒸気及び戻り系												
P61	加熱蒸気及び戻り系												
P62	補助ボイラ												
P71	非グラウンド絶縁漏洩処理系		有		有								2F-1-40
P91	水素注入系												
P92	凝結止設備												
P94	酸化チタン												
R11	所内変圧器												
R13	相分離母線												
R21	相非分割母線												
R22	メタルクラッシュスイッチギア												
R23	パワーセンター												
R24	モーターコントロールセンター												
R31	ケーブル及び電線		有		有								2F-1-41
R33	電線管及びケーブル・トレイ		有		有								2F-1-42
R34	接地線		有		有								2F-1-43
R35	ケーブルベネトレーション												2F-1-44
R42	直流電源設備												
R43	非常用ディーゼル発電設備												
R44	HPCSタイマーセル発電設備												
R45	原子炉緊急停止系(RPS-MGセット)												
R46	プラントバイタル電源設備(計算機用舎)												
R47	計装用電源設備												
R51	計装設備												
R52	照明設備(電灯舎電線舎)												
S11	主変圧器												
S17	起動変圧器(1・2号共通設備)												
S21	500kV開閉所設備												
S22	66kV開閉所設備												
S23	66kV開閉所設備												
S31	送電線設備												
S32	送電線設備(1~4号共通設備)												
T23	原子炉格納容器(原子炉格納容器漏洩試験設備舎)												
I46	非常用ガス処理系												
I47	ドライウエル冷却系												
I48	不活性ガス系(燃素ガス供給設備舎)												
I49	可燃性ガス濃度制御系												
I00	緊急時対策室												
I01	緊急安全対策系												
I02	緊急安全対策補助機械材系												
I03	クレーン及びボイス												
I02	エレベーター												
I04	換気空調系(1・2号廃棄物処理建屋)												

2 F-1 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統番号	系統区分	ステップⅠ				ステップⅡ				影響評価No.	備考				
		原子炉冷却材圧力バウンダリシステム	原子炉冷却材圧力バウンダリ内に設置系統	圧力抑制機能喪失 PCV バウンダリ系統	PCV バウンダリ内に設置系統	使用済燃料プール冷却機能喪失 燃料プール間係 R/B6Fに設置	燃料プール間係 R/B6Fに設置	判定 ステップⅠが ひとつでも「有」の 場合対象	冷凍停止 維持設備			機械設備	電気設備	計装設備	
U4	換気空調系 (06換気空調系)														
U41	換気空調系 (コントロール建屋電気品室)														
U41	換気空調系 (サーベイス建屋)														
U41	換気空調系 (タービン建屋・タービン建屋オパフロ)														
U41	換気空調系 (チャコール建屋)														
U41	換気空調系 (モニタ建屋)														
U41	換気空調系 (ローカル空調系)														
U41	換気空調系 (中央制御室)														
U41	換気空調系 (冷凍機冷水系)														
U41	換気空調系 (原子炉建屋付風機)														
U41	換気空調系 (原子炉建屋)														
U41	換気空調系 (熱交換器建屋)														
U41	換気空調系 (排気装置用冷却水系)														
U42	給排水系														
U43	排水系														
U43	建屋内排水系														
U46	床漏洩検出系														
U63	非放射性トレン移送系														
U71	原子炉建屋														
U72	タービン建屋														
U73	コントロール建屋														
U74	廃棄物処理建屋														
U75	サーベイス建屋														
U76	熱交換器建屋														
U77	チャコール建屋														
U78	固体廃棄物貯蔵庫														
U79	補助建屋 (補助ボイラ建屋、ランドリー建屋、機械工他)														
W11	取水設備														
W12	取水口及び放水口														
W31	コントロールレーン														
W41	取水口電源設備 (1・2号共通設備)														
Y25	物構場及び54号頭														
Y32	排気筒														
X42	所内用水系														
X46	埋設電気防蝕設備														
X47	気象観測設備														
Y52	各種防振及び移送系														
Y53	各種液貯蔵及び移送系														
Y63	塵外舞トレン系														
Y72	ケーブルダクト														
Y81	種内配電設備														
Y82	種内通信設備														
Y87	種内電源設備														
Y99	コンボイ設備														
Z12	防護施設														

2 F-2 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統 番号	系統区分	ステップⅠ				ステップⅡ				影響評価No.	備考		
		原子炉除熱機能喪失		圧力抑制機能喪失		使用済燃料プール冷却機能喪失		機器点検評価結果					
		原子炉冷却材 圧力バウンダリ 系統	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 内に設置系統	PCV バウンダリ系統	PCV バウンダリ内に 設置系統	燃料プール関係 R/B6Bに設置	燃料プール関係 R/B6Bに設置	機械設備	電気設備			計装設備	
G52	海水脱塩装置												
G61	サブプレッションプール排水系												
G71	タンクベント処理系												
H13	中央制御室制御線												
H22	現場器及びラック												
H25	現場操作櫃												
J11	燃料												
N11	タービン主蒸気系及び補助蒸気系												
N21	復水器空気抽出系												
N21	復水器												
N21	給水系												
N22	給水系												
N31	熱媒ドレン及びベント系												
N32	主タビシ(ターニングギヤ含)												
N32	タービン制御系												
N33	タービンプラント蒸気系												
N34	潤滑油系(主タービン)												
N35	油分分離器												
N36	抽気系												
N37	タービンバイパス系												
N38	原子炉給水ポンプ駆動用タービン(潤滑油系含)												
N41	主発電機												
N42	水素冷却系(N41 炉防炎系含む)												
N43	発電機冷却系												
N44	発電機密封油系												
N51	励磁装置(発電機)												
N61	復水器及び付属品												
N62	気体廃棄物処理系												
N71	循環水系												
N72	復水器連続洗浄装置												
P11	排水補給水系												
P12	再生水補給水系												
P13	復水補給水系												
P15	燃料プール補給水系												
P25	給送設備												
P32	貯蔵タンク												
P32	貯蔵タンク												
P33	燃料採取系												
P41	制御冷却水系(電離鉄イオン供給装置含む)												
P42	原子炉補機冷却系(第一ルーフ)												
P42	原子炉補機冷却系(第二ルーフ)												
P43	タービン補機冷却系												
P44	非常用ディーゼル発電機冷却系												

2 F-2 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統番号	系統区分	ステップⅠ				ステップⅡ				影響評価N.O.	備考			
		原子炉除熱機能喪失		圧力抑制機能喪失		使用済燃料プール冷却機能喪失		判定				機器点検評価結果		
		原子炉冷却材圧力バウンダリシステム	原子炉冷却材圧力バウンダリ内に設置系統	PCVバウンダリ系統	PCVバウンダリ内設置系統	燃料プール関係	燃料プール関係以外で設備がR/80Fに設置	燃料プール関係以外で設備がR/80Fに設置	機器が対象				燃料プール関係以外で設備がR/80Fに設置	
U4	換気空調系 (0G換気空調系)													
U41	換気空調系 (コントロール建屋電気品室)													
U41	換気空調系 (タービン建屋・タービン建屋オベフロ)													
U41	換気空調系 (ローガル空調系)													
U41	換気空調系 (中央制御室)													
U41	換気空調系 (冷凍機冷水系)													
U41	換気空調系 (原子炉建屋付風機)													
U41	換気空調系 (原子炉建屋)													
U41	換気空調系 (熱交換器建屋)													
U41	換気空調系 (環境改善用冷却水系)													
U42	給水系													
U43	消火系													
U43	建屋内排水系 (屋外トレンチ含む)													
U46	圧力抑制水投出系													
U63	非放射体ドレン移送系													
U71	原子炉建屋													
U72	タービン建屋													
U76	熱交換器建屋													
U77	チャコニール建屋													
W11	取水設備													
W12	取水路及び放水路													
W31	ファンローレン													
W25	物揚場及び埠頭													
Y32	排気筒													
Y42	所内用水系													
Y46	埋設物電気防触設備													
Y47	気象観測設備													
Y52	各種液貯蔵及び移送系 (ディーゼル燃料油系)													
Y53	各種液貯蔵及び移送系 (再生薬品系)													
Y63	屋外罐ドレン系													
Y71	配管ダクト													
Y72	ケープダクト													
Y81	構内配電設備													
Y82	構内通信設備													
Y96	コンポスト設備													
Z12	防護施設													

2F-3 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統番号	系統区分	ステップI			ステップII			影響評価No	備考	
		原子炉除熱機能喪失	圧力抑制機能喪失	使用済燃料プール冷却機能喪失	判定	冷温停止維持設備	機器点検評価結果			
		燃料プール間低	燃料プール間低 R/B6FLに設置	燃料プール間低 以外で設備が R/B6FLに設置	燃料プール間低 以外で設備が R/B6FLに設置	有	有	機械設備	電気設備	計装設備
B13	原子炉構成機器									
B22	原子炉系 (主蒸気系、給水系)									
B25	冷却貯蔵循環系									
B35	制御駆動系									
C12	制御駆動系									
C13	制御位置指示系 (R/IS)									
C15	制御位置指示系 (R/OS)									
C34	原子炉給水制御系									
C41	原子炉給水注入系									
C51	中核子計装系 (PRM)									
C51	中核子計装系 (RBM)									
C51	中核子計装系 (RRM)									
C51	中核子計装系 (SRM)									
C51	中核子計装系 (TRM)									
C61	中央制御室内原子炉停止装置									
C72	原子炉緊急停止系									
C81	冷却貯蔵循環流量制御系									
C82	自動出力調整系									
C89	プロセス計算機									
C92	R/W計算機									
C93	燃料取扱機用計算機									
C94	CRD自動交換機用計算機									
C96	過渡現象記録解析装置									
C97	重要制御機監視装置									
C98	重要制御機移動装置									
D11	高線種オプガスモニタ									
D17	プロセス放射線モニタ									
D21	エリア放射線モニタ									
D23	格納罐内環境モニタ									
D25	格納罐内環境モニタ									
D26	グレートモニタ									
F12	積算記録系									
F21	低圧短ガスフレイシ									
F22	高圧短ガスフレイシ									
F31	測定用放射線モニタ									
F31	測定用放射線モニタ (監視装置)									
F31	原炉監視用放射線モニタ									
F15	燃料取扱機									
F15	燃料取扱機									
F16	燃料取扱機									
F31	燃料取扱機									
G11	放射線モニタ									
G11	放射線モニタ (R/W号共通設備)									
G12	低濃度廃液系 (R/W号設備)									
G13	高濃度廃液系 (R/W号設備)									
G14	洗滌液系									
G15	除熱液系 (R/W号設備)									
G16	シャワードレン系									
G17	スチームドレン系 (R/W号設備)									
G18	オイルドレン系									

2 F-3 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統番号	系統区分	ステップI		ステップII		影響評価No.	備考
		原子炉除熱機能喪失	圧力抑制機能喪失	使用済燃料プール冷却機能喪失	判定		
		燃料プール関係 R/BBTに設置	燃料プール関係 R/BBTに設置	燃料プール関係 R/BBTに設置	機器設備	電気設備	計装設備
G20	固体廃棄物処理系				対象外		
G21	使用済樹脂系 (RW2号設備)				対象外		
G22	濃縮廃液系				対象外		
G23	固化系				対象外		
G24	凝固体系				対象外		
G33	原子炉冷却材浄化系				対象外		
G41	燃料プール冷却浄化系				対象	対象機器なし	対象機器なし
G51	復水器過熱器				対象外		
G52	復水脱塩装置				対象外		
G61	サプレッションプール水排水系				対象外		
G71	タンクベント処理系 (RW3, 4号共通設備)				対象外		
G81	凝固体後冷却処理設備				対象外		
H13	中央制御室制御設備				対象外		
H14	廃棄物処理制御室制御設備				対象外		
H22	現場制御盤及び計装ラック				対象	対象機器なし	対象機器なし
H25	現場操作盤				対象	対象機器なし	対象機器なし
J11	燃料				対象外		
N11	主蒸気系及び補助蒸気系				対象	対象機器なし	対象機器なし
N21	復水器空気抽出系				対象	対象機器なし	対象機器なし
N21	復水系				対象外		
N21	給水系				対象外		
N22	給水加熱器ドレン及びベント系				対象外		
N31	タービン(ターニングキヤッチ)				対象外		
N32	タービン制御系				対象外		
N33	タービングランド蒸気系				対象外		
N34	タービン潤滑油系				対象外		
N35	潤滑油系				対象外		
N36	抽気系				対象外		
N37	タービンバイパス系				対象外		
N38	原子炉給水ポンプ駆動用蒸気タービン(潤滑油系含)				対象外		
N41	発電機(防炎対策含む)				対象外		
N42	発電機ガス系				対象外		
N43	発電機冷却系				対象外		
N44	発電機密封油系				対象外		
U51	自給装置				対象外		
U61	炉水機				対象外		
U62	気体廃棄物処理系				対象外		
U71	循環水系				対象外		
U72	復水器運送装置				対象	対象機器なし	対象機器なし
P11	炉水補給水系				対象	対象機器なし	対象機器なし
P12	再生水補給水系				対象外		
P13	再生水補給水系 (RW3, 4号共通設備)				対象	対象機器なし	対象機器なし
P14	燃料プール補給水系				対象外		
P24	換気空調補給冷却系				対象	対象機器なし	対象機器なし
P25	換気空調補給冷却系				対象外		
P32	除染注入系				対象外		

2 F-3 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統番号	系統区分	ステップI			ステップII			影響評価No	備考
		原子炉除熱機能喪失	圧力抑制機能喪失	使用済燃料プール冷却機能喪失	判定	冷温停止 維持設備	機器点検評価結果		
		燃料プール関係 R706Eに設置	燃料プール関係 R706Eに設置	燃料プール関係 R706Eに設置	燃料プール関係 R706Eに設置	機器設備	電気設備	計装設備	
P33	資料採取系 (事故後サンプリング設備)				対象外				
P34	燃料採取系				対象外				
P41	補機冷却海水系 (海水蒸気電解酸素供給装置含む)				対象外				
P42	原子炉補機冷却系 (第一中間ループ)				対象外				
P43	原子炉補機冷却系 (第二中間ループ)			有	対象	対象機器なし	対象機器なし	良	2F-3-14
P44	タービン補機冷却系				対象外				
P47	非常用ディーゼル発電機冷却系				対象外				
P48	廃棄物処理機冷却系及び海水系			有	対象	対象機器なし	良		2F-3-15
P49	残留熱除去機冷却系及び海水系			有	対象				2F-3-16
P51	高圧炉心スプレイズ系ディーゼル発電機冷却系 (含海水系)			有	対象				2F-3-17
P52	所内用圧縮空気系				対象外				
P53	廃棄物処理機用圧縮空気系				対象外				
P55	高圧蒸気ガスを供給系				対象外				
P56	加熱蒸気及び給水リキ				対象外				
P61	加熱蒸気及び給水リキ				対象外				
P63	加熱蒸気及び給水リキ (NW3, 4号共通設備)				対象外				
P62	補助ボイラ				対象外				
P71	ボイララント部漏えい処理系				対象外				
P91	水素注入系				対象外				
P92	凍結防止装置				対象外				
P93	貫通扉付非常用集積箱確信確認装置				対象外				
R11	所内変圧器				対象外				
R13	相分離母線				対象外				
R21	相非分割母線				対象外				
R22	メタルクラッドシステムスイッチギア				対象外				
R23	ハワージェンタ				対象外				
R24	モータコントロールセンタ				対象外				
R31	ケーブル及び電線			有	対象	対象機器なし	対象機器なし		2F-3-18
R33	電線管及びケーブル・トレイ			有	対象				2F-3-19
R34	接地線			有	対象				2F-3-20
R35	電氣配線書書部				対象外				
R42	直流電源設備				対象外				
R43	非常用ディーゼル発電機				対象外				
R44	高圧炉心スプレイズ系ディーゼル発電機				対象外				
R45	原子炉緊急停止系電源設備				対象外				
R46	バイタル空流電源設備 (計算機用含む)				対象外				
R47	計測制御用電源設備				対象外				
R51	凍結設備				対象	対象機器なし	良		2F-3-30
R52	照明及び作業用電源設備 (電灯き電盤含む)			有	対象				2F-3-31
S11	主変圧器 (3, 4号共通設備)				対象外				
S12	起動変圧器				対象外				
S22	閉閉所設備				対象外				
S23	凍結防止設備				対象外				
T23	原子炉格納容器				対象外				
T25	原子炉格納容器漏えい試験設備				対象外				
T46	非常用ガス処理系			有	対象	対象機器なし	対象機器なし	良	2F-3-32
T47	ドライウェル冷却系				対象外				

2 F-3 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統番号	系統区分	ステップI			ステップII			影響評価No.	備考					
		原子炉除熱機能喪失	圧力抑制機能喪失	使用済燃料プール冷却機能喪失	判定	冷温停止維持設備	機器点検評価結果							
		燃料プール関係	燃料プール関係	燃料プール関係 R/B6E1に設置	ステップIが ひとつでも「有」の 場合対象	対象設備	機械設備			電気設備	計装設備			
U48	不活性ガス系						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U49	可燃性ガス濃度抑制系						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U31	クレーン及びホイス						対象	対象外	—	—	—	—	—	2F-3-21
U32	エレベータ						対象	対象外	—	—	—	—	—	2F-3-22
U41	換気空調系 (06換気空調系)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U41	換気空調系 (コントロール建屋電気品室)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U41	換気空調系 (サービス建屋)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U41	換気空調系 (タービン建屋・タービン建屋付風機)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U41	換気空調系 (ローカル空調系)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U41	換気空調系 (中央制御室)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U41	換気空調系 (原子炉建屋付風機)						対象	対象機器なし	対象機器なし	対象機器なし	—	—	—	2F-3-33
U41	換気空調系 (集気機器建屋)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U41	換気空調系 (集気機器建屋)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U42	雑用水系						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U43	消火系						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U45	建屋内排水系						対象	対象機器なし	対象機器なし	対象機器なし	—	—	—	—
U46	床下排水系						対象	対象機器なし	対象機器なし	対象機器なし	—	—	—	—
U63	非放射性トレン移送系						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U71	原子炉建屋						対象	対象機器なし	対象機器なし	対象機器なし	—	—	—	—
U72	タービン建屋						対象	対象機器なし	対象機器なし	対象機器なし	—	—	—	—
U73	コントロール建屋						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U75	サービス建屋						対象外	—	—	—	—	—	—	—
U76	熱交換器建屋						対象外	—	—	—	—	—	—	—
W11	取水設備						対象外	—	—	—	—	—	—	—
W12	取水路及び放水路						対象外	—	—	—	—	—	—	—
W41	取水口電源設備 (3.4号共通設備)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
Y25	物揚場及び埠頭						対象外	—	—	—	—	—	—	—
Y32	排気筒						対象外	—	—	—	—	—	—	—
Y42	所内用水系						対象外	—	—	—	—	—	—	—
Y46	埋設物電気防範設備						対象外	—	—	—	—	—	—	—
Y52	各種油貯蔵及び移送系 (ダイヤセル燃料油系)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
Y53	各種薬液貯蔵及び移送系 (再生薬品系)						対象外	—	—	—	—	—	—	—
Y63	屋外罐ドレン系						対象外	—	—	—	—	—	—	—
Y71	配管ダクト						対象	対象機器なし	対象機器なし	対象機器なし	—	—	—	—
Y72	ケーブルダクト						対象	対象機器なし	対象機器なし	対象機器なし	—	—	—	—
Y81	構内配電設備						対象外	—	—	—	—	—	—	—
Y82	構内通信設備						対象外	—	—	—	—	—	—	—

2 F-4 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統番号	系統区分	ステップⅠ				ステップⅡ				影響評価№	備考						
		原子炉冷却材圧力バウンダリシステム	原子炉冷却材圧力バウンダリ内に設置系統	圧力抑制機能喪失 PCV バウンダリ系統	PCV バウンダリ内に設置系統	使用済燃料プール冷却機能喪失 燃料プール関係	燃料プール関係以外で設備がR/86Fに設置	判定 ステップⅠがひとつでも「有」の場合対象	冷凍停止維持設備			機械設備	電気設備	計装設備			
B13	原子炉構成機器																
B22	原子炉系(主蒸気系、給水系)	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
B35	冷却材再循環系	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
C12	制御機駆動系(制御機駆動系)	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
C13	制御機位置指示系(RPIS)	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
C15	原子炉手動操作系(RMCS)	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
C34	原子炉給水制御系																
C4	ほう湯水注入系	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
C5	中性子計装系(PNMC)	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
C51	中性子計装系(RRM)	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
C51	中性子計装系(SRAM)	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
C51	中性子計装系(TIP)	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
C61	中央制御室外周子停止装置																
C72	原子炉緊急停止系																
C81	冷却材再循環流量制御系																
C82	自動出力調整系																
C91	プロセス計算機																
C92	IRV計算機																
C93	燃料交換フラットホーム用計算機																
C94	GRD自動交換用計算機																
C96	過渡現象記録装置																
C97	重要補機駆動装置																
C98	重要補機燃料移動装置																
D11	高速度オフガスモニタ系																
D17	プロセス放射線モニタ系																
D21	エリア放射線モニタ系																
D23	格納容器内雰囲気モニタ系																
D25	ダスト放射線モニタ系																
D26	ゲートモニタ																
E12	残留熱除去系	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
E21	低圧炉心スレイ系	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
E22	高圧炉心スレイ系	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
E31	潤滑油系放射線モニタ																
E31	潤滑油系放射線モニタ																
E31	潤滑油系放射線モニタ																
E51	原子炉燃料搬送系(監視装置含む)	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有	有
E51	原子炉燃料搬送系																
F11	燃料取扱機器																
F15	燃料交換機																
F16	燃料貯蔵設備																
F31	燃料貯蔵設備																
G11	放射性トリウム系																
G33	原子炉冷却剂浄化系																
G41	燃料プール冷却浄化系																
G51	種水ろ過装置																
G52	種水ろ過装置																
G61	サブプレッショントリウム系																
G71	タンクベント処理系																

2F-4 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統番号	系統区分	原子炉除熱機能喪失			使用済燃料プール冷却機能喪失			判定	ステップII			影響評価No	備考
		原子炉冷却材圧力ハウンダリ系統	原子炉冷却材圧力ハウンダリ内に設置系統	原子炉冷却材圧力ハウンダリ以外に設置系統	PoVハウンダリ系統	PoVハウンダリ内に設置系統	燃料プール関係		燃料プール関係以外に設置	機械設備	電気設備		
H13	中央制御室制御盤							対象外					
H22	現場制御盤							対象					
H25	現場操作箱						有	対象					
J11	燃料			有				対象外					
M11	タービン主蒸気系及び補助蒸気系							対象					
M21	海水ろ過空気抽出系							対象外					
M21	海水系・復水浄化系							対象外					
M21	海水系							対象外					
M22	給水加熱器ドレン及びベント系			有				対象外					
M31	主ポンプ(タービンシフトヤヤ)							対象外					
M32	タービン制御系							対象外					
M33	タービンブローダウン蒸気系							対象外					
M34	タービン潤滑油系(主タービン)							対象外					
M35	湯水分離器							対象外					
M36	抽気系							対象外					
M37	タービンバイパス系							対象外					
M38	原子炉給水ポンプ駆動用タービン(潤滑油系舎)							対象外					
M41	発電機							対象外					
M42	発電機ガス系							対象外					
M43	発電機冷却系							対象外					
M44	発電機密封油系							対象外					
M51	励磁装置(発電機)							対象外					
M61	海水ろ過							対象外					
M62	劣化廃棄物処理系							対象外					
M71	復水器							対象外					
M72	復水器連続洗浄装置							対象外					
P11	海水ろ過給水系統							対象					
P12	再生水ろ過給水系統							対象外					
P13	復水ろ過給水系統			有				対象					
P14	燃料プール給水系統							対象					
P24	除熱室副補機冷却系							対象外					
P25	除熱設備							対象外					
P32	除熱注入系							対象外					
P33	事故後サンプリング設備							対象外					
P33	原料採取系			有				対象外					
P41	補機冷却海水系(電解鉄イオン供給装置舎)			有				対象					
P42	原子炉補機冷却系(第一中間ループ)							対象					
P42	原子炉補機冷却系(第二中間ループ)							対象					
P44	タービン補機冷却系							対象					
P44	非常用ディーゼル発電設備冷却系							対象外					
P48	廃棄物処理補機冷却系(含海水系)							対象外					
P48	廃棄物除去機補機冷却系(含海水系)							対象					
P49	蒸気圧縮機冷却系(含海水系)							対象					
P51	圧縮機冷却系(含海水系)							対象					
P51	圧縮機冷却系(含海水系)			有				対象外					
P52	圧縮機冷却系			有				対象					
P52	圧縮機冷却系			有				対象外					
P54	高圧蒸気ガス供給系			有				対象					

2 F-4 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統番号	系統区分	ステップⅠ				ステップⅡ				影響評価№	備考			
		原子炉除熱機能喪失		圧力抑制機能喪失		使用済燃料プール冷却機能喪失		機器点検評価結果						
		原子炉冷却材圧力バウンダリシステム	原子炉冷却材圧力バウンダリ内に設置システム	PCVバウンダリシステム	PCVバウンダリ内に設置システム	燃料プール関係R/BGTに設置	燃料プール関係R/BGTに設置	機械設備	電気設備			計装設備		
P61	加熱蒸気系及び加熱蒸気戻り系													
P62	補助ボイラ													
P71	非プラント部漏えい処理系													
P91	水素注入系													
P92	凍結防止設備													
R11	所内変圧器													
R13	相分離母線													
R21	相非分割母線													
R22	メタルクラッドスイッチギア													
R23	パワーセンタ													
R24	モーターコントロールセンター													
R31	ケーブル及びケーブル・トレイ													
R33	電線管及びケーブル・トレイ													
R34	接続箱													
R35	電気設備管理用配線													
R42	直流電源設備													
R43	非常用アイゼンセル発電設備													
R44	高圧炉心スプレッドライナ系アイゼンセル発電設備													
R45	原子炉緊急停止装置電源設備(RPS-MGセット)													
R46	ハイタル交流電源設備													
R47	計測制御用電源設備													
R51	通信設備													
R52	照明及び作業用電源設備													
S11	主要圧器													
S22	開閉所設備													
S23	陸送防災設備													
T23	原子炉格納容器格納容器耐圧漏えい試験設備													
T46	非常用ガス処理系													
I47	ドライウェル冷却系													
I48	不活性ガス系													
I49	可燃性ガス濃度制御系													
U31	クレメンツ及びR-イスト													
U32	エレベータ													
U41	換気空調系 (06換気空調系)													
U41	換気空調系 (コントロール小建屋換気系)													
U41	換気空調系 (コントロール小建屋換気系)													
U41	換気空調系 (チェンバー小建屋)													
U41	換気空調系 (チェンバー小建屋)													
U41	換気空調系 (ローカル空調系)													
U41	換気空調系 (中央制御室)													
U41	換気空調系 (原子炉建屋付風機)													
U41	換気空調系 (原子炉建屋)													
U41	換気空調系 (熱交換器建屋)													
U41	換気空調系 (建屋内冷房装置冷却水系)													
U42	雑用水系													

2 F-4 震災による設計条件超過機器の健全性評価一覧表

系統 番号	系統区分	ステップⅠ				ステップⅡ				影響評価N°	備考			
		原子炉除熱機能喪失		圧力抑制機能喪失		使用済燃料プール冷却機能喪失		機器点検評価結果						
		原子炉冷却材 圧力バウンダリ システム	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 内に設置系統	POV バウンダリ系統	POV バウンダリ内に 設置系統	燃料プール間係 R/BETに設置	燃料プール間係 R/BETに設置	判定	冷温停止 維持設備			機械設備	電気設備	計装設備
U43	消火系												2F-4-52	
U45	建家内排水系												2F-4-53	
U46	床漏えい水後出系													
U63	非放射線ドレン移送系													
U71	原子炉建屋													
U72	タービン建屋													
U73	コントロール建屋													
U76	熱交換器建屋													
W11	取水設備													
W12	取水路及び放水路													
W41	取水口電通設備													
Y25	物構場及び埠頭													
Y32	排気筒													
Y42	排水用水系													
Y46	埋設物電風防塵設備													
Y52	各種油行配及び移送系 (ディーゼル燃料油系)													
Y53	各種薬液貯蔵及び移送系 (厚生薬品系)													
Y63	塵外舞トレン系													
Y71	配管ダクト													
Y72	ケーブルダクト													
Y81	構内配電設備													
Y82	構内通信設備													

原子炉格納容器内コンクリート建造物の温度影響による健全性影響評価

1. 評価概要

1号機、2号機および4号機では、東北地方太平洋沖地震時に発生した津波により、原子炉停止に至る過程において、サプレッションチェンバ（以下、「S/C」という。）のプール水温が、最高使用温度（104℃）を超過した期間があることを確認しており、原子炉格納容器（以下、「PCV」という。）内のコンクリート建造物への影響を検討する。

2. 評価方法

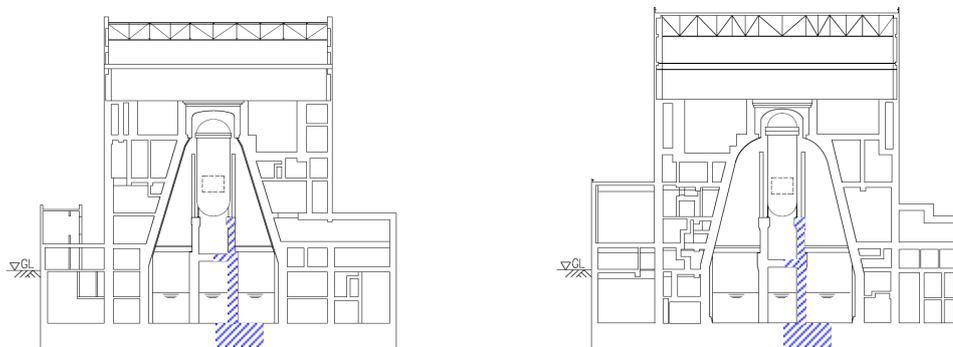
構造体の健全性を評価する場合、構造体を構成する個々の使用材料が劣化を生じるような影響を受けていないことを確認することにより、構造体が設計で想定した健全性を維持していることを評価する。

従って、本検討対象設備であるPCV底部鉄筋コンクリートマット（以下、「基礎マット」という。）および原子炉本体基礎（以下、「RPVペデスタル」という。）に対して、温度実測値に基づく温度分布解析を行い、コンクリート温度の変化を推定し、既往文献と照査することにより健全性を確認する。

3. 評価対象

1号機は、2号機および4号機と炉型等が異なるため、検討対象プラントとする。また、2号機および4号機は、同一メーカー同型炉かつ基礎マットの厚さも同じであることから解析条件が同一となるため、S/Cのプール水温が最高使用温度（104℃）を超過した期間の長い4号機を代表モデルとする。従って、検討対象プラントは、1号機および4号機とする。

図3-1にそれぞれの原子炉建屋の概要図を示す。



1号機 原子炉建屋（BWR MARK-II）

4号機 原子炉建屋（BWR MARK-II改良型）

図3-1 1号機および4号機原子炉建屋の概要図

4. 評価内容

4.1 解析モデル

解析モデルを図 4.1-1 に示す。解析モデルは、RPV 中心を軸心とした 2 次元軸対称モデルとなっている。モデル化の範囲は、基礎マット、RPV ペDESTAL および中間スラブとする。

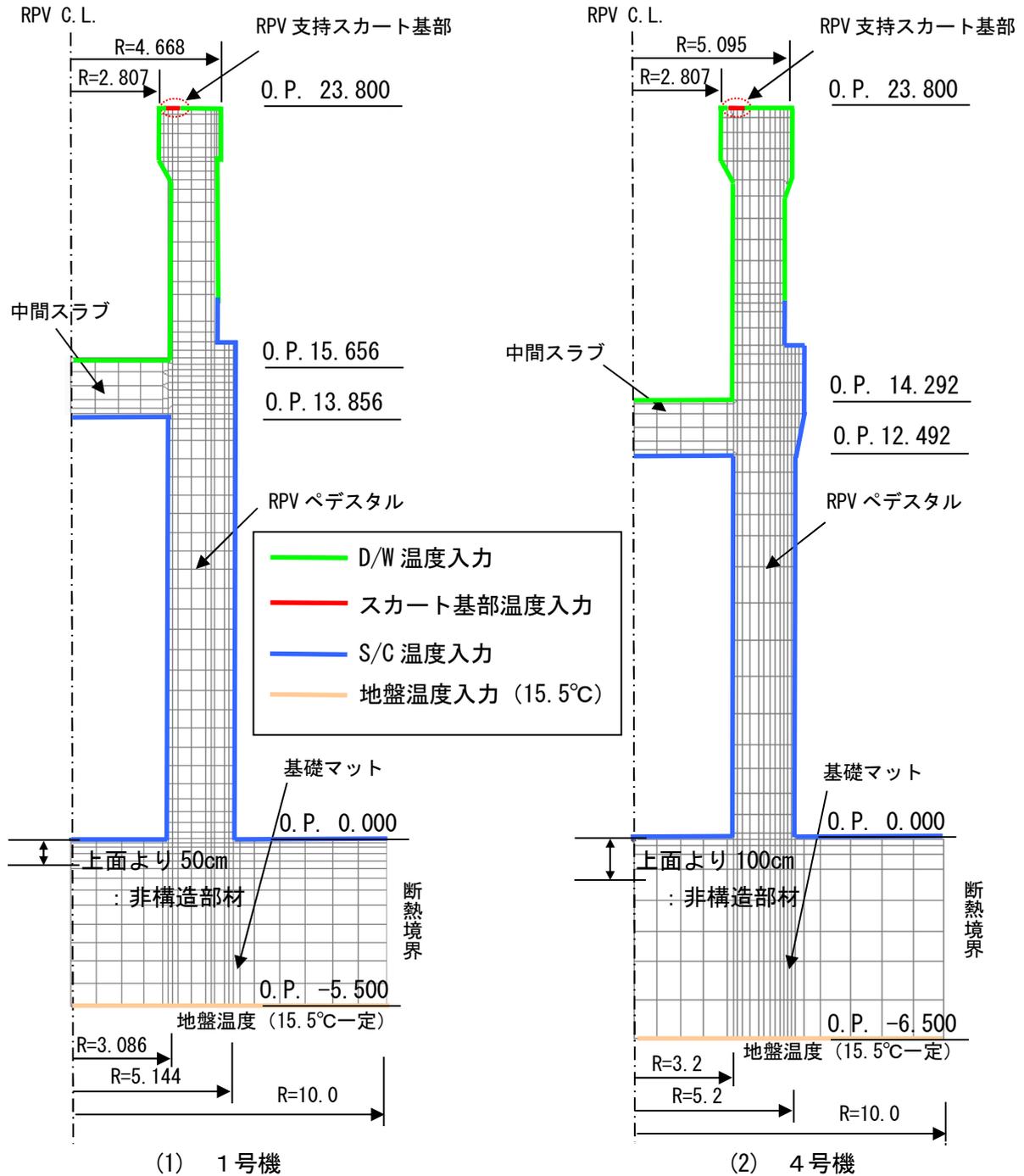


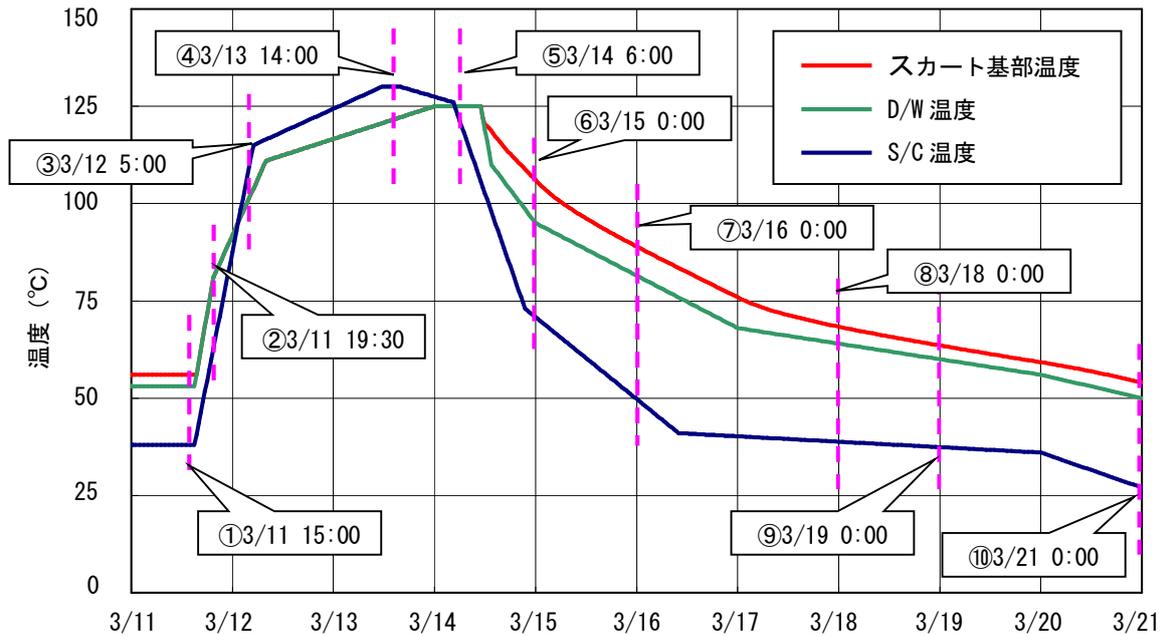
図 4.1-1 解析モデル概要 (単位: m)

4.2 解析用温度条件

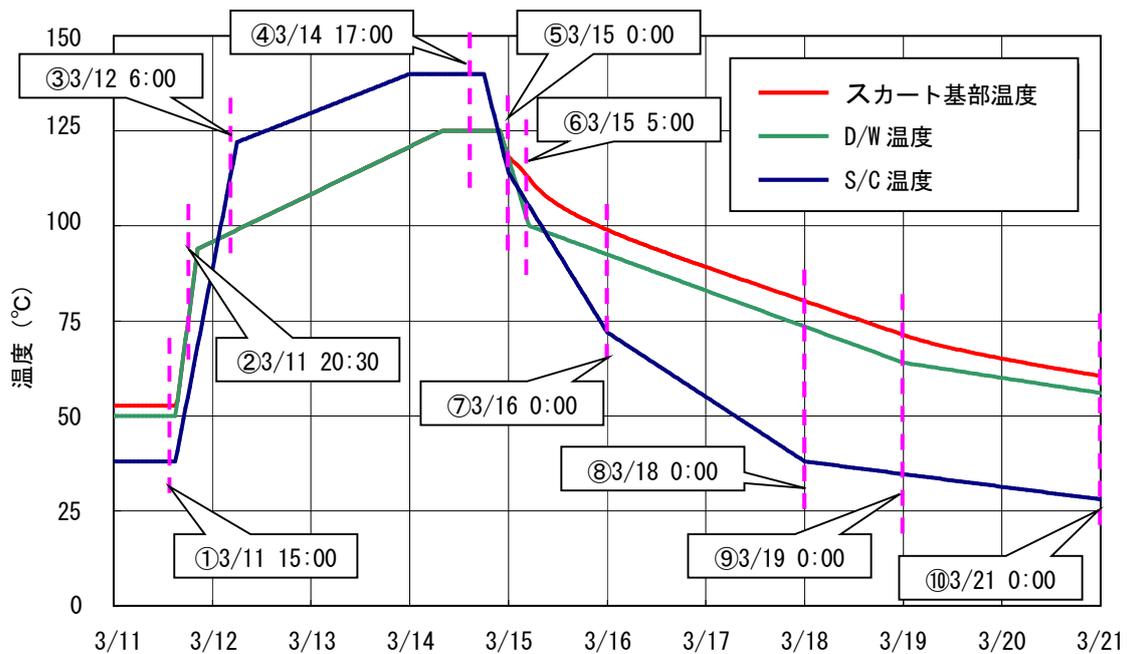
本事象時において計測された温度実測値を用い、実測値を高めめに切り上げた温度トランジェントカーブを設定し、これを温度分布解析の入力条件とする。

温度トランジェントカーブは、それぞれの号機に対して、①RPV 支持スカート基部温度、②D/W 温度、③S/C 温度の三種類とし、4号機解析用温度トランジェントカーブは、2号機および4号機の温度実測値を包絡するように設定する。

図 4.2-1 に解析用温度トランジェントカーブを示す。



(1) 1号機



(2) 4号機

図 4.2-1 解析用温度トランジェントカーブ

4.3 解析結果

(1) 1号機

図 4.3-1 に、代表的な時刻における温度分布コンター図を示す。

S/C 温度入力による基礎マットの温度上昇は、基礎マット上面近傍の限られた範囲にとどまっており、熱の流れは一次元（上面から下面）とみなすことができる。また、RPV ペDESTAL 脚部と基礎マットの接合部の温度上昇は、基礎マットの一般部よりも小さい。

基礎マット上面の最高温度は 130°C、深さ 50cm（非構造部材）では約 75°C、深さ 1m では約 50°C となっており、104°C を上回る範囲は深さ約 15cm、期間は 2 日間程度である。

RPV ペDESTAL 上部（厚さ 146.7cm）表面の最高温度は 125°C、部材中央部では約 90°C となっており、104°C を上回る範囲は深さ約 15cm、期間は 2 日間程度である。

RPV ペDESTAL 下部（厚さ 205.8cm）表面の最高温度は 130°C、部材中央部では約 70°C となっており、104°C を上回る範囲は深さ約 15cm、期間は 2 日間程度である。

表 4-1 に解析結果一覧を示す。

(2) 4号機

図 4.3-2 に、代表的な時刻における温度分布コンター図を示す。

S/C 温度入力による基礎マットの温度上昇は、基礎マット上面近傍の限られた範囲にとどまっており、熱の流れは一次元（上面から下面）とみなすことができる。また、RPV ペDESTAL 脚部と基礎マットの接合部の温度上昇は、基礎マットの一般部よりも小さい。

基礎マット上面の最高温度は約 140°C*、深さ 100cm（非構造部材）では約 55°C、深さ 3m では約 30°C となっており、104°C を上回る範囲は深さ約 20cm、期間は 3 日間程度である。

RPV ペDESTAL 上部（厚さ 165.0cm）表面の最高温度は 125°C、部材中央部では約 90°C となっており、104°C を上回る範囲は深さ約 15cm、期間は 3 日間程度である。

RPV ペDESTAL 下部（厚さ 200.0cm）表面の最高温度は約 140°C*、部材中央部では約 80°C となっており、104°C を上回る範囲は深さ約 15cm、期間は 3 日間程度である。

表 4-1 に解析結果一覧を示す。

表 4-1 1号機および4号機解析結果一覧

号機	場所	部位	表面の最高温度	コンクリート内部で 104°C を上回る期間
1号機	基礎マット	上面	130°C	2日間程度
	RPVペDESTAL	上部	125°C	2日間程度
		下部	130°C	2日間程度
4号機	基礎マット	上面	140°C*	3日間程度
	RPVペDESTAL	上部	125°C	3日間程度
		下部	140°C*	3日間程度

*) 実測値 (139°C) を切り上げた温度

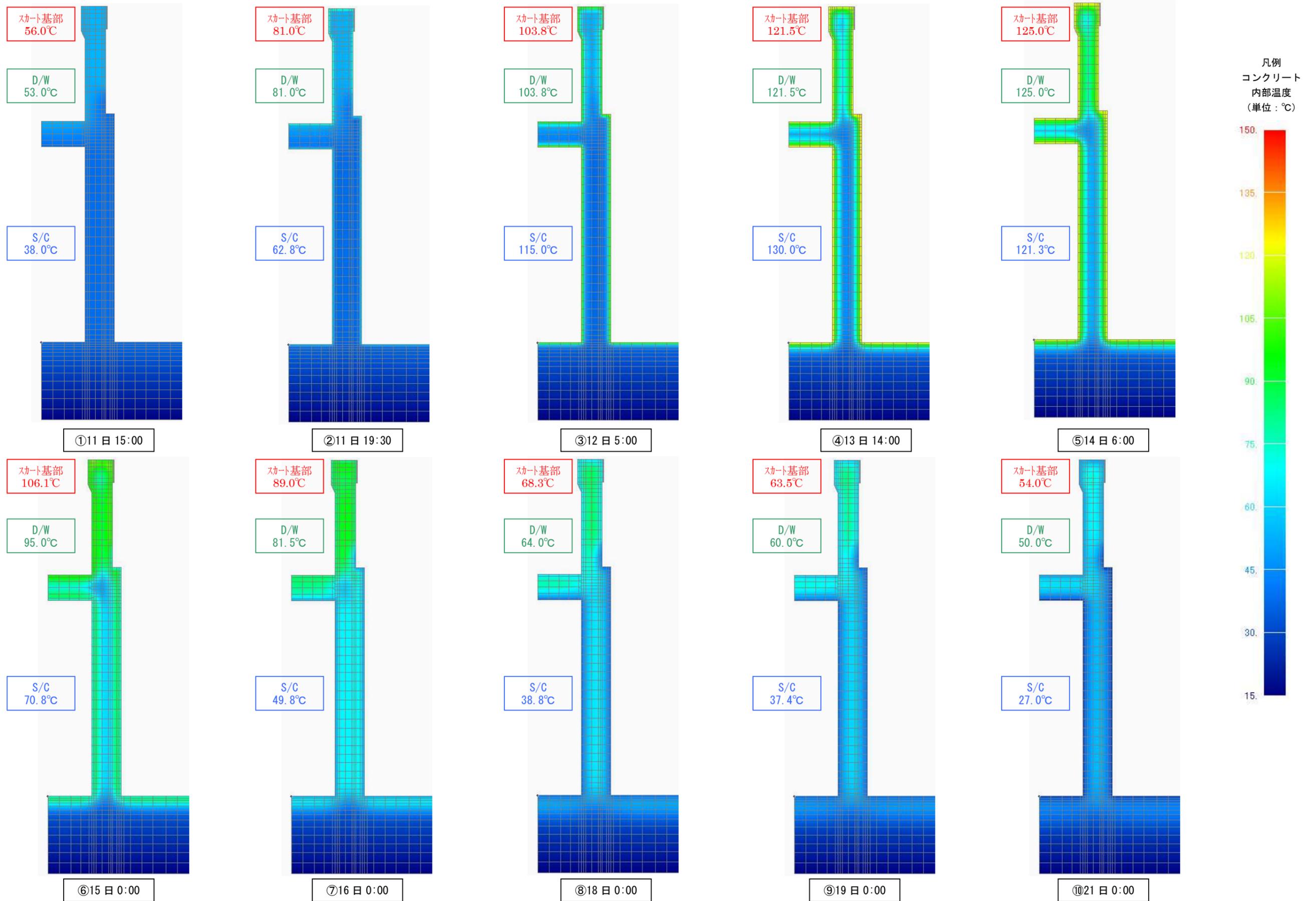


図 4.3-1 代表的な時刻における温度コンター (1号機)

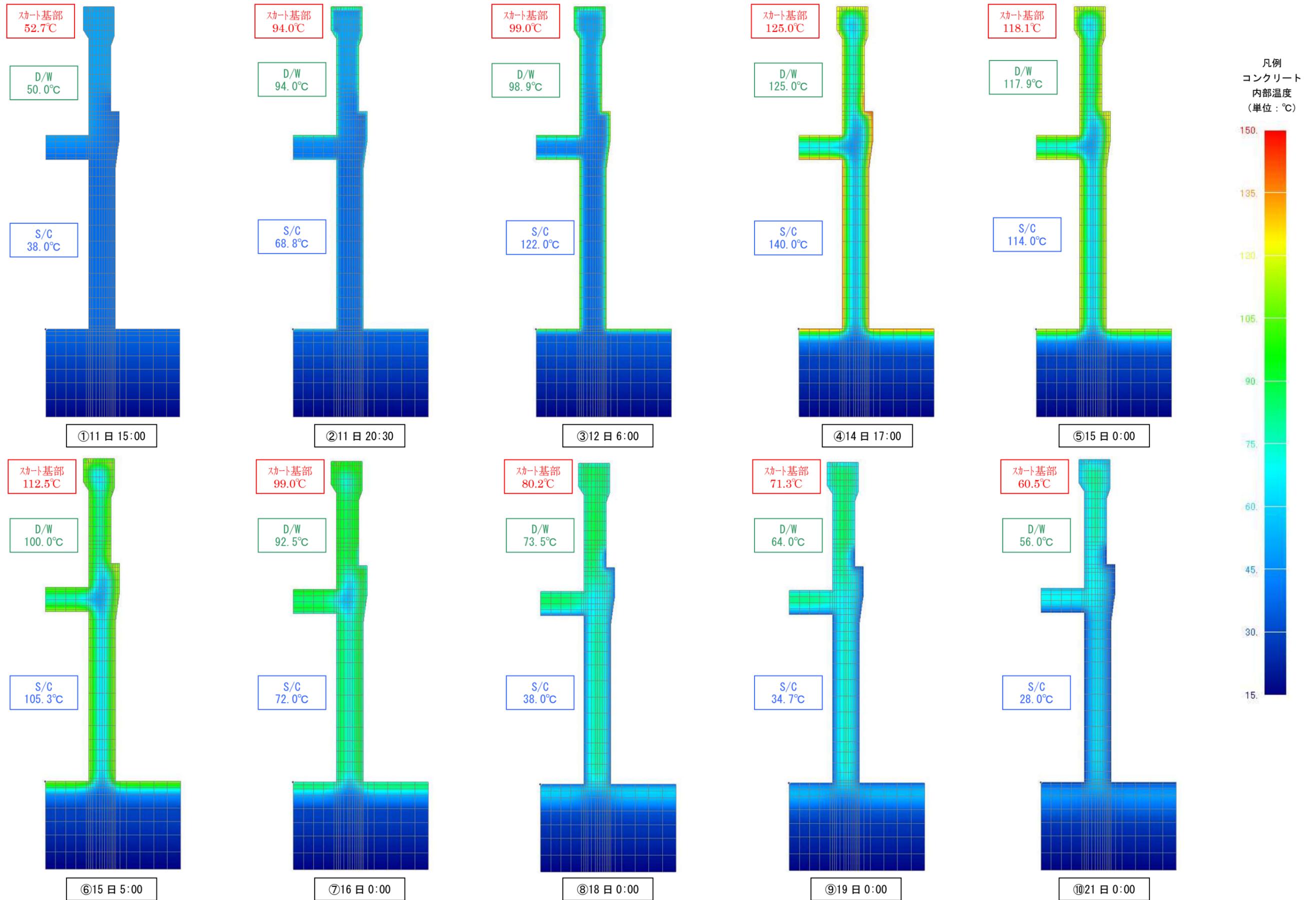


図 4.3-2 代表的な時刻における温度コンター (4号機)

4.4 健全性評価

プール水温の最高温度が約 140℃に及んでいることから、既往文献に基づき健全性を評価する。評価に際しては、基礎マットおよび RPV ペDESTAL のコンクリートの諸条件（使用材料、温度履歴、コンクリート表面が鋼板で覆われている状況等）を総合的に勘案し、高温履歴を受けるコンクリートの強度特性に関する検討の内、同等の条件での検討結果が示されている「川口、高橋¹⁾」および「長尾、中根²⁾」の文献を用いて照査する。

(1) 既往文献概要

川口、高橋らの文献では、原子力発電所施設の設計上の事故時許容最高温度である 175℃の高温を受けたコンクリートの基本的な強度特性が、加熱中ならびに加熱前のコンクリート含有水分量、加熱期間の長さ、さらには粗骨材の種類によって、どのように変化するかを、小型供試体（シリンダー供試体）を用いた基礎的な実験で調査・検討を行っている。

長尾、中根らの文献では、原子力発電所における原子炉周辺の構造体などのマスコンクリートの条件を考慮し、コンクリートの強度特性や熱特性が高温の履歴およびそれに伴う水分の移動によってどのような影響を受けるかを、小型供試体および模擬部材を用いて実験的に考察している。

当該文献によれば、175℃までの小型供試体による加熱試験では、加熱前の養生状態によって若干差異はあるものの、加熱期間が短期間（7日間程度）であれば、加熱時のシール条件に関わらず、強度低下はみられないという結果が報告されている。

また、模擬部材による加熱試験結果は、小型供試体の加熱試験結果に比べて、熱影響が小さいという試験結果が報告されている。

(2) 健全性評価

(1)より、基礎マットおよび RPV ペDESTAL は部材表面において、熱の影響を受けた可能性はあるものの、その期間は短期間であり、既往文献に示される「175℃、7日間」という条件を下回っており、かつ、コンクリート表面は鋼板で覆われていることから、水分逸散も生じないと考えられる。

また、実際の構造体コンクリートは、コンクリートに作用する熱や応力の伝達が小型供試体に比べて緩やかであり、コンクリートの特性変化は、小型供試体の方がクリティカルに現れると考えられることから、設計値温度を超過したことによる影響はないと判断される。

さらに、高温環境下では、コンクリートおよび鉄筋の材料特性が変化し、複合材料である鉄筋コンクリートの挙動に影響を及ぼすことが懸念されるが、コンクリートと鉄筋の熱膨張係数は近似しており、本検討事象におけるコンクリート表面からコンクリート内に埋設された鉄筋への熱伝達傾向は、解析結果から緩やかであると推察されるため、過渡的な熱影響によるコンクリートと鉄筋の熱膨張差に起因する構造的な影響もないと判断される。

5. まとめ

1号機および4号機を対象として、温度実測値に基づく温度分布解析を実施し、コンクリート温度の変化を推定した。

解析結果を既往文献と照査した結果、水温上昇がコンクリートの特性に及ぼす影響は小さく、また、震災後に実施したRPVペデスタル頂部における、コンクリートの外観目視等による現地確認結果も踏まえると、プール水温が地震後に一時的に最高使用温度を超過した事象に対し、PCV内コンクリート構造物の健全性に問題がないことを確認した。

以 上

【文 献】

- 1) 川口徹, 高橋久雄: 高温(175°C)を受けたコンクリートの強度性状
セメント・コンクリート, No. 449, July 1984
- 2) 長尾覚博, 中根淳: 高温履歴を受けるコンクリートの物性に関する実験的研究
日本建築学会構造系論文集, 第457号・1994年3月

復旧計画書に係る実施状況報告の健全性評価における再評価結果

1. はじめに

原子力事業者防災業務計画に基づく復旧計画書に係る実施状況報告における「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な管理等について」の対応方針【施設への影響】健全性評価報告書（平成25年6月5日提出）について、機械設備の代表抽出の過程における不適合が確認されたことから、健全性評価の再確認を実施し、その結果を踏まえて再評価を実施した。

2. 健全性評価の概要

健全性評価の計画については、「冷温停止に至るまでに、通常時と異なる圧力・温度等の履歴があったことを踏まえ、施設に対するこれらの影響」を検討するため、「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な管理等について」の対応方針【施設への影響】に対する計画書」により、ステップ毎（ステップⅠ・Ⅱ）に定めている。

ステップⅠについては、原子炉除熱機能喪失、圧力抑制機能喪失、使用済み燃料プール冷却機能喪失の影響を受けた系統を抽出し、ステップⅡについてはステップⅠで抽出された系統のうち、震災後から燃料取り出しまでの間に定義される安定停止維持に必要な機器を評価対象とした。抽出された個々の評価対象機器に対し、設計仕様の調査、確認項目の抽出、確認方法の決定および判断基準を設定し、評価を実施した。（添付（1）ステップⅡ評価フロー参照）

3. 不適合事象の概要

平成26年9月25日から26日に行われた、原子力規制委員会による健全性評価に係る立入検査対応において、機械設備の評価における配管・弁の代表抽出^{※1}に不備があることを当社が確認した。

※1：配管・弁については震災時の影響が大きかったと考えられる機器を代表機器として選定し、評価を行っている。代表機器の選定にあたっては、各系統において設計値（設計温度・圧力）超過が最も大きい配管・弁およびバウンダリの維持機能、隔離機能の確保という観点から設計値を超過し冷温停止維持に影響を与える度合いが高い配管・弁を選定することとしていた。

当社が確認した誤りは以下の通り。

- (1) 本来、設計値超過が最も大きい機器と冷温停止維持に影響を与える度合いが高い主配管・弁を抽出すべきところ、主配管・弁が抽出されていない。
- (2) 代表になった機器に誤りがあり削除した際に、改めて代表機器が抽出されていない。
- (3) 設計値を見誤ったため設計値超過最大の機器が抽出されていない。
- (4) 設計値の入力を誤ったため本来の設計値超過最大の機器が抽出されていない。

確認された事象について、不適合報告書を起票し、対策を講じることとした。

4. 推定原因

「3. 不適合事象の概要」にて確認された誤りについて要因の抽出を行い、その結果、推定された原因は以下の通り。

(1) 手順の不備（該当する誤り：3. (1)）

設備共通の影響評価要領は定められていたものの、詳細な手順については「震災による設計条件超過機器の健全性評価進捗会議」での方針に基づき関係者間の議論で決定されており、設備毎の詳細な評価要領までは定められていなかった。

(2) チェック体制の不備（該当する誤り：3. (2)～3. (4)）

評価対象機器の抽出や機器設計値の確認等の過程において、チェック体制が不十分であった。

5. 不適合に対する対応

今回の機械設備における不適合は、評価ステップⅠ・Ⅱのうち、ステップⅡにて発生しており、前述の推定原因を踏まえ、電気設備、計装設備を含めた全ての設備について、再確認を実施した。

再確認にあたっては、改めて必要な要員を選任し、設備毎に必要な詳細手順を定め、評価のプロセス・チェック体制を構築して実施した。また、「影響評価要領」・「設備毎の評価要領」、および「再確認手順書」・「設備毎の再確認手順書」を整備し、詳細な確認手順・影響評価手法・手順の妥当性を確認した上で実施した。（添付（2）健全性評価再確認イメージ図参照）

(1) 手順の不備に対する確認結果

a. 適切性の確認

再確認手順書に基づきプロセスの適切性確認を実施し、再整備された影響評価要領が適切に作成されていることを確認した。

b. 試行

上記 a. で適切性の確認された要領に対して、各設備において1系統を選定の上、試行を実施し、要領に不備（不明確な判断手順や参照すべきエビデンスの不足など）の有無を確認した。その結果、一部反映すべき事項が確認されたことから、要領へ反映・改訂を実施した。

(2) チェック体制の不備に対する確認結果

再確認担当者が実施したステップⅡ－1 評価対象機器の抽出、Ⅱ－2 評価対象機器の選定、Ⅱ－3 健全性確認項目の設定、Ⅱ－4 評価内容について、再確認手順書に基づき適切性確認を実施した。

また、実施にあたり、適宜「健全性評価に係る不適合対応者会議^{※2}」を開催し、本不適合の対応状況、実施内容の適切性確認結果等を報告した。

※2：本不適合の対応状況や復旧班にて協議・決定された対応・説明方針等について他班への報告・情報共有、所大に係わる懸案事項の審議等を行うことを目的とした会議

なお、以下については、不適合が確認されたステップⅡと異なる評価ステップであることから、再確認からは除外した。

- a. 評価対象システムの抽出
(ステップⅠ)
- b. 解析などによる健全性影響評価
(ステップⅡのうち、原子炉格納容器内コンクリート構造物の温度影響による健全性影響評価)

6. 再確認結果

評価ステップⅡ－1 評価対象機器の抽出からⅡ－2 評価対象機器の選定、Ⅱ－3 健全性確認項目の設定について再確認し、「3. 不適合事象の概要」にて確認された誤りが是正されていることを確認するとともに、改めて、評価フローおよび手順に基づき実施することにより、本来抽出すべき評価対象機器および影響評価対象を抽出した。

以下に、設備毎の既評価からの影響評価書作成数の増減を示す。

(1) 機械設備

- 新たに評価が追加となったもの 増6件
- 本来、評価対象外の機器を抽出していたため削除したもの 減57件
- 代表機器を見直ししたもの 増18件
- 評価対象機器抽出単位を見直ししたもの 増12件

	1号機	2号機	3号機	4号機	計
既評価	58	43	0	56	157
再確認	45	40	0	51	136

(2) 電気設備

- 新たに評価が追加となったもの 増1件

	1号機	2号機	3号機	4号機	計
既評価	2	2	3	1	8
再確認	2	2	3	2	9

(3) 計装設備

○新たに評価が追加となったもの 増7件

○本来、評価対象外の機器を抽出していたため削除したもの 減3件

	1号機	2号機	3号機	4号機	計
既評価	7	6	7	8	28
再確認	10	7	7	8	32

7. 再確認を踏まえた再評価結果

再確認により影響評価対象として抽出された機器に対する再評価結果は、以下の通り。

ただし、点検要領等を明確に定めて実施した震災以降の点検等により、健全性が確認されている場合は、この結果を影響評価に用いることとし、改めて現場確認を要しないこととした。

(1) 機械設備

a. 熱による影響評価

設計温度超過による影響については、要求される機能毎に部位展開し、影響が想定される事象を選定した上で文献・研究成果等を参照し、使用材料毎に影響が懸念される事象に対して評価を行い、影響がないことを確認した。

また、「影響あり」と評価した機器については現場確認を行った。

さらに、評価対象機器を6つに分類した機種（配管・弁・ファン・ストレーナ・ペネトレーション・サプレッションチェンバ）のうち、影響がないと評価した5機種（ファン以外）について代表を選定し、念のため現場確認を行った。

なお、評価にあたっては、既の実施した影響評価の点検記録や今回新たに実施した現場確認記録を用いた。

b. 圧力による影響評価

設計圧力超過による影響については、個別評価を行い、圧力による影響がないことを確認した。

また、個別評価を行わない機器については現場確認を行った。

なお、評価にあたっては、既の実施した影響評価の点検記録や今回新たに実施した現場確認記録を用いた。

c. 湿分による影響評価

蒸発した水蒸気等（湿分）による影響については、発錆が想定されるが、機能・性能に影響する劣化でないことから対象外とした。

再評価の結果、機器の健全性に問題のないことを確認した。

(2) 電気設備

熱、蒸発した水蒸気等（湿分）による影響については、絶縁特性低下または特性変化といった影響が発生することから、絶縁特性低下および特性変化等について評価を行った。

なお、評価にあたっては、震災以降の設備復旧に伴って実施した点検記録や今回新たに実施した現場確認記録を用いた。

再評価の結果、機器の健全性に問題のないことを確認した。

(3) 計装設備

熱、蒸発した水蒸気等（湿分）による影響については、絶縁特性低下または特性変化といった影響が発生することから、絶縁特性低下および特性変化等について、評価を行った。

なお、評価にあたっては、震災以降の設備復旧に伴って実施した点検記録を用いた。

再評価の結果、機器の健全性に問題のないことを確認した。

8. 品質保証部門による適切性確認

品質保証部門において、第三者的な立場から再確認プロセスで使用する要領や手順書どおりに実施していることを確認した。

9. 提出済み報告書への影響

再確認を踏まえた再評価の結果、機器の健全性に問題は無く、既評価結果に影響が無いことを確認した。

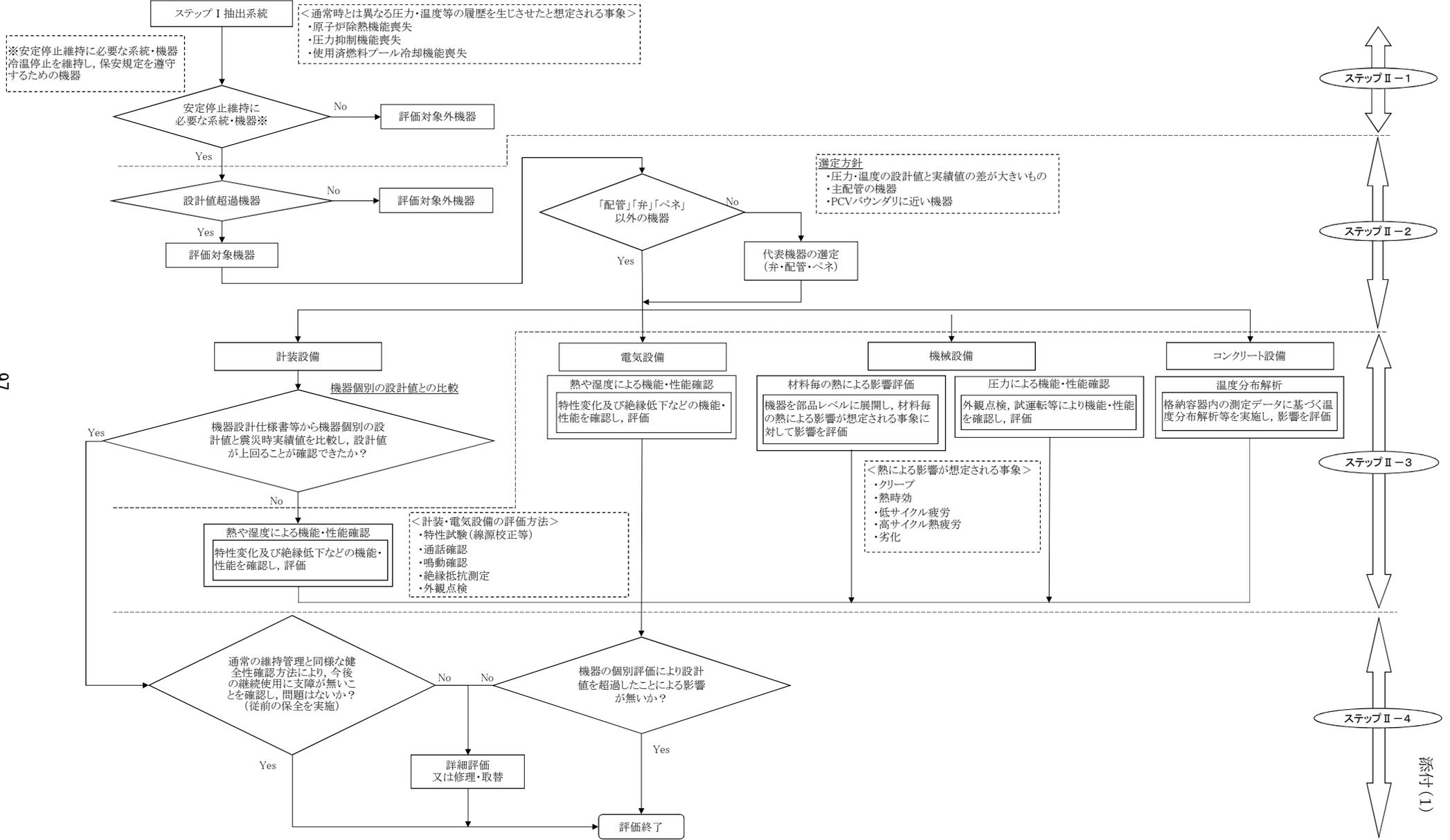
10. 添付

(1) ステップⅡ評価フロー

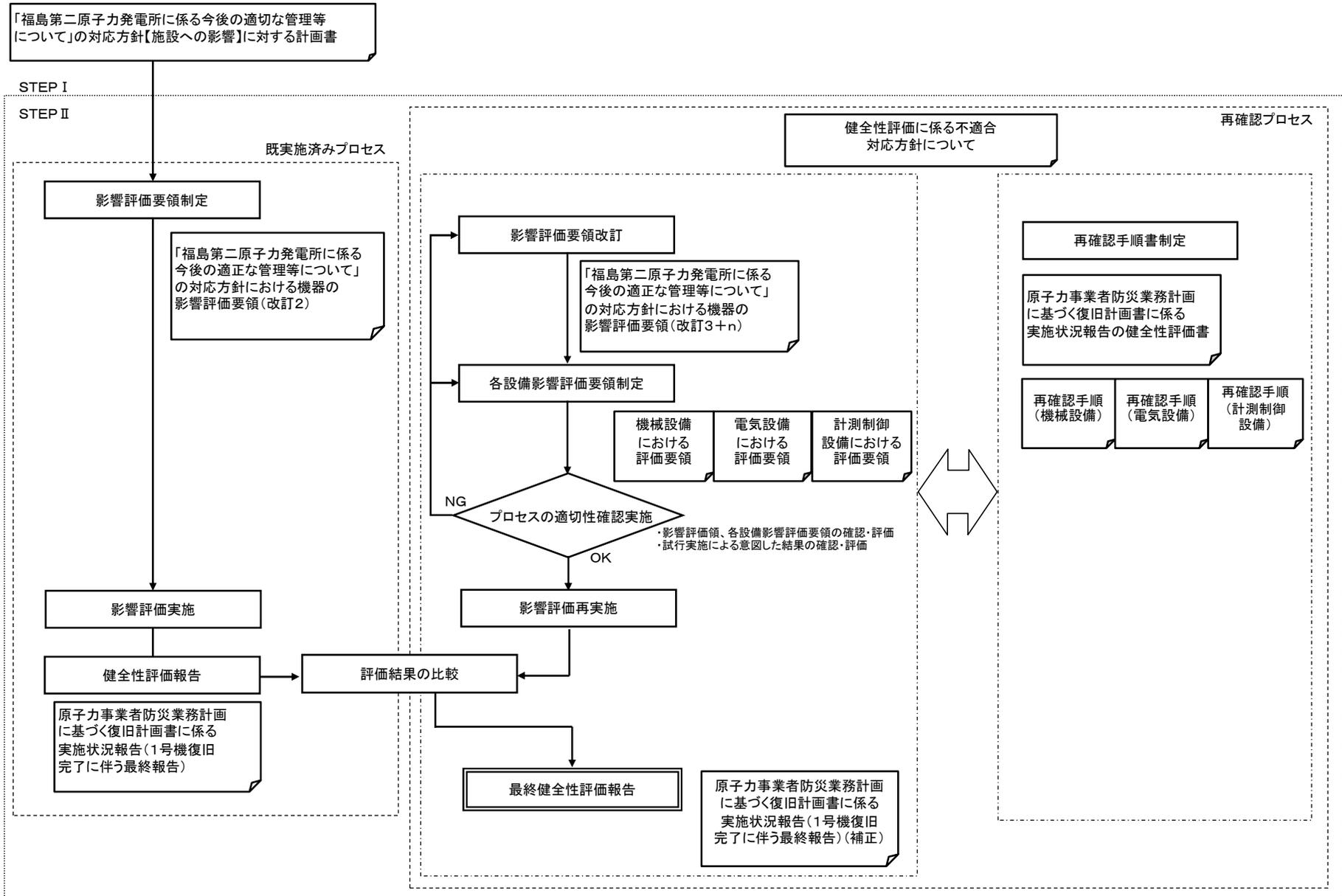
(2) 健全性評価再確認イメージ図

以 上

ステップII評価フロー



健全性評価再確認イメージ図



復旧計画書に係る実施状況報告の 健全性評価における再評価結果の補正

1. はじめに

原子力事業者防災業務計画に基づく復旧計画書に係る実施状況報告における「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な管理等について」の対応方針【施設への影響】健全性評価報告書（平成25年6月5日提出）について、機械設備の代表抽出の過程における不適合が確認されたことから、健全性評価の再確認を実施し、その結果を踏まえて再評価を実施した（以下、再確認・再評価）（添付－4）。しかし、機械設備の再確認・再評価において用いた設備図書に関する不適合が新たに確認されたことから、再確認・再評価に用いた設備図書の妥当性の調査および再評価結果への影響確認を実施した（以下、影響確認）。

2. 不適合事象の概要

平成27年9月24日から25日に行われた、原子力規制委員会による健全性評価に係る立入検査対応において、再確認・再評価に用いた設備図書（配管施工図）について平成12年度に電力自主にて実施したアクシデントマネジメント対策設備設置工事（以下、AM工事）の内容が当該図書に適切に反映されていなかったことを当社が確認したため、不適合報告書を起票し、対策を講じることとした。

また、本不適合の対応として再評価に用いた図書について確認を実施していたところ他の設備図書（配管一覧表）において図書発行当初から誤記があったことが確認された。

3. 原因

「2. 不適合事象の概要」にて確認された誤りについて要因の抽出を行い、その結果、推定された原因は以下の通り。

（1）配管施工図における不備

通常、系統機能の変更を伴う工事は系統設計全体の見直し要否を確認する必要があることから、プラントメーカーにより設計・施工・図書の見直し等を一貫して行っている。

しかし、AM工事においては設計と施工を別会社に分割して調達したため、プラントメーカーの一貫した関与がなく、そのことに関する当社の関与も不十分であった。そのため、系統設計の変更を踏まえた設備図書の見直しが十分に検討されず、当該図書の見直しが適切に行われなかった。

（2）配管一覧表における不備

配管一覧表はプラント建設時にプラントメーカーのシステム設計部署において作成・審査・承認の上、当社へ提出された図書であるが、他部署等の確認を受ける等の十分な確認がされていない状態で当社へ提出された上、当社としても詳細な

内容の確認が十分でなかったことから誤記が発見できなかった。

4. 不適合に対する対応

誤りの確認された配管施工図および配管一覧表以外で今回の再確認・再評価に用いた設備図書における同様の誤りの有無について以下の通り確認を実施した。

(1) 配管施工図における不備に対する確認

プラント運転開始後、系統機能の変更を伴う工事を実施しており、かつプラントメーカーにより系統設計・施工・図書の見直し等を一貫して行っていなかった工事について、健全性評価にて使用した設備図書の調査を実施し、確認された誤りについて設備図書の改訂を行い、その結果を健全性評価に反映した。

(2) 配管一覧表における不備の確認

本評価において用いた配管一覧表の設計値についてプラントメーカーでの確認を行い、確認された誤りについて配管一覧表の改訂を行った上で、その結果を健全性評価に反映した。なお、プラントメーカーにおける配管一覧表の確認状況については、当社による聞き取りおよび現地調査による確認を実施し、調査が適切に行われたことを確認した。

5. 健全性評価への反映および影響評価書作成数について

前項の対応により、健全性評価に用いる設備図書について必要に応じて改訂を行い、健全性評価への影響を確認した。具体的には、再確認・再評価において使用していた設備図書のうち、改訂を行った箇所について健全性評価へ反映を行い、その影響確認を実施した。また、今回の影響確認において、格納容器ペネトレーション及びAM工事に関連した弁の一部が複数の設計値を有する特殊な機器であることが確認されたため、当該機器を評価するための設計値を設備図書から引用する考え方について明確にした上で、その影響確認を実施した。

上記の影響確認の結果、設備毎の再確認・再評価結果からの影響評価書作成数の増減を以下に示す。なお、影響評価書作成数の増減には含まれないが、設計値の訂正による代表機器の変更に伴い評価を見直した影響評価書は3件（1号機：1件、4号機：2件）であった。

(1) 機械設備

- 今回評価が追加となったもの 1件（1号機）
- 今回評価が不要となったもの 3件（2号機：1件、4号機：2件）

	1号機	2号機	3号機	4号機	計
影響評価書 作成数	46(+1)	39(-1)	0	49(-2)	134(-2)

注：表中の（ ）については前回の再評価結果（添付-4）からの増減数を示す

(2) 電気設備
訂正無し。

(3) 計装設備
訂正無し。

6. 機械設備の評価結果について

今回の影響確認において、新たに影響評価対象として抽出された機器に対する評価結果および従来の評価を見直した機器に対する評価結果は、以下の通り。

a. 熱による影響評価

設計温度超過による影響については、要求される機能毎に部位展開し、影響が想定される事象を選定した上で文献・研究成果等を参照し、使用材料毎に影響が懸念される事象に対して評価を行い、影響がないことを確認した。

なお、評価にあたっては、今回新たに熱による影響の代表となった機器について現場確認を実施した。

b. 圧力による影響評価
対象無し。

c. 湿分による影響評価
対象無し。

評価の結果、機器の健全性に問題のないことを確認した。

7. 品質保証部門による適切性確認

品質保証部門において、第三者的な立場から影響確認のプロセスで使用する要領や手順書どおりに実施していることを確認した。

8. 提出済み報告書への影響

今回の再確認を踏まえた評価への影響確認の結果、機器の健全性に問題は無く、再確認・再評価結果（添付－４）に影響が無いことを確認した。

以 上

「福島第二原子力発電所に係る今後の
適切な管理等について」の対応方針
【施設への影響】に対する計画書
改訂 8

平成 2 5 年 3 月
東京電力株式会社
福島第二原子力発電所

目 次

1. はじめに	94
2. 原子力安全・保安院からの指示事項	94
3. 影響評価計画における基本方針	94
4. 影響評価計画の管理体制	95
5. 評価対象システムの抽出計画	95
5.1 評価対象号機	95
5.2 評価対象期間	95
5.3 評価対象システムの抽出	96
6. 影響評価計画	97
6.1 影響評価の対象期間	97
6.2 評価対象機器の整理	97
6.3 評価手順	97
7. 影響評価スケジュール	98
8. 評価を実施する者の力量管理	98
9. 添付	98

1. はじめに

平成 23 年 12 月 26 日、内閣総理大臣により原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」という。）第 15 条第 4 項の規定に基づく「原子力緊急事態解除宣言」が発出された。

その後、「原子力緊急事態解除宣言」の発出に際して原子力安全委員会から出された意見を踏まえ、平成 24 年 1 月 11 日、N I S A 指示文書「福島第二原子力発電所に係る今後の適切な管理等について」が発出された。

当社は原子力災害事後対策を進めるにあたり、平成 24 年 1 月 11 日に受領した N I S A 指示文書を踏まえ、原災法第 27 条に基づき、原子力災害事後対策に関する計画（以下、「復旧計画」という。）を策定し、平成 24 年 1 月 31 日提出した。

本計画書は、N I S A 指示事項の 4 項目の指示の内 4 つ目の、施設に対する影響評価に関する計画（以下、「影響評価計画」という。）を策定し、計画的に影響評価を実施する。

以下にその詳細を記載する。

2. 原子力安全・保安院からの指示事項

- (1) 東京電力株式会社福島第二原子力発電所の一部の設備については、仮設設備となっており、これらの設備について適切に維持管理を行うこと。また、計画的に仮設設備の依存度を下げること。
- (2) 残留熱除去系の一部等の安全設備が復旧していないことから、それらが復旧するまでの間、状況に応じて適切な管理を行うこと。また、自然災害等に備えて、更なる安全確保に万全を期すこと。
- (3) 作業員の安全を含め安全管理に徹底を期すこと。
- (4) 冷温停止にいたるまでに、通常時と異なる圧力・温度等の履歴があったことを踏まえ、施設に対するこれらの影響を検討すること。

3. 影響評価計画における基本方針

N I S A 指示事項（4）に対する施設への影響評価は、「冷温停止維持をより一層確実に実施する」ことであり、これを踏まえ、影響評価計画策定の基本方針を以下の通りとする。

【基本方針】

冷温停止維持をより一層確実に実施するため、以下の考えにより評価対象機器の抽出を行い、影響評価を行う。

○原子炉施設は、通常のプラント停止に加え、想定した事故時においても施設が健全に機能し、安全に冷温停止するよう設計されている。

○しかし、東北地方太平洋沖地震による津波の影響により、安全に冷温停止する機能が損なわれ、原災法第 10 条第 1 項の規定に基づく特定事象（以下、特定

事象という), 原災法第15条第1項の規定に基づく原子力緊急事態該当事象(以下, 該当事象という)に至った1, 2, 4号機については, 設計値(最高使用圧力, 温度等)を超えた設備が確認されている。

○よって, 津波により安全に冷温停止する機能が損なわれたプラントについては, 原子炉除熱機能並びに圧力抑制機能が失われたことにより, 原子炉及び原子炉格納容器バウンダリ設備に温度並びに圧力の影響を与えたことから, 1, 2, 4号機について, 原子炉及び原子炉格納容器バウンダリに係る設備について, 設計仕様を確認し, 設計値を超えた設備については健全性評価を行うこととする。なお, 評価対象とする設備は, より安定的に冷温停止を維持していく観点から, 「冷温停止維持に必要な設備」について影響評価を行うこととする。また, 燃料移動等でプラント状態が変化することにより対象範囲が変化するが, 震災後から燃料取り出しまでの間に定義される範囲が最も広くなり, 安全上重要な機器の機能の健全性を広く確認するため, この範囲を評価対象とする。

○また, 津波により全号機ともに常用系の冷却機能が喪失したことから, 一時, 使用済み燃料プールの冷却機能が損なわれ, 使用済み燃料プール水温が上昇していることから, 全号機の使用済み燃料プールに係る設備については, 温度変化に伴う影響評価を行う。

4. 影響評価計画の管理体制

影響評価計画の管理体制は以下のとおり。

(1) 組織及び役割

影響評価計画の体制は, 防災業務計画に定めている緊急時対策組織(技術班, 発電班, 復旧班を主体)に基づき, 社内マニュアルに従い管理を行う。

(添付-1)

(2) 計画管理

影響評価の進捗管理については, 「震災による設計条件超過機器の健全性評価進捗確認会議」にて確認し, 必要に応じて計画の見直しを行う。

5. 評価対象系統の抽出計画

5. 1 評価対象号機

(1) 原子炉冷却機能喪失により原子炉及び原子炉格納容器バウンダリに係る設備に温度・圧力変化による影響を与えたプラント

(特定事象又は該当事象と判断したプラント)

1号機, 2号機, 4号機

(2) 使用済み燃料プールの冷却機能が喪失したことにより影響を与えたプラント(使用済み燃料プールに係る設備, 使用済み燃料プールからの蒸発した水蒸気(結露等含む)により影響を与えた設備)

1~4号機

5. 2 評価対象期間

(1) 特定事象又は該当事象による評価対象期間

特定事象又は該当事象と判断した以降、冷温停止にいたるまでの期間を評価対象期間とする。

	原子炉除熱機能喪失 判断日時	圧力抑制機能喪失 判断日時	冷温停止 判断日時
1号機	3月11日18時33分	3月12日5時22分	3月14日17時00分
2号機	3月11日18時33分	3月12日5時32分	3月14日18時00分
4号機	3月11日18時33分	3月12日6時07分	3月15日7時15分

(2) 使用済み燃料プールの冷却機能に係わる評価対象期間

津波到達以降、使用済み燃料プールの冷却機能が損なわれ、使用済み燃料プールの冷却開始までの期間を、評価対象期間とする。

	津波到達日時 (第一波到達目視確認)	使用済み燃料プールの冷却開始日時
1号機	3月11日15時22分	3月14日16時30分
2号機		3月16日1時28分
3号機		3月15日17時42分
4号機		3月15日16時35分

5. 3 評価対象系統の抽出

(1) 評価対象範囲

「プラント内の系統、機器、構造物（以下、系統という）」を抽出対象とする。

(2) 評価対象系統の抽出

3. 影響評価計画における基本方針を基に、評価対象系統の抽出を実施する。
(添付-3, -4)

ステップ I

①原子炉除熱機能喪失（原災法第10条第1項の規定に基づく特定事象）の影響を受けた系統^{※1}を抽出する。

※1：原子炉冷却材圧力バウンダリ内に設置している系統を指す。

②圧力抑制機能喪失（原災法第15条第1項の規定に基づく原子力緊急事態該当事象）の影響を受けた系統^{※2}を抽出する。

※2：原子炉格納容器バウンダリ内に設置している系統を指す。

③使用済み燃料プール冷却機能喪失の影響を受けた系統^{※3}を抽出する。

※3：使用済み燃料プール及び原子炉建屋原子炉棟6階フロアに設置している設備で、使用済み燃料プール水の蒸発により発生した

水蒸気の水滴による、影響を受けた系統を指す。

④評価対象となった系統に対して、設計条件と比較するため、以下の圧力・温度データ（通常値及び実績値）※⁴について確認する。

- a) 原子炉圧力 (MPa)
- b) 炉水温度 (°C)
- c) 格納容器圧力 (kPa)
- d) 格納容器温度 (°C)
- e) 圧力抑制室（サプレッションプール）圧力 (kPa)
- f) 圧力抑制室（サプレッションプール）空間温度 (°C)
- g) 圧力抑制室（サプレッションプール）水温 (°C)
- h) 使用済み燃料プール水温 (°C)

※4：a)～g)については3号機除く。

6. 影響評価計画

6. 1 影響評価の対象期間

当面の安定停止※⁵を維持することを前提とし、別途定める「特別な保全計画」に従いながら適切な点検を継続することを前提とする。

※5 安定停止：冷温停止を維持し、保安規定を遵守し、発電所を健全に維持・運営することを言う。

6. 2 評価対象機器の整理

評価対象系統の抽出の結果より、評価対象と判断した系統について、次に示す条件により評価対象を選択する。（添付-3，-5）

ステップⅡ

・ステップⅠで抽出された、系統のうち、震災後から燃料取出しまでの間に定義されるプラントの冷温停止維持に必要な機器を評価対象とする。

なお、評価対象機器にステップⅠで抽出された系統と差異が発生した場合はステップⅠにフィードバックし抽出系統の見直しを実施する。

※プラントの冷温停止維持に必要なない機器については、評価対象外とする。

6. 3 評価手順

抽出された個々の評価対象機器に対し、以下の手順で評価を進める。

尚、評価対象機器は各グループの点検長期計画の対象機器とし、修理もしくは交換（実施済及び計画中）を行う機器は、評価対象から除外する。

(1) 設計仕様（設計の前提としている環境）の調査

個々の評価対象機器に対し設計の前提としている温度、圧力、湿度（前提としていないパラメータは除く）を調査し、被災時の環境と比較する。被災時の環境がこの設計仕様の範囲内であった場合は健全性が保たれていると

判断する。(ただし、「特別な保全計画」に従いながら適切な点検を継続し、健全性の確認を継続していく。)

(2) 確認項目の抽出

被災時の環境が設計仕様の範囲内になかったと判断した場合、

- ① 材料
- ② 構造
- ③ 強度・漏えい
- ④ 機能・性能

の観点から確認すべき項目とその範囲を決定する。

(3) 確認方法の決定及び判断基準の設定

確認項目に対する確認方法（点検又は解析）を決定し、影響を評価する。ここで点検による評価が必要と判断した場合は、「特別な保全計画」とは別に「7. 影響評価スケジュール」の期間内で実施することを原則とする。判断基準は原則として技術基準への適合有無とする。

7. 影響評価スケジュール

添付資料－2 参照

8. 評価を実施する者の力量管理

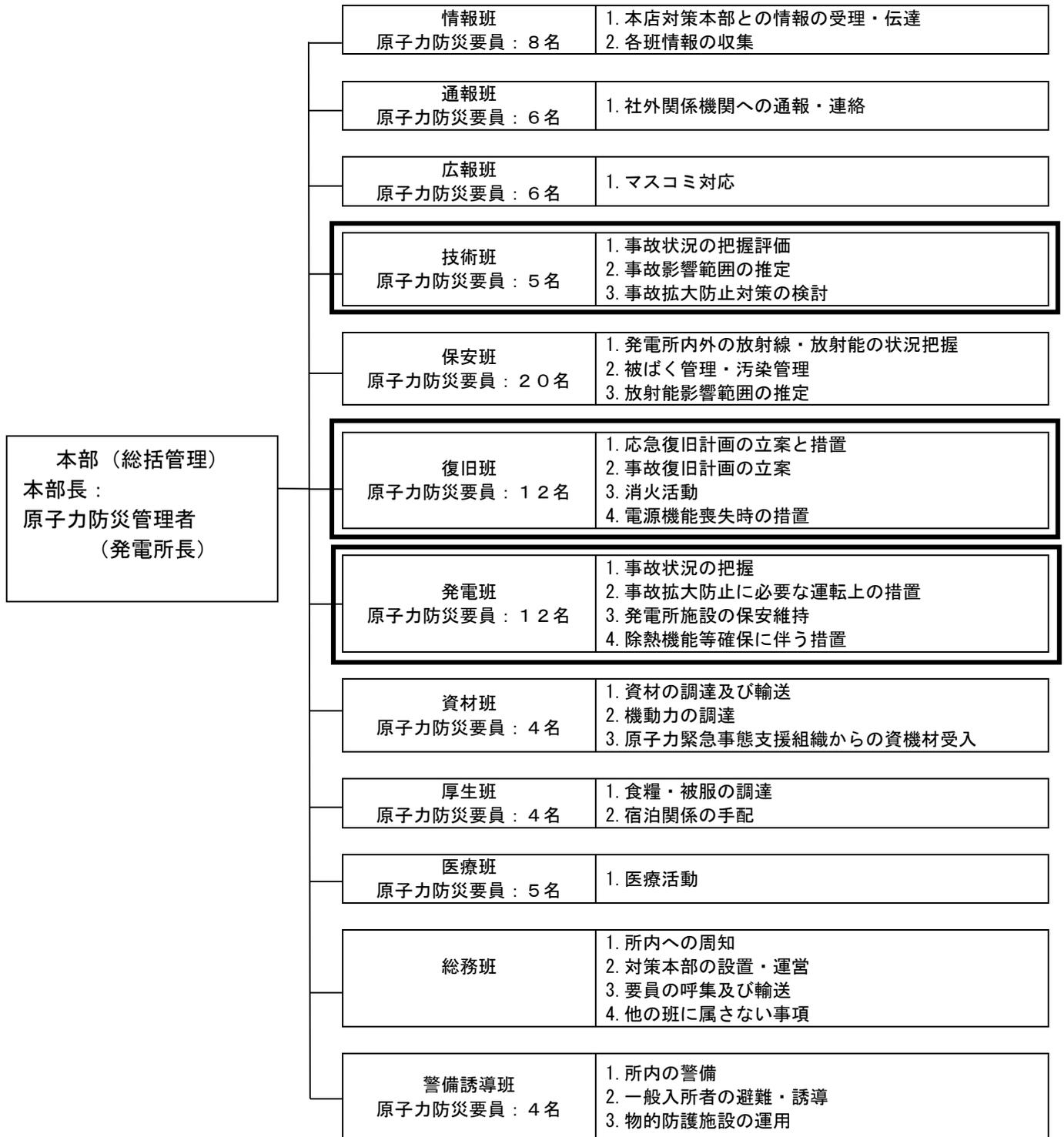
業務の実施にあたり、本評価に関連する業務経験等を勘案し、業務に精通している者を評価担当者を選任する。具体的な評価担当者の力量水準については、「教育及び訓練基本マニュアル(NK-20)」に基づき管理されている各業務の区分2以上とする。なお、評価の助勢業務については区分1の者であっても可能とする。

9. 添付資料

- 添付資料－1 原災法に基づく組織体系
- 添付資料－2 影響評価スケジュール
- 添付資料－3 評価対象機器抽出フロー
- 添付資料－4 評価対象系統抽出リスト（例）
- 添付資料－5 影響評価シート（例）

以 上

原災法に基づく組織体系

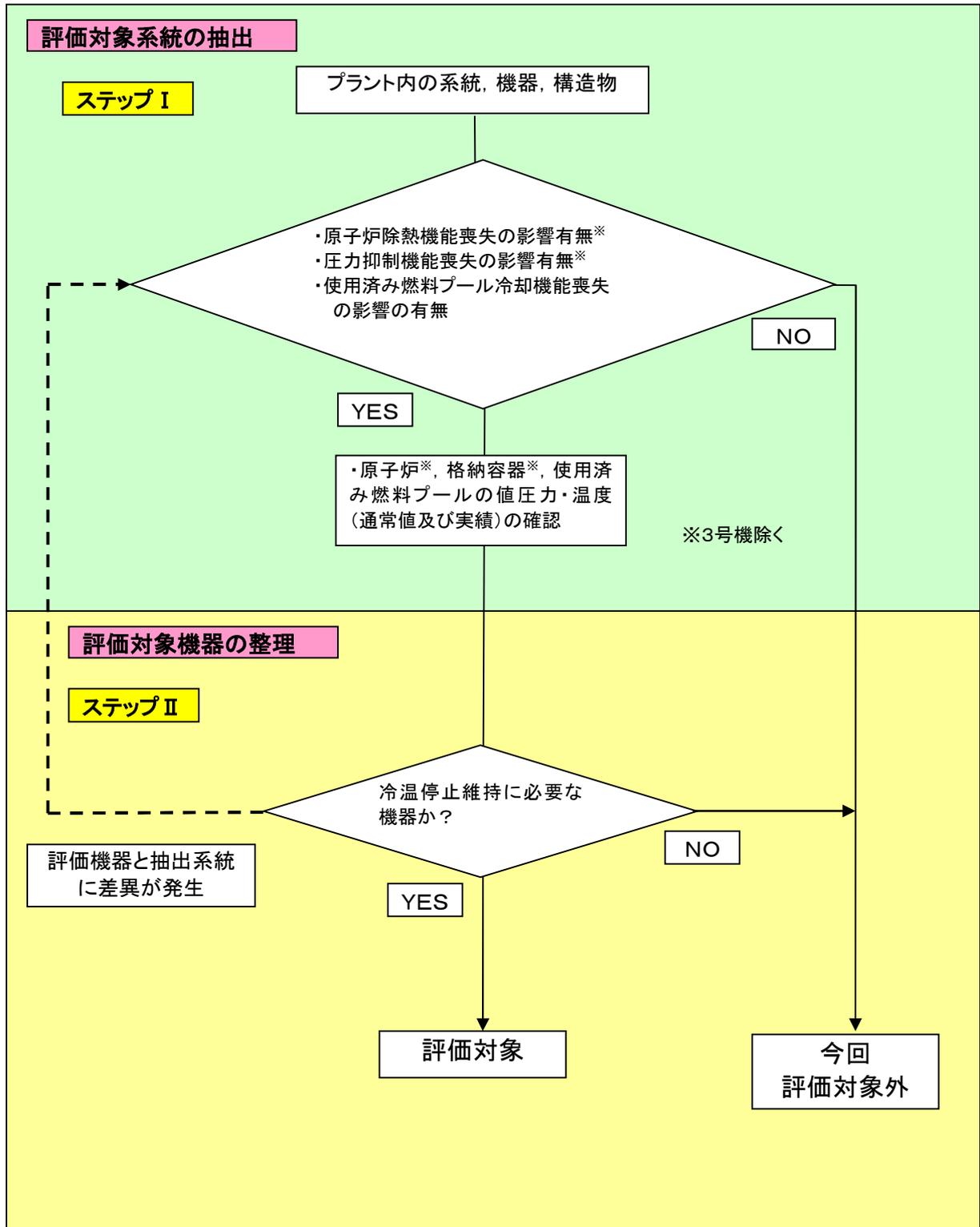


防災業務計画（抜粋）

影響評価スケジュール

		平成24年												平成25年				
		1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月
ステップⅠ 評価対象システムの抽出			■	■														
ステップⅡ 評価の実施	1号機				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	2号機				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	3号機				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	4号機				■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
まとめ																		■

評価対象機器抽出フロー



評価対象系統抽出リスト (例)

2F-1 ブラント施設の評価対象系統の抽出リスト

系統番号	系統区分 (SRCMシステム登録系統)	ステップ1						判定	影響評価No	各データ														備考		
		原子炉除熱機能喪失		圧力抑制機能喪失		使用済み燃料プール冷却機能喪失				原子炉圧力(MPa)		炉水温度(°C)		D/W圧力(kPa)		D/W温度(°C)		S/C圧力(kPa)		S/C温度空間(°C)		S/C温度水温(°C)			燃料プール温度(°C)	
		原子炉冷却材圧力バウンダリ系統	原子炉冷却材圧力バウンダリ内に設置系統	POVバウンダリ系統	POVバウンダリ内に設置系統	燃料プール関係	燃料プール関係以外に設置がR/B6FLCに設置			通常圧力(MPa gage)	最高圧力(実績)(MPa gage)	通常温度(°C)	最高温度(実績)(°C)	通常圧力(kPa abs)	最高圧力(実績)(kPa abs)	通常温度(°C)	最高温度(実績)(°C)	通常圧力(kPa abs)	最高圧力(実績)(kPa abs)	通常温度(°C)	最高温度(実績)(°C)	通常温度(°C)	最高温度(実績)(°C)		通常温度(°C)	最高温度(実績)(°C)
B13	原子炉構成機器		有	有	有			対象	2F-1-1	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
B22	原子炉系(主蒸気系、給水系)	有	有	有	有			対象	2F-1-2	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
B35	原子炉冷却材再循環系		有	有	有			対象	2F-1-3	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
C12	制御棒駆動水圧(制御)系	有	有	有	有			対象	2F-1-4	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
C13	制御棒位置指示系(RPLIS)		有	有	有			対象	2F-1-5	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
C15	原子炉手動操作系(RMCS)							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
C34	原子炉給水制御系							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
C41	ほう酸水注入系	有	有	有	有			対象	2F-1-6	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
C51	中性子計装系(PRNM)		有					対象	2F-1-7	6.9	約3.5	277	約243	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C51	中性子計装系(RBM)		有					対象	2F-1-8	6.9	約3.5	277	約243	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C51	中性子計装系(SRNM)		有					対象	2F-1-9	6.9	約3.5	277	約243	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C51	中性子計装系(TIP)		有	有	有			対象	2F-1-10	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
C61	中央制御室外遠隔操作停止装置							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C72	原子炉緊急停止系							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C81	原子炉再循環系流量制御系							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C91	電子計算機(プロセス計算機)							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C92	RW計算機							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C93	燃料取替機用計算機							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C94	CRD自動交換機用計算機							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C96	過渡現象記録解析装置							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C97	重要補機振動監視装置							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C98	定検時燃料移動監視装置							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
D11	高感度オフガスモニタ							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
D17	プロセス放射線モニタ						有	対象	2F-1-11	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
D21	エリア放射線モニタ系						有	対象	2F-1-12	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
D23	格納容器内雰囲気モニタ			有	有			対象	2F-1-13	—	—	—	—	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
D25	ダスト放射線モニタ系							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
D26	ゲートモニタ(1・2号共通設備)							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
D27	周辺監視用モニタ(モニタリングポスト)							対象外		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
E12	残留熱除去系	有	有	有	有			対象	2F-1-14	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
E21	低圧炉心スプレイ系	有	有	有	有			対象	2F-1-15	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
E22	高圧炉心スプレイ系	有	有	有	有			対象	2F-1-16	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
E31	漏洩検出系放射線モニタ				有	有		対象	2F-1-17	—	—	—	—	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
E31	漏洩検出系(監視装置含む)				有	有		対象	2F-1-18	—	—	—	—	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
E51	原子炉隔離時冷却系	有	有	有	有			対象	2F-1-19	6.9	約3.5	277	約243	107	約340	約50	約130	107	約390	約20	約130	約20	約130	—	—	
F11	燃料取扱機器						有	対象	2F-1-20	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	約37	62		
F15	燃料取替機器						有	対象	2F-1-21	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
F16	燃料貯蔵設備						有	対象	2F-1-22	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	約37	62		
F31	プール・ライナ						有	対象	2F-1-23	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	約37	62		

影響評価シート（例）

号機	影響評価No	2 F - - R, T, M, G, RW	
系統番号		系統名称	
1. 影響内容			
<input type="checkbox"/> ①原子炉除熱機能喪失の影響 (<input type="checkbox"/> RPV バウンダリ系統, <input type="checkbox"/> RPV バウンダリ内の系統) <input type="checkbox"/> ②圧力抑制機能喪失の影響 (<input type="checkbox"/> PCV バウンダリ系統, <input type="checkbox"/> PCV バウンダリ内の系統, <input type="checkbox"/> 格納容器付属設備) <input type="checkbox"/> ③使用済み燃料プール冷却機能喪失の影響 (<input type="checkbox"/> 燃料プール, <input type="checkbox"/> R/B 6 FL 設置系統)			
2. 評価対象設計仕様		設計値 :	震災時実績値 :
3. 確認項目・確認方法			
確認項目 : 材料・構造・強度・漏えい・機能・性能・その他 () 確認方法 :			
4. 評価結果			
評価日 : _____ 評価結果 判定基準 _____ 評価結果 良・否			
5. 添付資料		グループ	
		承認	審査
			作成