

2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

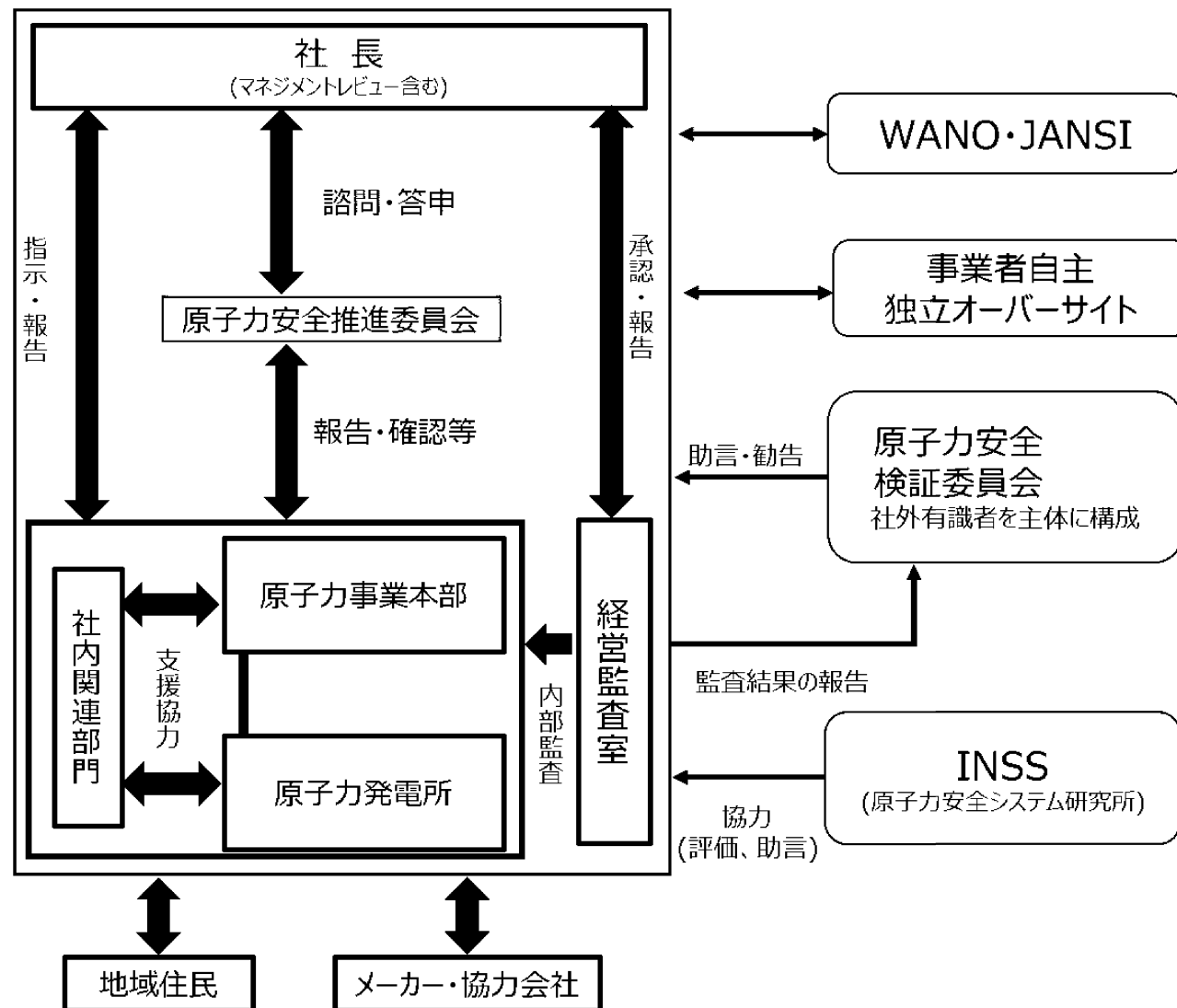
2.1 安全性の向上に向けた継続的取組の方針

2.1.1 基本方針

当社の安全性向上への継続的取組に関する基本方針は『原子力発電の安全性向上への決意』（2014 年 8 月）である。これは、福島第一原子力発電所事故に鑑み、「原子力発電特有のリスクに対する認識や向き合う姿勢が十分ではなかったのではないか」との反省を踏まえ、最上位の社内規定「社達」として定めたものである。この基本方針に基づき当社は、規制基準の枠組みにとどまらず、原子力施設の安全性を自主的かつ継続的に向上させることに全社を挙げて取り組んでいく。

この安全性の向上にかける従業員一人ひとりの思いは、2004 年 8 月 9 日の美浜発電所 3 号機二次系配管破損事故の再発防止に係る行動計画を礎としている。この行動計画にかかる社長の宣言が掲げるとおり、当社にとって安全は、すべての事業活動の根幹であるとともに、社会から信頼を賜る源と考え、「安全最優先」の事業活動を、経営の最優先課題として展開してきた。

原子力の安全性向上の推進に係る体制は、第 2.1.1 図「原子力安全の推進に係る体系図」に示すとおり、社長は、社内の全部門の常務を始めとした委員により構成する「原子力安全推進委員会」で広い視野から議論されたリスクや活動に係る報告を受け、次年度の活動計画に向けた意見をアウトプットする。さらに **Independent Oversight**（第 3 者レビュー）として活動計画の有効性を検証するため、社外の有識者を主体とした「原子力安全検証委員会」で提起されたご意見等をもとに継続的な改善を進めている。



第 2.1.1 図 原子力安全の推進に係る体系図

2.1.2 安全性向上評価の目的及び目標

(1) 目的

規制基準の枠組みにとどまらず、原子炉施設の安全性を自主的かつ継続的に向上させること。

(2) 目標

原子力施設の安全性の向上を図るための態勢並びに原子力事故に対処するための防災の態勢の充実強化に必要な措置の抽出。

2.1.3 安全性向上評価の実施体制及びプロセス

(1) 実施体制

美浜発電所 3 号機安全性向上評価の実施体制を第 2.1.2 図「美浜発電所 3 号機安全性向上評価に係る実施体制」に、評価フローを第 2.1.3 図「安全性向上評価の評価フロー」に示す。

原子力事業本部の原子力安全・技術部門統括を総括責任者とし、当該発電所の業務に関連する原子力事業本部各部門、美浜発電所、土木建築室において、調査及び評価を実施する。

(2) 評価のプロセス

① 調査及び評価項目

「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」（2025 年 5 月 27 日 原規規発第 2505273 号 原子力規制委員会決定）に従った。

② 評価対象期間

美浜発電所 3 号機第 27 回定期事業者検査終了日翌日（2024 年 2 月 15 日）から評価時点となる第 28 回定期事業者検査終了日（2025 年 6 月 18 日）とする。なお、以降、第 2 章において、分類する必要がある場合を除き「施設定期検査」及び「定期事業者検査」は、「定期検査」という。

③ プロセス

a. 検討チーム

美浜発電所原子力安全統括を主査とし、調査及び評価結果の確認及びそれらの結果から抽出される安全性向上に係る追加措置の協議を行い、総合評価チームに追加措置を提案する。

b. 総合評価チーム

原子力事業本部安全・技術部門統括を主査とする総合評価チームにおいて、調査及び評価結果の審議及び安全性向上に係る追加措置を決定し、総合的な評定及び安全性向上計画を策定する。

c. 外部評価

美浜発電所 3 号機安全性向上評価においては、以下に示す方々に評価を依頼した。

(a) 外部有識者による評価

【評価者】

小 泉 潤 二 大阪大学名誉教授

((株) 原子力安全システム研究所社会システム研究所長)

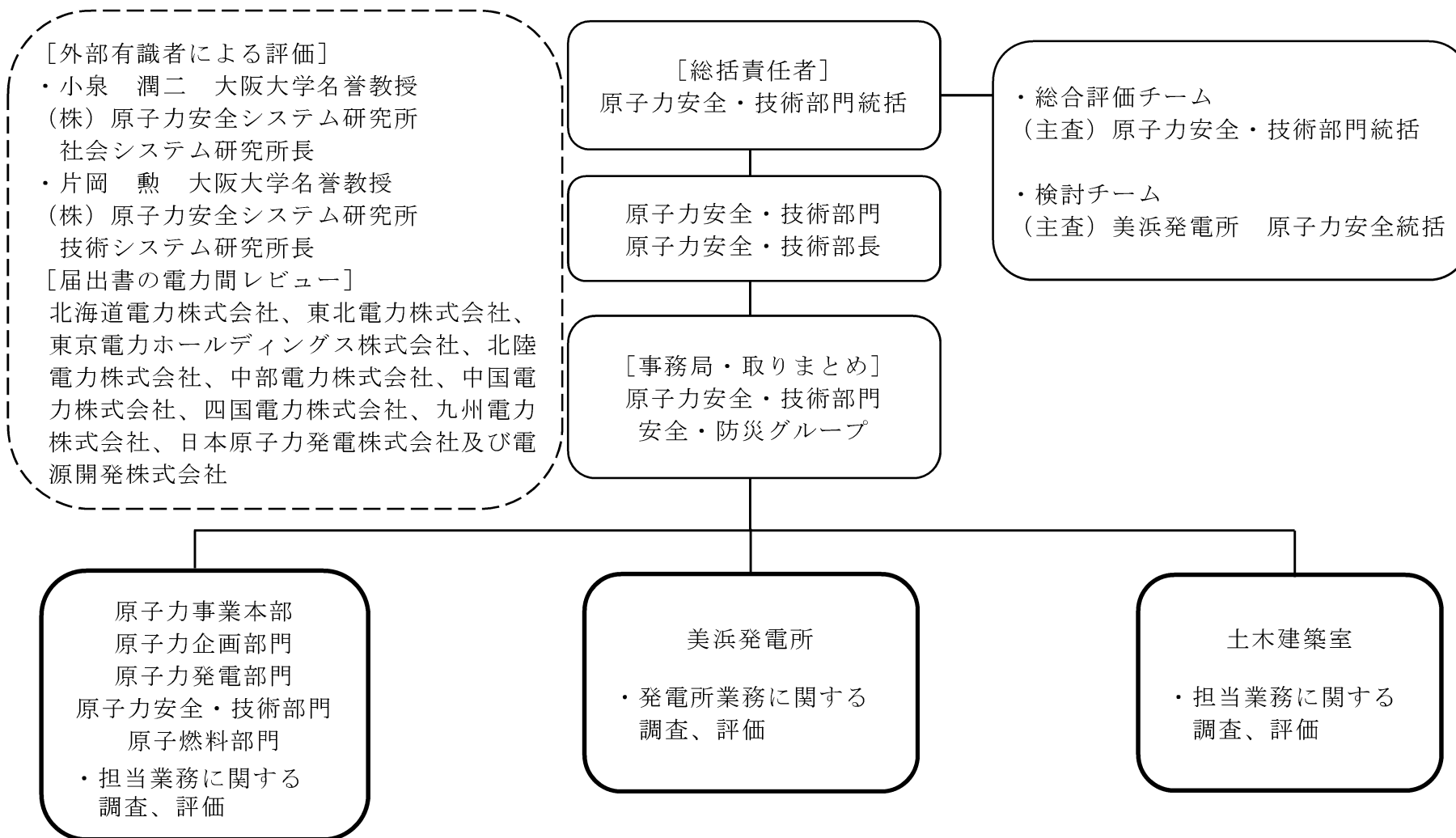
片 岡 勲 大阪大学名誉教授

((株) 原子力安全システム研究所技術システム研究所長)

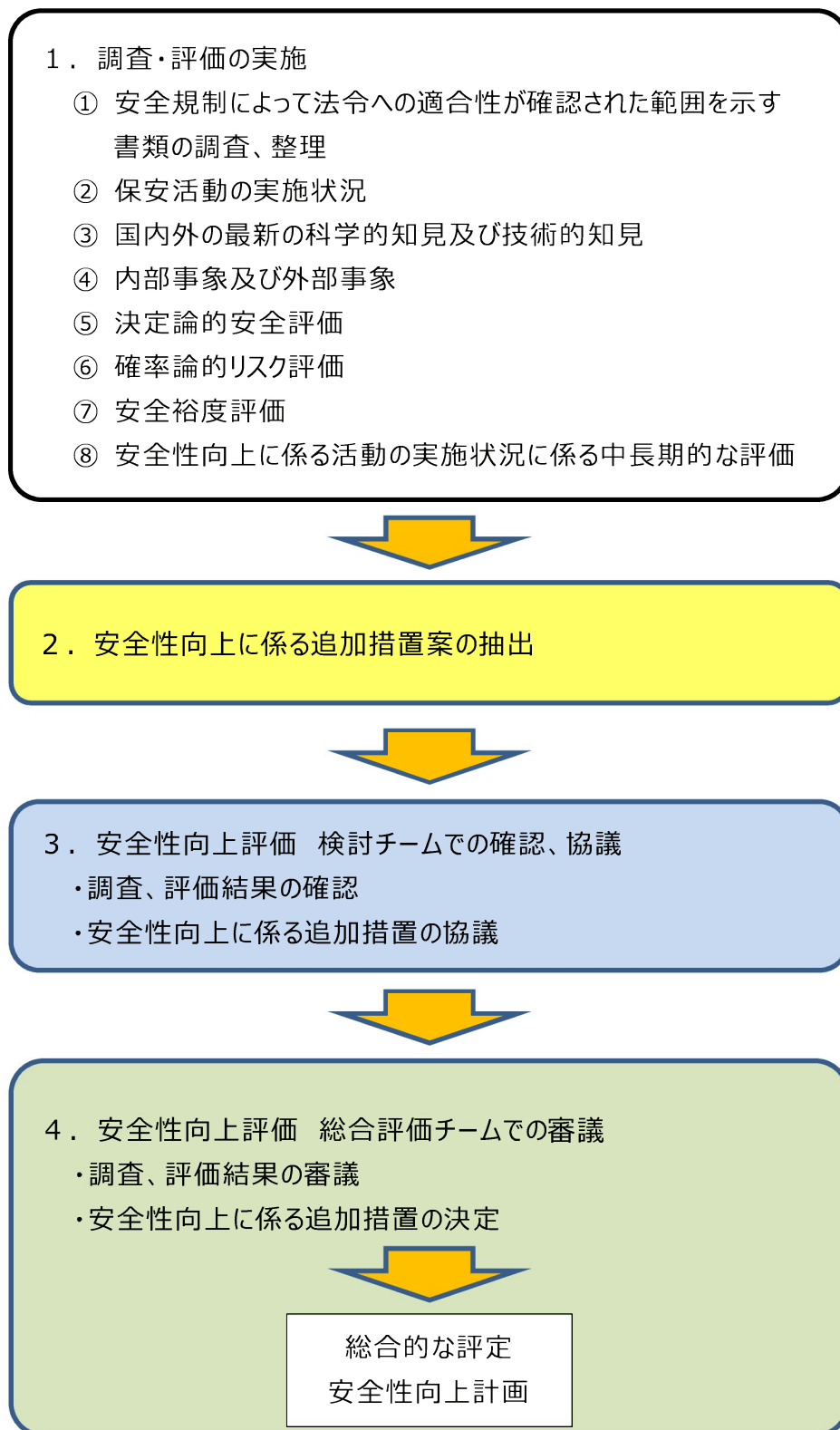
(b) 届出書の電力間レビュー

【レビュー者】

北海道電力株式会社、東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、北陸電力株式会社、中部電力株式会社、中国電力株式会社、四国電力株式会社、九州電力株式会社、日本原子力発電株式会社及び電源開発株式会社



第 2.1.2 図 美浜発電所 3 号機安全性向上評価に係る実施体制



第 2.1.3 図 安全性向上評価の評価フロー

2.2 調査等

2.2.1 保安活動の実施状況

原子炉等規制法第 43 条の 3 の 22 第 1 項及び実用炉規則第 69 条の規定に基づく保安活動に加えて、発電用原子炉施設の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みを含めた活動の実施状況について評価を行う。

今回の評価対象期間は、2024 年 2 月 15 日～2025 年 6 月 18 日とする。

具体的な評価方法としては、以下に示す 8 つの分野の各保安活動について、仕組み（組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練）及び設備の側面から改善活動の状況及び実績指標について調査し、それらの活動の適切性及び有効性を評価する。

また、必要に応じて、保安活動の評価結果から、更なる安全性向上、信頼性向上の観点で取り組む事項を追加措置として抽出する。

- (1) 品質保証活動
- (2) 運転管理
- (3) 施設管理
- (4) 燃料管理
- (5) 放射線管理及び環境放射線モニタリング
- (6) 放射性廃棄物管理
- (7) 非常時の措置
- (8) 安全文化の醸成活動

「2.2.1.1 品質保証活動」から「2.2.1.8 安全文化の醸成活動」に各活動の評価結果及び今後の安全性向上のための自主的な取組みについて記載する。

また、「2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備」に美浜発電所 3 号機に配備している安全性向上に資する自主的な設備について記載する。

2.2.1.1 品質保証活動

2.2.1.1.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

品質保証活動の目的は、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」及び「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈」に基づく原子力発電所における品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することである。

そのため、組織・体制や社内マニュアル、教育・訓練を整備し、これらに基づいて業務を計画・実施するとともに、不適合管理や内部監査の結果等を踏まえて必要に応じ業務を改善している。また、社長によるマネジメントレビュー等において、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを評価確認し、その結果を反映することにより、原子力発電所の保安活動の継続的改善を図っている。

2.2.1.1.2 保安活動の調査・評価

2.2.1.1.2.1 組織及び体制の改善状況

組織及び体制については、自主的改善事項（マネジメントレビュー等の指示事項及び未然防止処置における改善活動を含む。）及び不適合事象等を踏まえ適切に改善を図っている。

今回の評価期間において確認された改善例は以下のとおり。

- ・ 所長室の再編

所長室については、事務的業務と技術的業務を統括する観点で設置したが、その後技術的業務の他課への移管等により所掌業務が縮小していることを踏まえ、責任体制明確化の観点から所長室長の職位を廃止し、所長室長が実施していた保安活動は新職位である総務課長が実施するよう変更した。

- ・ 美浜発電所、大飯発電所においては、稼働基数が減少したことを踏まえ、要員の技術力維持・向上、発電所の安全・安定

運転に繋げるべく、技術力を補完し高め合っていくことを目的に美浜発電所・大飯発電所の一体運用に取り組んでいる。美浜発電所3号機では、第27回定期事業者検査と同様に、大飯発電所より要員派遣があり、定期事業者検査作業に従事した。今後も、美浜発電所・大飯発電所一体運用の取組みを継続していく。

- ・原子燃料課についても、第27回定期事業者検査と同様に、大飯発電所に加え、高浜発電所、原子力事業本部燃料保全グループを含めた一体運用に取り組んでおり、今後も定期事業者検査作業に従事していくこととする。
- ・マネジメントレビューや安全文化評価等、原子力事業運営に係る活動状況の取り纏め・評価業務の所管については、必要性が生じた際に、各部門が所管する業務との親和性を考え取り決めてきたが、更なる品質向上の観点から、本店各部門や経営層等とも連携の深い原子力企画部門にて一元的かつ俯瞰的に管理することとした。そのため、発電所においても、主体的な水平展開の検討・フォローを行う情報管理専任者の所属を技術課から、これら業務を担当する品質保証室へ変更した。

引き続き組織及び体制が適正に確立されるよう、継続的な改善を図っていく。

2.2.1.1.2.2 社内マニュアルの改善状況

社内マニュアルについては、トラブル事象や日常の保安活動の実施によって得られた知見、未然防止活動により、ほかの施設から得られた知見及びJ E A C 4 1 1 1等民間規格の反映や、法令要求事項を受けた見直し等、運転経験と社会的要請の変化を踏まえ適切に改善を図っている。

今回の評価期間において確認された改善例は以下のとおり。

- ・令和5年度第4四半期の原子力規制検査での検査指摘事項「美

浜発電所 3 号機 中央制御室非常用循環ファン起動試験の不適切な実施」

美浜発電所 3 号機の中央制御室非常用循環ファン起動試験（サーベイランス）において「A 制御建屋外気取入第 1 ダンパ」の動作状況を中央制御室監視・操作用ディスプレイ（以下「VDU」という。）にて確認したところ「調整開」状態から「閉」とならなかった。運転員が現場確認を行い、当該ダンパの開度計は「閉」になっていたため、ダンパの動作に関連する設備（ポジションスイッチ BOX 及びその駆動部）の触診を行い、VDU 表示が「閉」となったことから、試験を継続した。

サーベイランス中断の判断が明確でなかったこと及びサーベイランス中の当該機器への触診行為が「容認できない事前調整」（プレコンディショニング）に該当するとの認識もなかった。サーベイランス実施中に、サーベイランスの成立性に影響を与える可能性のある事象が発生した場合の対応について社内マニュアルに反映した。（2024 年 6 月）

- ・令和 5 年度第 4 四半期原子力規制検査指摘事項「重大事故等対処設備の走行用燃料等の不十分な検討による事故収束対応を 7 日間維持するために必要な資機材の未整備」を受けた改善を行っており、詳細は「2.2.1.7 非常時の措置」に記載する。
- ・不適合「美浜発電所 3 号機 非常用ディーゼル発電機 A 燃料油移送ポンプの運転上の制限の逸脱について」

美浜発電所 3 号機は、第 27 回定期事業者検査中に、非常用ディーゼル発電機 A 燃料油移送ポンプの作業を実施していた。その後、運転モード 6 へ移行し、「美浜発電所原子炉施設保安規定」第 89 条（予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合）の適用可能時期を外れたことから、運転上の制限を満足していない状態であると判断した。（2023 年 12 月 18 日）

各機器の作業可能期間（モード）を表す「要求機器確認表」

の作成・確認において、整合性を確認するために必要な情報（モード移行日等）が不足していた。社内マニュアルに従い、実施する定検計画検討会において、予防保全を目的とした点検・保修を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する作業時期と作業可能期間（モード）の整合性についても議論する仕組みに見直すこと及び、「要求機器確認表」についてモード移行日情報を追加し、予防保全を目的とした点検・保修を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する作業時期と作業可能期間（モード）との整合性を確認できるフォーマットに変更した。また、モード移行前には（点検・保修が完了していないものに限る）、モードを移行しても問題がないことを発電室が確認する運用を社内マニュアルに反映した。（2024 年 6 月）

- ・ 令和 6 年度第 3 四半期の原子力規制検査での検査指摘事項「美浜発電所 3 号機 不適切な保全による 1 次系冷却水クーラ海水系統戻り配管の減肉」

運転中の美浜発電所 3 号機において、運転員が 1 次系冷却水クーラの海水系統戻り母管に塩の析出を確認した。（2024 年 10 月 5 日）点検を実施した結果、当該箇所には微小な穴及びその周辺が減肉していることを確認した。（2024 年 10 月 10 日）このため、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に適合していないと判断し、調査のため 1 次系冷却水クーラを使用しないこととした。その後、当該箇所の原因調査のため、プラントを停止した。（2024 年 10 月 15 日）

配管の減肉は、第 27 回定期事業者検査における補修の際に、使用環境を適切に考慮することができないまま、キャビテーションによるエロージョンに対して耐久性が低い種類の配管内面ライニングを採用したことが原因であった。ライニングの標準的な補修方法や過去のライニング不具合情報をまとめ

たガイドラインを作成し、社内マニュアルに反映した。(2024年 11 月)

- ・ 不適合「美浜発電所 3 号機 炉物理検査期間中における保安規定の運転上の制限の逸脱について」

炉物理検査（モード 1）期間中において、炉内外核計装照合校正（以下「A/O校正」という。）後、A/O校正にかかる入力データが誤っていたことから N I S 指示値が約 73%から約 63%に下がっていることを確認した。(2025 年 5 月 26 日)

A/O校正データ作成に関する手順書の記載が十分ではなかったため、本来 N I S 盤からデータを採取すべきところ、プラントコンピュータからデータの採取が行われ、誤った A/O校正データにて A/O校正作業が行われたことが原因であった。

そのため、データの採取箇所（N I S 盤）を A/O校正データの作成手順書に明記した。また、転記元との照合が困難であるようなプロセス（データ採取箇所の確認等）を含め、使用するデータの妥当性についてもダブルチェックを実施することを A/O校正データの作成手順書に反映した。(2025 年 6 月 2 日)

引き続き P D C A (Plan・Do・Check・Act)を回し、発電所のパフォーマンスを効果的に改善していく。

2.2.1.1.2.3 教育及び訓練の改善状況

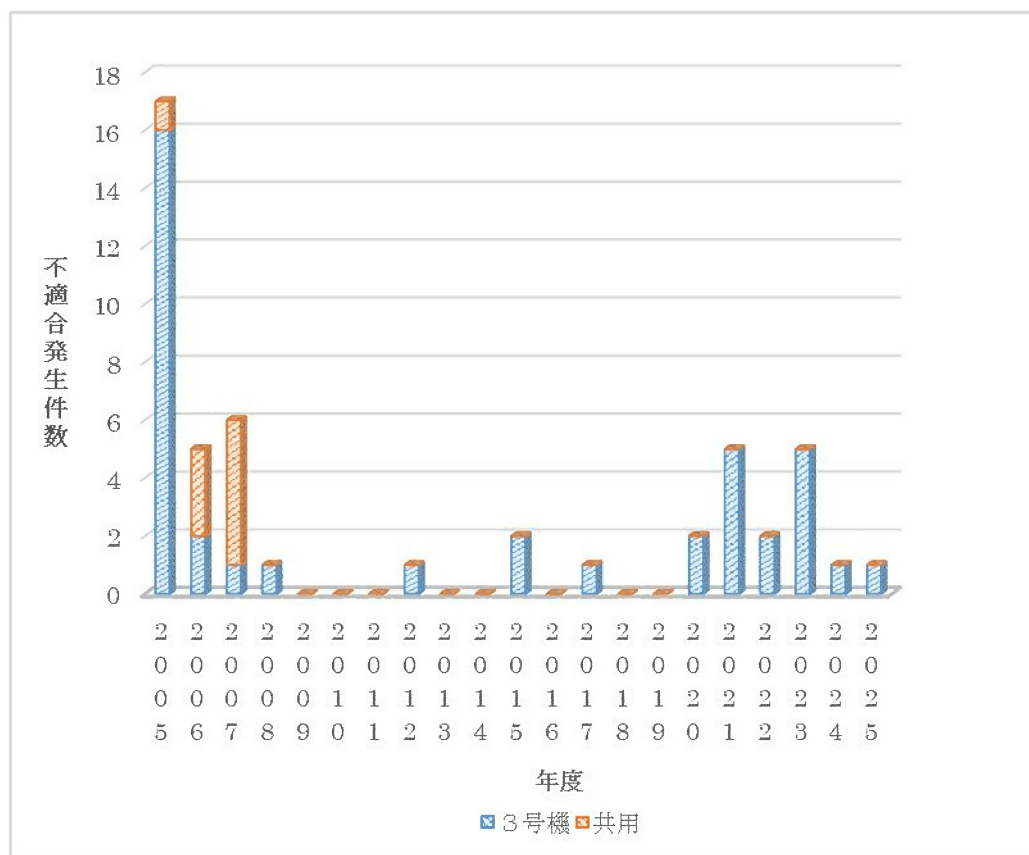
教育及び訓練については、品質保証活動に係る要員の力量の維持・向上に係る教育・訓練を確実に実施することが必要であり、そのために必要な教育・訓練についての改善を適切に図っている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。教育及び訓練の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、継続的な教育・訓練の充実を図り、原子力技術要員として必要な基礎事項の習得及び発電所員の職務内容と技術水準に応じた技術力の維持・向上並びに伝承に努める。

2.2.1.1.2.4 実績指標の推移

共用設備を含む美浜発電所 3 号機の不適合発生件数のうち、CAQ 影響度区分高及び中の件数の推移を調査し、概ね低い値で推移していることを確認した。（第 2.2.1.1.1 図「不適合事象発生件数のトレンド」参照）

このことから、品質保証活動は継続的に改善され、有効に機能していると評価する。



（注）：社内マニュアルの見直しに伴い、2025 年 6 月 1 日以前の件数については旧区分における不適合処理区分 A を、2025 年 6 月 2 日以降の件数については CAQ 影響度区分高及び中の不適合を対象とする。

第 2.2.1.1.1 図 不適合事象発生件数のトレンド

なお、美浜発電所 3 号機安全性向上評価（第 2 回）において検討中であった「組織におけるリスク管理の向上として C A P 活動

の改善」の課題に対する未然防止処置の美浜発電所での水平展開
要否については、CAP件数の推移やCRの処置状況の周知等を通
して、CAP活動を推進する取組みを独自に実施しており、品質
保証室が各課（室）への指導を行い発電所における牽制機能を
果たしていることが確認できていることから、水平展開は不要と
判断した。

2.2.1.1.2.5 まとめ

品質保証活動の調査・評価結果から、改善活動は品質保証活動
に定着し、継続的に行われているものと判断でき、改善活動が適
切であると評価できる。

なお、今回の評価では、保安のための有効な安全性向上に係る
追加措置は抽出されなかった。

2.2.1.2 運転管理

2.2.1.2.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

運転管理の目的は、通常運転時から事故・故障時にわたり適切な運転操作を行うことにより、プラントの安全・安定運転を確保することである。

そのため、運転管理に係る組織及び体制の確立、原子力発電所の運転管理に係る社内マニュアル（以下「運転マニュアル」という。）の整備、運転員に対する教育及び訓練による技術力の維持・向上、系統監視や巡回点検による異常の早期発見、定期的な試験による機器の機能確認等の様々な活動を行っている。

また、国内外における原子力発電所の運転経験及び設備改造を適宜反映・整備することでそれぞれの活動の改善を継続的に行っている。

2.2.1.2.2 保安活動の調査・評価

2.2.1.2.2.1 組織及び体制の改善状況

組織及び体制については、運転管理を行うための適切な組織及び体制が確立され、責任権限及び責任境界が明確となっており、組織及び体制の不備に起因するトラブルや不適合事象は発生していないことから、運転管理に係る組織及び体制の維持と継続的な改善を図ることのできる仕組みが確立されている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

組織及び体制の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも組織及び体制が適正に確立されるよう、継続的な改善を図っていく。

2.2.1.2.2.2 運転マニュアルの改善状況

運転マニュアルについては、目的に応じた運転マニュアルが制定され、国内外原子力発電所の事故・故障等より得られた知見、設備改造等の反映による必要な運転マニュアルの改善を適切に実

施されており、運転マニュアルの維持及び継続的な改善を図る仕組みが確立されている。

今回の評価期間において確認された改善例は以下のとおり。

- ・ 予備変圧器しゃ断器自動開放による L C O 逸脱事象対策として、丹生線 77kV 送電線への落雷等による停電時の予備変圧器しゃ断器（E-10）の自動開放条件の見直しを運転マニュアルに反映した。（2024 年 3 月）
- ・ 能登半島地震での北陸電力志賀原子力発電所 2 号機主変圧器からの絶縁油漏えいが起因となる油面低下による絶縁破壊の発生を受け、外部電源の信頼性向上を図る観点から、変圧器損傷に伴う油漏えい時の各変圧器充電停止手順を運転マニュアルに反映した。（2025 年 1 月）
- ・ ECCS 再循環切替操作に係る信頼性向上のため、自動切替回路が導入されたことから運転マニュアルに反映した。
（2025 年 4 月）

今後とも国内外原子力発電所の事故・故障等より得られた知見、プラントメーカーより得られた技術情報及び設備改造等を適切かつ確実に反映し、発電所の安全を最優先とした運転業務を、当直運転員が原子炉運転状態に応じて適切に実施できるよう運転マニュアルの一層の充実に努める。

2.2.1.2.2.3 教育及び訓練の改善状況

教育及び訓練については、発電室員の教育・訓練計画に基づき適切に実施されており、また、国内外の運転経験等から得られた教訓及び各種トラブル事象を契機とした教育及び訓練内容の見直し等、運転経験と社会的又は法令要求事項を踏まえ教育・訓練計画に反映するとともに、発電室員の知識・技能の習得及び経験・技術力の維持・向上並びに技術の伝承が適切に実施されている。

また、運転管理を確実に実施するために必要な運転員のパフォーマンスの向上を達成するため、発電部門の管理職、発電室の管

理職及び外部評価者（社外、他発電室等）によるMOを実施し、期待するパフォーマンスレベルとのギャップを抽出・分析・評価し改善する仕組みの構築、取組みの推進、定着活動が適切に実施されている。

今回の評価期間において確認された改善例は以下のとおり。

- ・ ECCS 再循環自動切替回路の導入に際し、設備・操作に係る教育訓練を実施した。（2025 年 3 月）

教育及び訓練の改善に向けた明確な課題としては、対応操作が輻輳・複雑化するトラブル対応時においても確実な対応操作を行いプラント安全を確保するため、特にトラブル対応時において求められる運転員のパフォーマンスの更なる向上を図る必要がある。

今後とも継続的な教育及び訓練の充実を図り、原子力技術要員として必要な基礎事項の習得及び発電室員の職務内容と技術水準に応じた技術力の維持・向上並びに伝承に努める。

2.2.1.2.2.4 設備及び運用の改善状況

設備及び運用に係る自主的改善活動を行っており、現在も継続されている。

今回の評価期間において確認された改善例は以下のとおり。

- ・ 予備変圧器しゃ断器自動開放による L C O 逸脱事象対策として、丹生線 77kV 送電線への落雷等による停電時の予備変圧器しゃ断器（E-10）の自動開放条件の見直しを実施した。（2024 年 3 月）
- ・ 原子炉冷却材喪失事故時における再循環切替操作を自動化することで、再循環切替失敗確率が低減され、炉心損傷頻度（CDF）の低減に寄与できることから自動切替回路を設置した。（2025 年 4 月）

今後とも更なる安全性向上対策等への対応及び予防保全の高度化等の観点により、原子力発電所の安全・安定運転の継続のために必要な設備改善の実施に努める。

2.2.1.2.2.5 実績指標の推移

今回の評価期間における事故・故障等の法律対象の報告件数は1件、計画外のプラント停止は1件である。

1次冷却材の pH、電気伝導率、塩素イオン、溶存酸素及び溶存水素と蒸気発生器器内水の pH 及びカチオン電気伝導率については、いずれも保安規定の基準値の範囲内であり、水質の有意な変動はない。

2.2.1.2.2.6 まとめ

運転管理の調査・評価結果から、改善活動は運転管理に定着し、継続的に行われているものと判断でき、改善活動が適切であると評価できる。

なお、今回の評価では、保安のための有効な安全性向上に係る追加措置は抽出されなかった。

2.2.1.3 施設管理

2.2.1.3.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

施設管理の目的は、原子力発電所を構成する設備の点検・補修・改良を行い、その機能の健全性の確認と信頼性の維持・向上を図ることにより安全・安定運転を確保することである。そのため、施設管理に係る組織・体制や社内マニュアルの整備を実施するとともに、国内外の最新の知見や状況を把握し、これを分析することにより継続的改善を行っている。

2.2.1.3.2 保安活動の調査・評価

2.2.1.3.2.1 組織及び体制の改善状況

組織及び体制については、過去より各種トラブル等を契機とした体制の充実が図られており、現状の問題点を把握し、改善するための活動が実践されている。

組織及び体制の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、運転経験等を適切に反映し、一層の充実に努める。

2.2.1.3.2.2 社内マニュアルの改善状況

社内マニュアルについては、施設管理に係る社内マニュアルが整備され、有効に機能するように継続的に改善している。

今回の評価期間において確認された改善例は以下のとおり。

- ・美浜発電所 3 号機 C / V 内火災感知器故障時における補償措置対策の不備に対する対策として、社内マニュアルに適用範囲及び内容を反映した。(2024 年 6 月)
- ・社内マニュアルと巡視点検実施要領書の不整合に対する対策として、社内マニュアルと設計基準文書等において重複する記載は、設計基準文書等にて一元管理を行うこととし、社内マニュアルからの削除を反映した。(2024 年 12 月)

- ・設置許可に記載の長期間（7日間）の対応を考慮した場合、対象設備の連続運転を想定する期間において機能を維持するために必要な消耗品の管理について、確実に設備の機能維持ができるよう社内マニュアルへ運用を反映した。（2025年6月）

2.2.1.3.2.3 教育及び訓練の改善状況

教育及び訓練については、施設管理に係る要員に対して必要な教育及び訓練が実施される仕組みが構築され、継続的な改善が図られている。

教育及び訓練の改善に向けた明確な課題はないが、今後も、国内外の運転経験から得られる教訓等を適切に反映しつつ、保修員の力量の維持・向上、協力会社の保守技術向上及びプラントメーカーとの連携強化による相互技術力向上を図り、施設管理に関する知識・技能の習得や経験・技術の伝承に努める。

2.2.1.3.2.4 設備の改善状況

設備については、継続的な改善が図られ、健全性及び信頼性の維持向上に結びついている。

今回の評価期間において確認された改善例は以下のとおり。

- ・1次系強加工曲げ配管取替工事

1次系配管の信頼性向上の観点から、配管製作時の強加工により形成された硬化層を有する曲げ配管について、硬化層が形成されていない曲げ配管に取り替えを実施した。

（2025年6月）

- ・1次系試料採取系統配管取替工事

大飯3号機原子炉格納容器内での漏えい事象（2005年3月）に鑑み、1次系試料採取系統の小口径配管の接続部について、信頼性向上の観点より、カップリング溶接式継手から、突合せ溶接式継手の配管に取り替えを実施した。（2025年6月）

- ・ 中和トランス増強工事

免震事務棟設置等により、通信回線が増加したことから、通信ケーブル用の中和トランス及び遠方接地を増設した。

(2025 年 8 月)

- ・ 1 次遮蔽壁温度低減対策

1 次遮蔽壁が原子炉容器で直接加熱された高温空気により昇温するのを防ぐため、高温空気の流路である原子炉容器と保温材の隙間を防ぐ対策のうち、R/V 管台保温材と R/V 管支持金物の隙間の閉塞措置を 6 ヶ所中 2 か所実施し、防風板と 1 次冷却材配管保温材の隙間 6 ヶ所の閉塞処置を実施した。

(2025 年 6 月)

今後も国内外の運転経験等から得られる教訓を適切に反映させる等、施設管理の目的に沿った改善活動を継続的に実施する。

2.2.1.3.2.5 経年劣化事象への対応状況

(一社) 日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008 (AESJ-SC-P005)」の 6 (高経年化対策検討) の要求を踏まえて作成した手順書に基づき実施した技術評価結果をもって本評価結果とする。

2.2.1.3.2.6 IAEA SALT O レビュー結果

美浜発電所 3 号機の安全な長期運転に対する客観的、国際的な評価を受けるべく、2024 年 4 月 16 日～2024 年 4 月 25 日にかけて、IAEA の SALT O チームを招へいた。

結果として、安全な長期運転に向けた対策をタイムリーに実施し、経年劣化管理と長期運転活動の大半は、既に IAEA の安全基準を満たしており、今後も今回の IAEA のレビュー結果に対処して、安全な長期運転に向けて残りのすべての活動を計画どおり実施することを推奨するとの講評を得た。

今回の調査で得られた知見を今後のプラント設計や設備保全に

反映していくことで、原子力発電所の安全性・信頼性の向上に取り組んでいく。

2.2.1.3.2.7 実績指標の推移

今回の評価期間中における実績指標の調査結果は以下のとおりであり、評価対象期間中において基本的に安定又は良好な状態で維持されていることから、施設管理活動を行う仕組みが有効に機能していると評価する。

- ・安全実績指標については、美浜発電所 3 号機の劣化の兆候が見られるものはなかった。

その他、設備の不適合については、いずれも適切な是正が行われている又は検討されていることを確認している。

2.2.1.3.2.8 まとめ

施設管理の調査・評価結果から、改善活動は施設管理に定着し、継続的に行われているものと判断でき、改善活動が適切であると評価できる。

なお、設備改善として、安全注入系統補助注入ライン隔離弁追設工事、タービン動補助給水ポンプ取替工事を実施予定である。

以上より、保安のための有効な安全性向上に係る追加措置として、以下の 2 件を抽出した。

- ・タービン動補助給水ポンプ取替工事
- ・安全注入系統補助注入ライン隔離弁追設工事

今後も施設管理の改善に係る技術力向上に向けた取組みを継続していくこととする。

2.2.1.4 燃料管理

2.2.1.4.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

燃料管理の目的は、新燃料の受入れから使用済燃料として搬出するまでの間における燃料の取扱い、運搬、貯蔵管理、検査、健全性の管理及び炉心管理等の一連の業務を適切に行うことにより、燃料の健全性を確保することである。また、燃料の信頼性向上についても取り組んでいる。

2.2.1.4.2 保安活動の調査・評価

2.2.1.4.2.1 組織及び体制の改善状況

組織及び体制については、燃料管理を行うための適切な組織及び体制が確立され、責任、権限及びインターフェイスが明確となっている。

組織及び体制の改善に向けた明確な課題はないが、原子燃料に関する力量を維持し、検査の独立性を引き続き担保する等、今後も適正な燃料管理を実施するために必要に応じて改善を図っていく。

2.2.1.4.2.2 社内マニュアルの改善状況

社内マニュアルについては、燃料管理に関して必要な業務を適切かつ確実に実施するための具体的な方法を記載した社内マニュアルが整備されている。

社内マニュアルの改善に向けた明確な課題はないが、今後も業務が適正に実施できるよう社内マニュアルの整備を継続的に実施していく。

2.2.1.4.2.3 教育及び訓練の改善状況

教育及び訓練については、燃料管理を確実に実施できる仕組みが構築されている。

教育及び訓練の改善に向けた明確な課題はないが、今後も、国

内外の運転経験から得られる教訓等を適切に反映する等、その内容を充実するとともに、燃料管理に関する知識・技能の習得や経験・技術の伝承に努める。

2.2.1.4.2.4 設備の改善状況

設備については、燃料の信頼性向上を目的として、運転経験やトラブル反映を受けて更なる信頼性の向上を目指し、燃料の健全性に影響ない対応を実施している。

設備・運用の改善に向けた明確な課題はないが、今後も、国内外の運転経験等から得られる教訓を適切に反映させる等、燃料管理の目的に沿った改善活動を継続的に実施する。

2.2.1.4.2.5 実績指標の推移

今回の評価期間における、1次冷却材中のよう素131濃度及び原子炉停止時のよう素131濃度増加量については、社内マニュアルで規定する管理基準によって厳正に管理することにより、燃料の健全性確保が確実に実施されていることが確認できた。

2.2.1.4.2.6 まとめ

燃料管理の調査・評価結果から、改善活動は燃料管理に定着し、継続的に行われているものと判断でき、改善活動が適切であると評価できる。

なお、今回の評価では、保安のための有効な安全性向上に係る追加措置は抽出されなかった。

また、使用済燃料対策について、当社は使用済燃料対策ロードマップで示した事項それぞれについて最大限の取組みを行っている。

2.2.1.5 放射線管理及び環境放射線モニタリング

2.2.1.5.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

放射線管理の目的は、放射線業務従事者及び一般公衆に対し、法令に定められた線量限度を超える放射線被ばくを与えないことはもとより、A L A R A（As Low As Reasonably Achievable：合理的に達成可能な限り低く）の精神に基づき、受ける線量が合理的に達成可能な限り低くなるようにすることである。そのために、放射線管理区域の区域管理、放射線業務従事者の線量管理、放射線作業管理、物品移動管理、環境放射線モニタリング等の放射線防護活動を実践している。

2.2.1.5.2 保安活動の調査・評価

2.2.1.5.2.1 組織及び体制の改善状況

組織及び体制については、日常業務の運営も問題なく遂行できしており、運転経験等を踏まえた改善される仕組みによって、適切に維持及び継続的な改善が図られている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はなく、組織及び体制の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、継続的な改善により一層の充実に努める。

2.2.1.5.2.2 社内マニュアルの改善状況

社内マニュアルについては、業務を確実に実施できる仕組みとなっており、法令改正、国内外原子力発電所の事故・故障情報、運転経験等を踏まえて継続的な改善が図られている。

今回の評価期間において確認された改善例は以下のとおり。

- ・ W A N O P O & C 及びガイドラインとの整合を図ること等に伴う改正（2024年2月）

社内マニュアルの改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、法令改正の反映や運転経験による改善等を図り、その業務を確実に実施できるよう一層の充実に努める。

2.2.1.5.2.3 教育及び訓練の改善状況

教育及び訓練については、国内外原子力発電所の事故・故障情報から得られた教訓及び法令改正内容を教育内容に反映する等、適切に改善されている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

教育及び訓練の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、国内外原子力発電所の事故・故障等から得られる教訓を適切に反映させる等、教育及び訓練の充実を図り、放射線管理要員の知識・技能の習得と経験・技術の伝承に努める。

2.2.1.5.2.4 設備の改善状況

設備については、線量低減に対する関係者の意識の高揚を図ること等も含めて、運転経験等を踏まえた改善される仕組みによって、適切に維持及び継続的な改善が図られている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

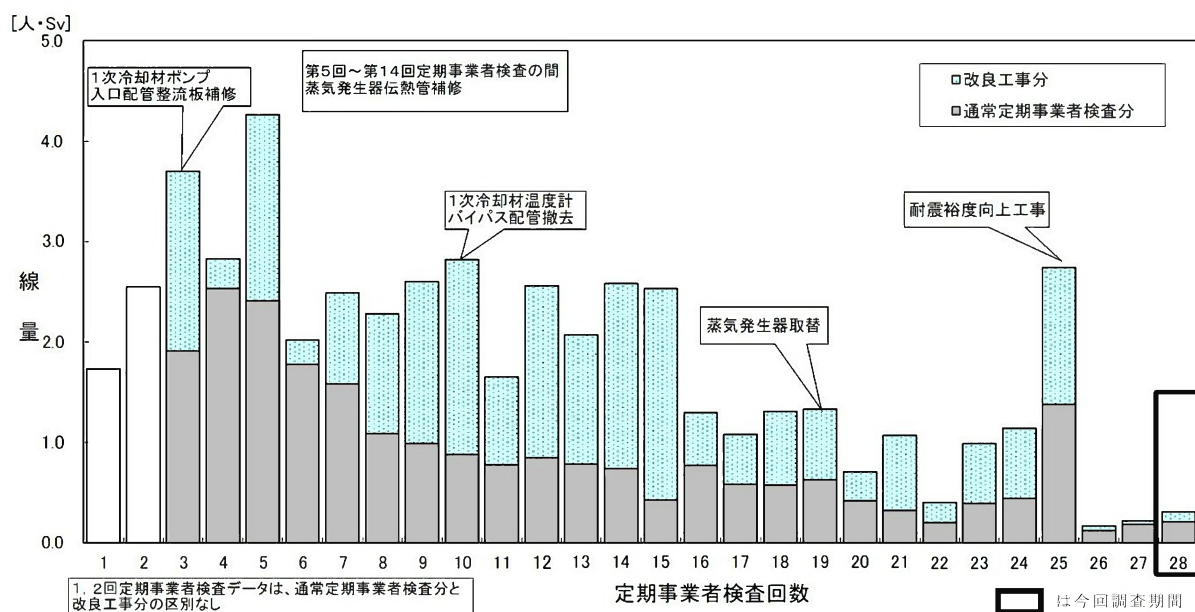
設備・運用の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、内部・外部評価における不適切な箇所の対策、改善はもちろんのこと、国内外の運転経験等から得られる教訓を適切に反映させる等、継続的な改善に努める。

2.2.1.5.2.5 実績指標の推移

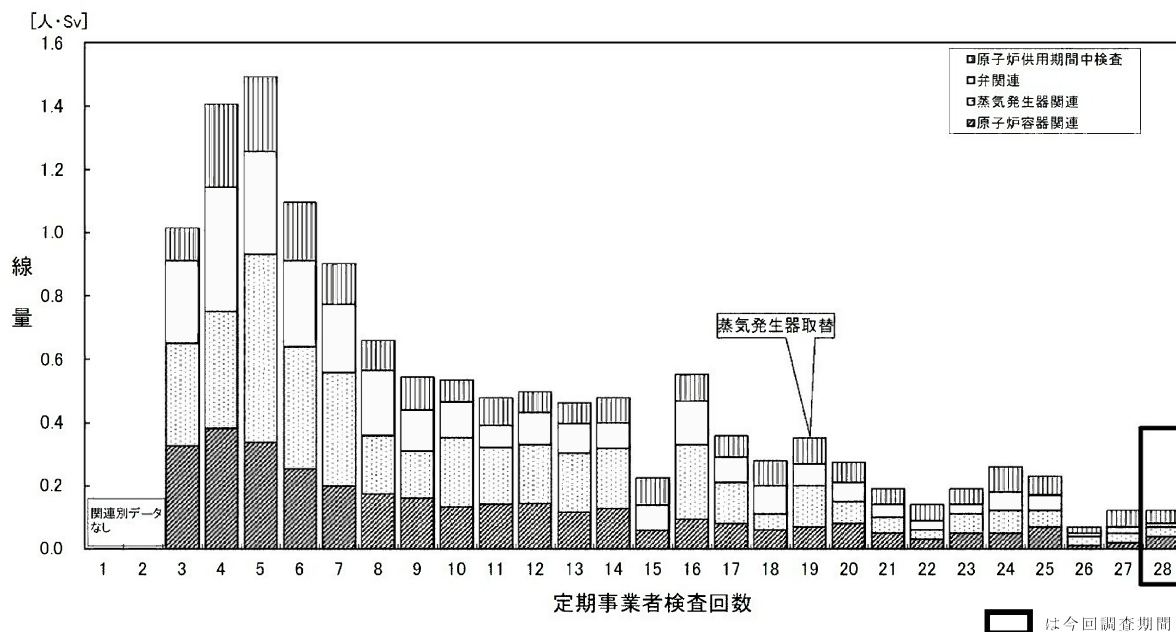
放射線管理及び環境放射線モニタリングに係る保安活動の目的に沿って実績指標及びそのデータの範囲を明確化し、評価対象期間あるいは現状を評価し得る期間における実績指標の時間的な推移を調査し、評価する。

被ばく管理については、従来から実施してきた被ばく低減対策により作業環境線量当量率が低く抑えられており、3号機第28回

定期事業者検査は低く推移した。通常の定期事業者検査作業及び改良工事作業において放射線業務従事者が受ける線量を第 2.2.1.5.1 図「定期事業者検査期間中の線量の推移（3号機）」に、主要作業における線量を第 2.2.1.5.2 図「主要作業別線量の推移（通常定期事業者検査分）（3号機）」に示す。



第 2.2.1.5.1 図 定期事業者検査期間中の線量の推移（3号機）

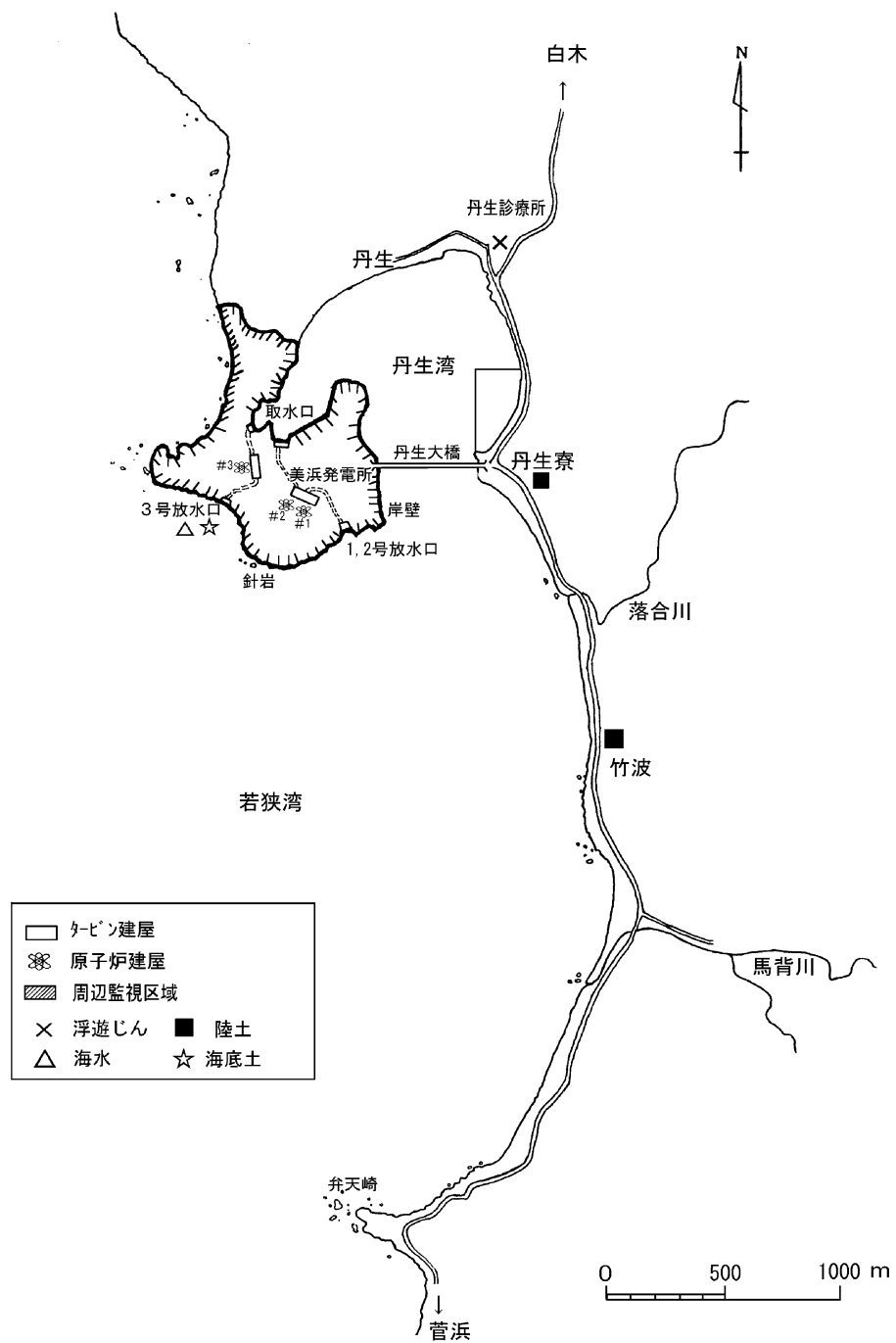


第 2.2.1.5.2 図 主要作業別線量の推移（通常定期事業者検査分）（3号機）

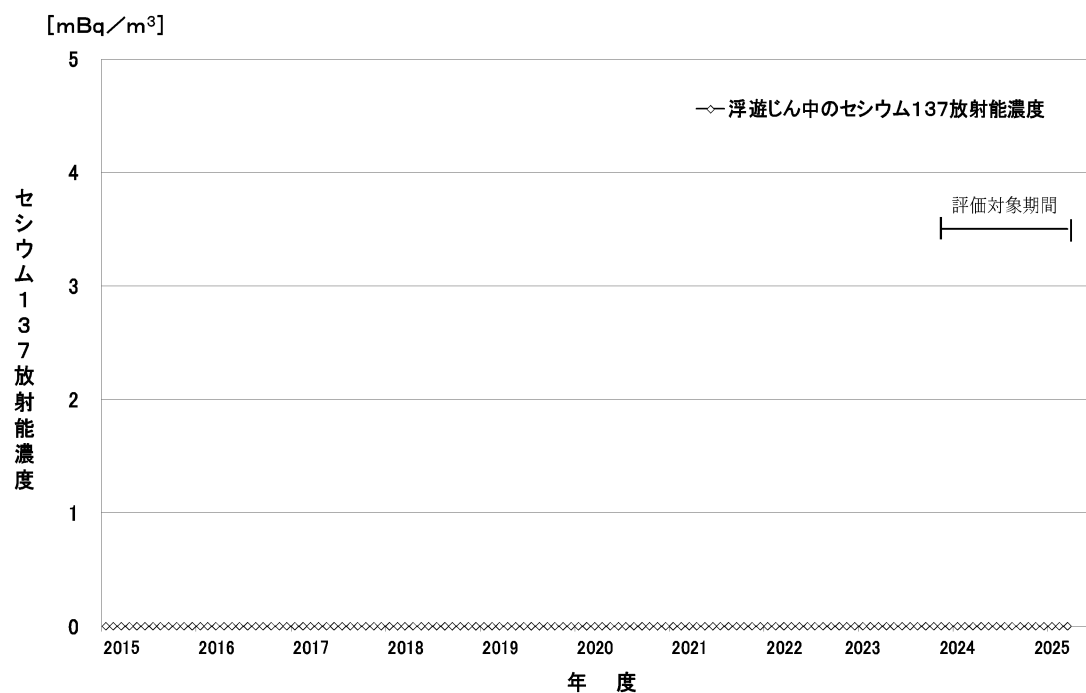
身体汚染防止については、調査対象期間における身体汚染発生率（退出モニタの測定件数と汚染警報発生件数の割合）が、0.05%以下と低い水準で推移している。

環境放射線モニタリングについては、環境試料中の放射能濃度の実績指標として適したセシウム137の濃度が、環境安全評価上で問題のない低い水準で推移している。

各試料採取地点を第 2.2.1.5.3 図「美浜発電所周辺の試料採取地点」に、各試料中の放射能濃度を第 2.2.1.5.4 図～第 2.2.1.5.7 図に示す。

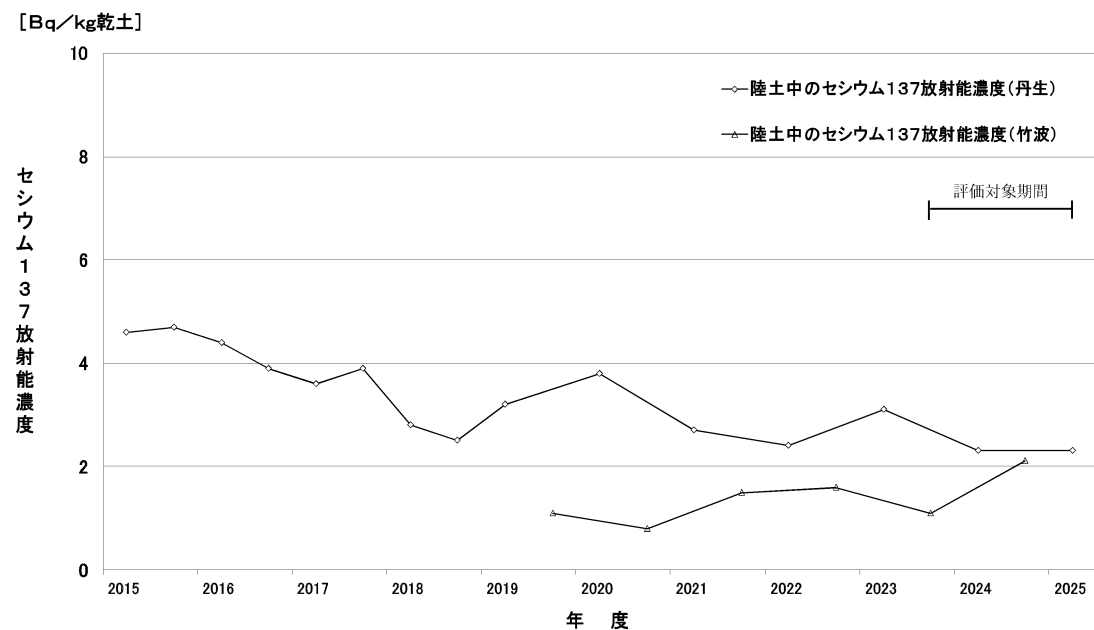


第 2.2.1.5.3 図 美浜発電所周辺の試料採取地点

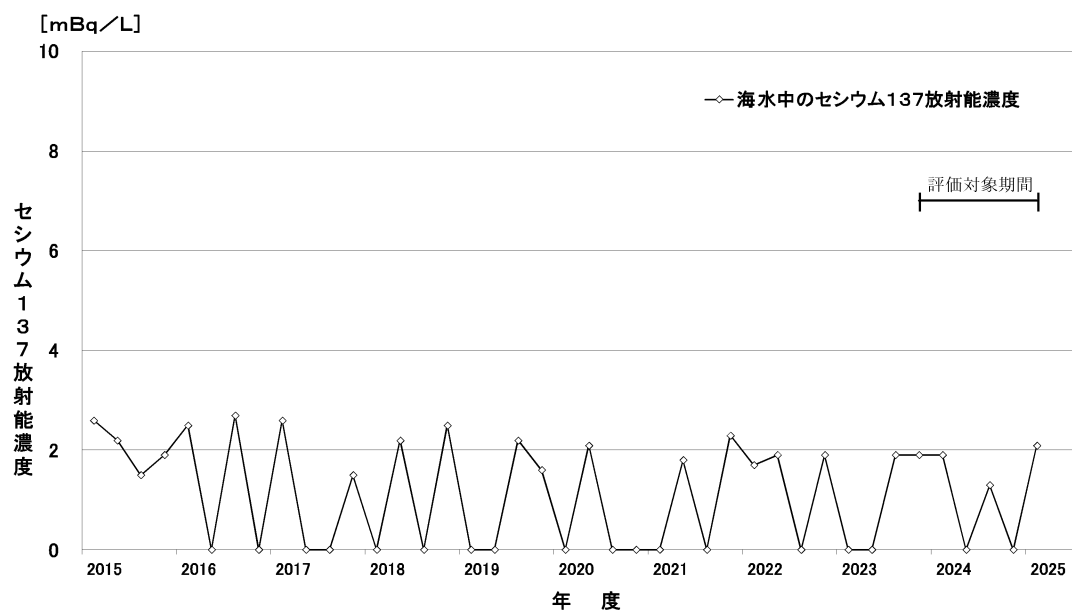


・ X 軸上の 0 データは、検出限界値未満を示す。(参考：2025 年 6 月の検出限界値 = 2.0×10^{-2} mBq/m³)

第 2.2.1.5.4 図 環境試料（浮遊じん）中の放射能濃度

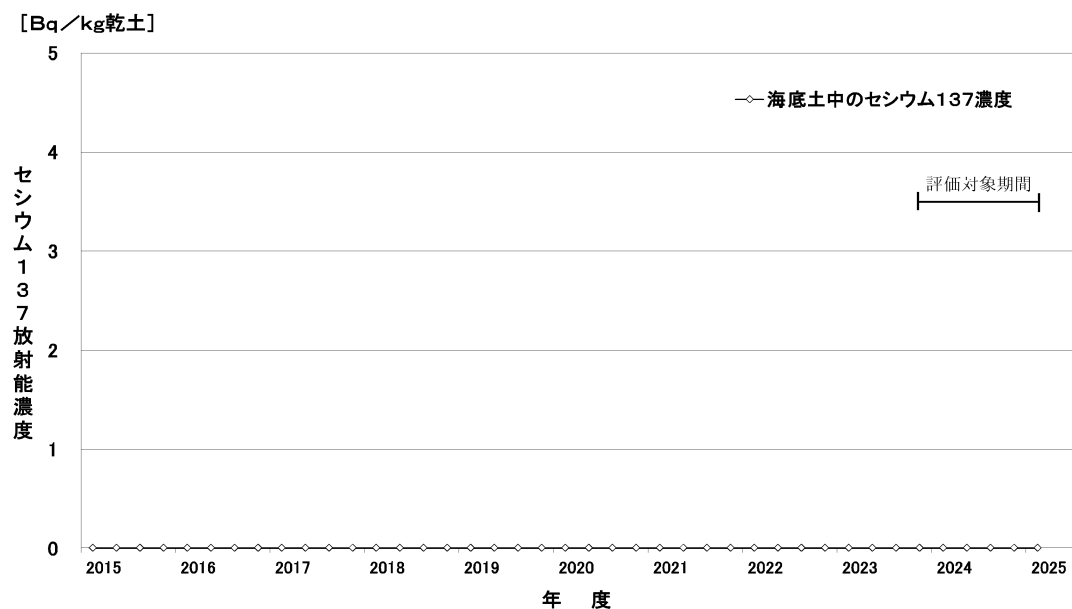


第 2.2.1.5.5 図 環境試料（陸土）中の放射能濃度



・ X 軸上の 0 データは、検出限界値未満を示す。(参考：2025 年第 1 四半期の検出限界値＝1.4mBq/L)

第 2.2.1.5.6 図 環境試料（海水）中の放射能濃度



・ X 軸上の 0 データは、検出限界値未満を示す。(参考：2025 年第 1 四半期の検出限界値＝0.4Bq/kg 乾土)

第 2.2.1.5.7 図 環境試料（海底土）中の放射能濃度

2.2.1.5.2.6 重大事故等時及び大規模損壊時の放射線管理の改善状況

重大事故等時及び大規模損壊時の放射線管理については、体制及び設備の不備に起因するトラブル等は発生しておらず、また、訓練時における放射線管理の運営が問題なく遂行できていることから、適切に維持及び継続的な改善が図られている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はなく、重大事故等時及び大規模損壊時の放射線管理の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、継続的な改善により一層の充実に努める。

2.2.1.5.2.7 まとめ

放射線管理及び環境放射線モニタリングの調査・評価結果から、改善活動は保安活動に定着し、継続的に行われているものと判断でき、改善活動が適切であると評価できる。

放射線管理については、これまでの対策を継続するとともに、A L A R Aの精神に基づき線量低減に努める必要がある。

また、環境放射線モニタリングについては、空間放射線及び環境試料中の放射能の測定を継続しつつ、測定技術や評価能力の維持向上に努める必要がある。

なお、今回の評価では、保安のための有効な安全性向上に係る追加措置については抽出されなかった。

2.2.1.6 放射性廃棄物管理

2.2.1.6.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

原子力発電所から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物管理の目的は、法令に定められた濃度限度を遵守することはもとより、A L A R A（As Low As Reasonably Achievable：合理的に達成可能な限り低く）の精神に基づき、放出量の低減に努め、一般公衆の受ける線量を合理的に達成可能な限り低くなるようにすることである。そのために、適切な処理施設を設けるとともに放出に際しても適切な管理を行い、一般公衆の受ける線量を低く保つための努力目標値である放出管理目標値を超えないように努めている。

また、放射性固体廃棄物管理の目的は、発電所内に適切に保管又は貯蔵するとともに、A L A R Aの精神に基づき、保管量の低減に努めることである。そのために、減容化や日本原燃（株）「六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター」への計画的な搬出等の低減活動を行っている。

2.2.1.6.2 保安活動の調査・評価

2.2.1.6.2.1 組織及び体制の改善状況

組織及び体制については、放射性廃棄物管理を行うための責任権限やインターフェイスが明確となっており、日常業務の運営も問題なく遂行できていることから、放射性廃棄物管理に係る組織及び体制の維持と継続的な改善が図られる仕組みができている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

組織及び体制の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、運転経験や原子力情勢等を適切に反映し、継続的な改善により一層の充実に努める。

2.2.1.6.2.2 社内マニュアルの改善状況

社内マニュアルについては、業務が確実に実施できる仕組みと

なっており、また、法令改正、国内外原子力発電所の事故・故障情報及び運転経験等を踏まえた継続的な改善が図られている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

社内マニュアルの改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、法令改正の反映や運転経験による改善等を図り、その業務が確実に実施できるよう一層の充実に努める。

2.2.1.6.2.3 教育及び訓練の改善状況

教育及び訓練については、国内外原子力発電所の事故・故障情報から得られた教訓及び法令改正内容を教育内容に反映する等、適切に改善されている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

教育及び訓練の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、国内外原子力発電所の事故・故障等から得られる教訓を適切に反映させる等、教育及び訓練の充実に図り、放射線管理課員の知識・技能の習得と経験・技術の伝承に努める。

2.2.1.6.2.4 設備の改善状況

設備については、ALARAの精神に基づき放出量及び発生・保管量を低減させる対策が適宜実施され、運転経験等を踏まえて改善される仕組みによって、適切に維持及び継続的な改善が図られている。

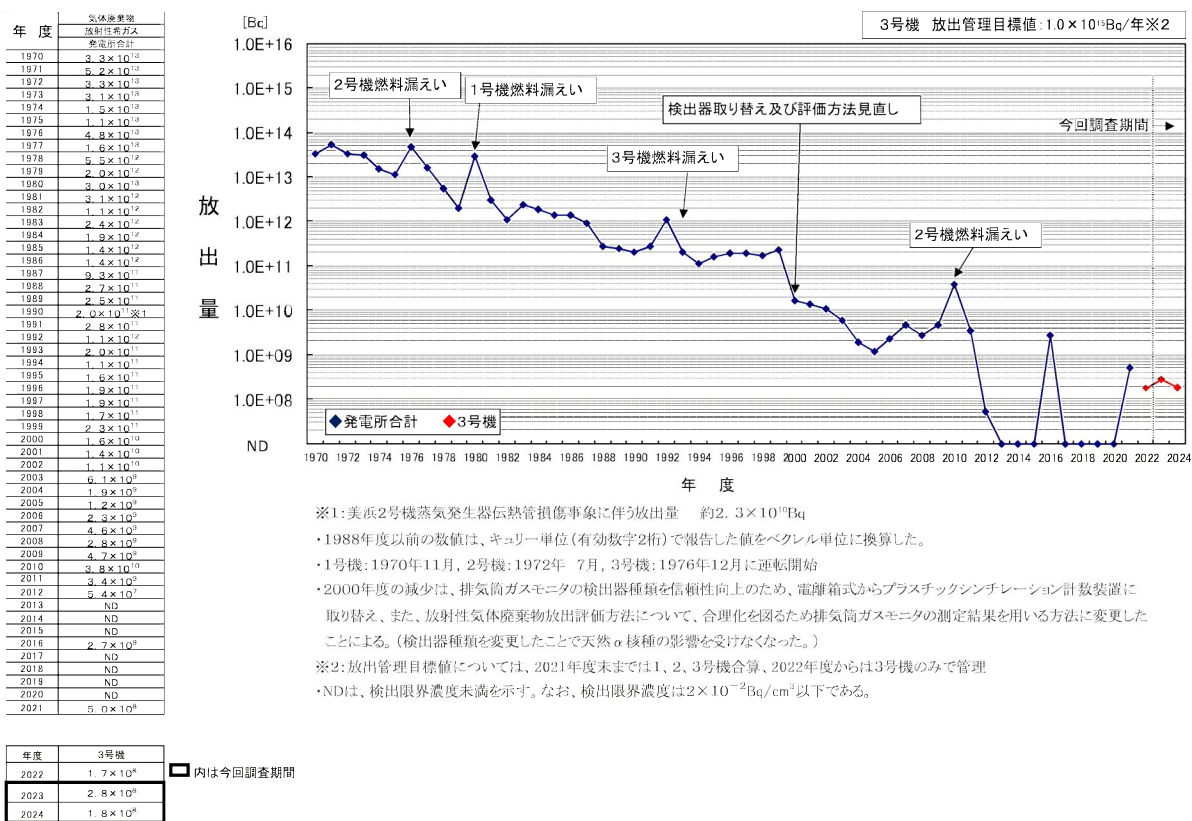
今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

設備・運用の改善に向けた明確な課題はないが、国内外原子力発電所の運転経験等から得られる教訓を適切に反映させる等、継続的な改善に努める。

2.2.1.6.2.5 実績指標の推移

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出実績並びに放射性固体廃棄物の発生・保管実績を調査し、放射性廃棄物の放出量及び発生・保管量を適切に管理していることを評価する。

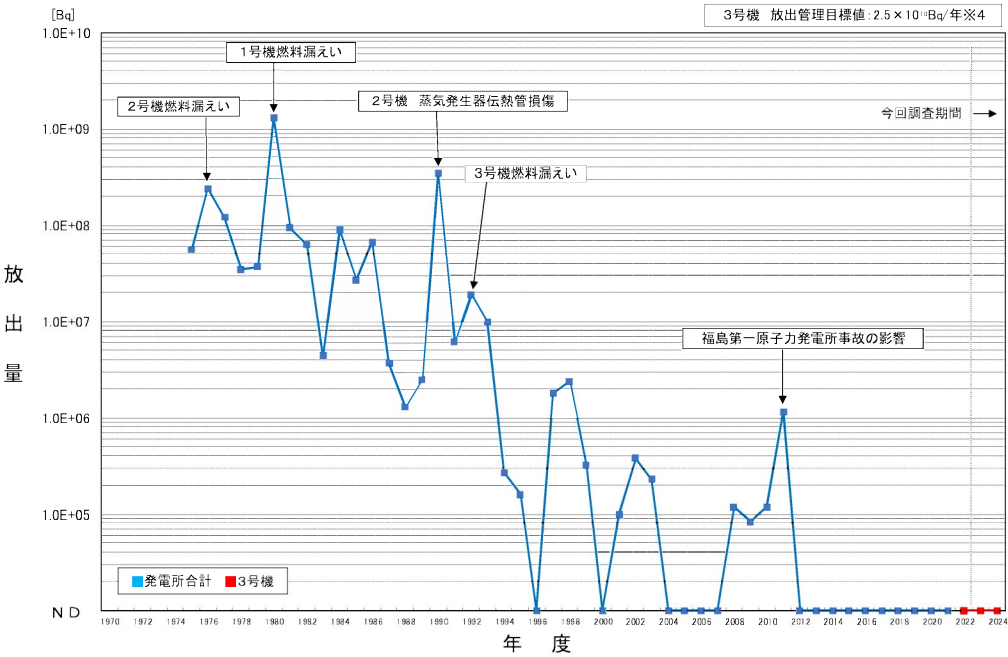
- ・放射性気体廃棄物については、調査対象期間における放射性気体廃棄物中の「放射性希ガス」及び「放射性よう素（I－131）」の放出実績が美浜発電所（3号機）の年間放出管理目標値（ $1.0 \times 10^{15} \text{Bq/年}$ 及び $2.5 \times 10^{10} \text{Bq/年}$ ）を十分下回っている。放出実績を第2.2.1.6.1図「放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出実績」及び第2.2.1.6.2図「放射性気体廃棄物中の放射性よう素（I－131）の放出実績」に示す。



第2.2.1.6.1図 放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出実績

年度	気体廃棄物 放射性よう素 発電所合計
1970	※1
1971	※1
1972	※1
1973	※1
1974	※1
1975	5.6×10^7
1976	2.4×10^8
1977	1.2×10^8
1978	3.5×10^7
1979	3.7×10^7
1980	1.3×10^8
1981	9.3×10^7
1982	6.3×10^7
1983	4.4×10^8
1984	8.8×10^7
1985	2.7×10^7
1986	6.7×10^7 ※2
1987	3.7×10^7
1988	1.3×10^8
1989	2.5×10^8
1990	3.5×10^8 ※3
1991	6.1×10^7
1992	1.9×10^7
1993	1.0×10^7
1994	2.7×10^6
1995	1.6×10^6
1996	ND
1997	1.8×10^6
1998	2.4×10^6
1999	3.2×10^5
2000	ND
2001	9.9×10^4
2002	3.8×10^5
2003	2.3×10^5
2004	ND
2005	ND
2006	ND
2007	ND
2008	1.2×10^5
2009	8.4×10^5
2010	1.2×10^5
2011	1.2×10^5
2012	ND
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	ND
2020	ND
2021	ND

年度	3号機
2022	ND
2023	ND
2024	ND



※1:1975年4月よりサンプルパッケージ運用によるよう素測定のため、1974年度以前の測定データなし。

※2:ソ連チェルノブイリ原子力発電所事故の影響が見られる。

※3:美浜発電所2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象に伴う放出量 約 3.4×10^8 Bq

・1988年度以前の数値は、キュリー単位(有効数字2桁)で報告した値をベクレル単位に換算した。

・1号機:1970年11月、2号機:1972年 7月、3号機:1976年12月に運転開始

※4:放出管理目標値については、2021年度末までは1、2、3号機合算、2022年度からは3号機のみで管理

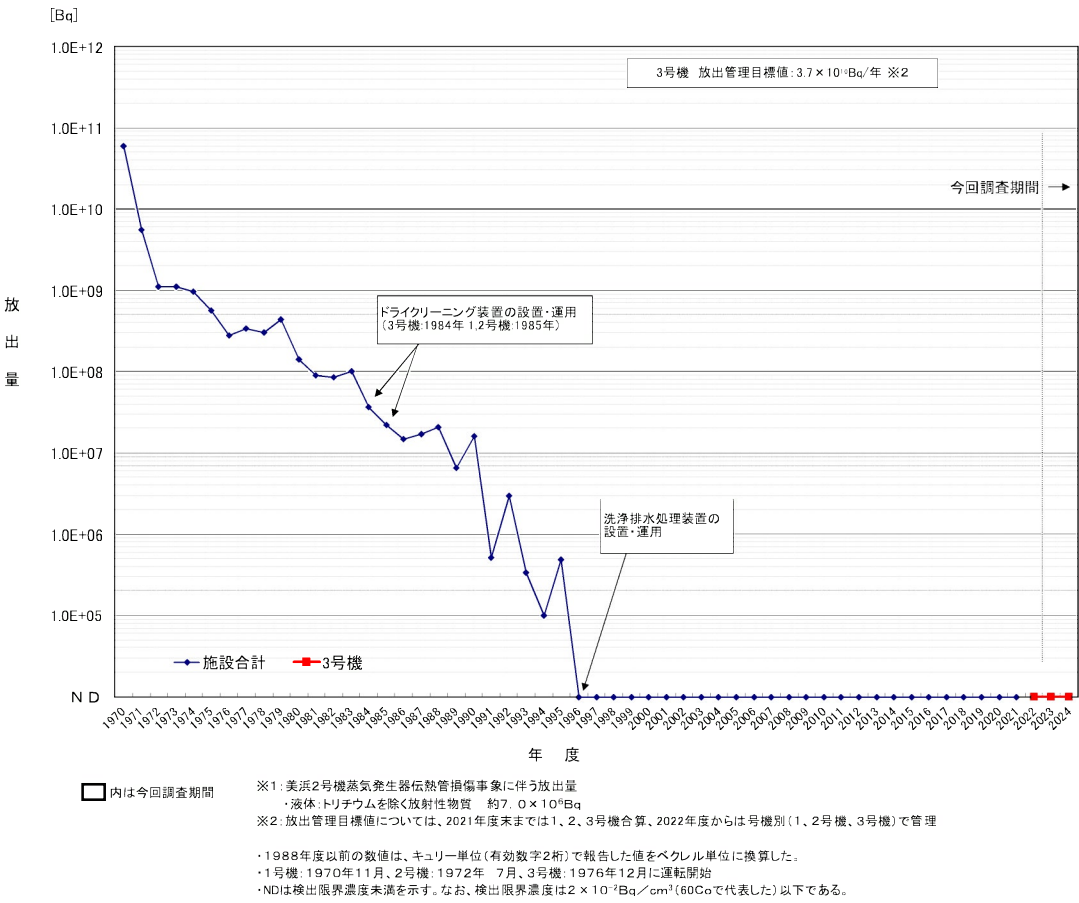
・NDは、検出限界濃度未満を示す。なお、検出限界濃度は 7×10^{-8} Bq/cm³以下である。

第 2.2.1.6.2 図 放射性気体廃棄物中の放射性よう素
(I - 1 3 1) の放出実績

・放射性液体廃棄物については、調査対象期間における放射性液体廃棄物中の「放射性物質（トリチウムを除く）」及び「トリチウム」の放出実績がそれぞれ美浜発電所（3号機）の年間放出管理目標値（ 3.7×10^{10} Bq/年）及び年間放出管理の基準値（ 5.5×10^{13} Bq/年）を十分下回っている。放出実績を第 2.2.1.6.3 図「放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出実績」及び第 2.2.1.6.4 図「放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出実績」に示す。

年度	液体廃棄物 トリチウムを除く 放射性物質 発電所合計
1970	5.9×10^{10}
1971	5.6×10^{10}
1972	1.1×10^{10}
1973	1.1×10^{10}
1974	9.6×10^9
1975	5.6×10^9
1976	2.8×10^9
1977	3.4×10^9
1978	3.0×10^9
1979	4.4×10^9
1980	1.4×10^9
1981	8.9×10^7
1982	8.5×10^7
1983	1.0×10^8
1984	3.7×10^7
1985	2.2×10^7
1986	1.5×10^7
1987	1.7×10^7
1988	2.1×10^7
1989	6.5×10^6
1990	1.6×10^7 ※1
1991	5.1×10^6
1992	3.0×10^6
1993	3.4×10^6
1994	1.0×10^7
1995	4.8×10^7
1996	ND
1997	ND
1998	ND
1999	ND
2000	ND
2001	ND
2002	ND
2003	ND
2004	ND
2005	ND
2006	ND
2007	ND
2008	ND
2009	ND
2010	ND
2011	ND
2012	ND
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	ND
2020	ND
2021	ND

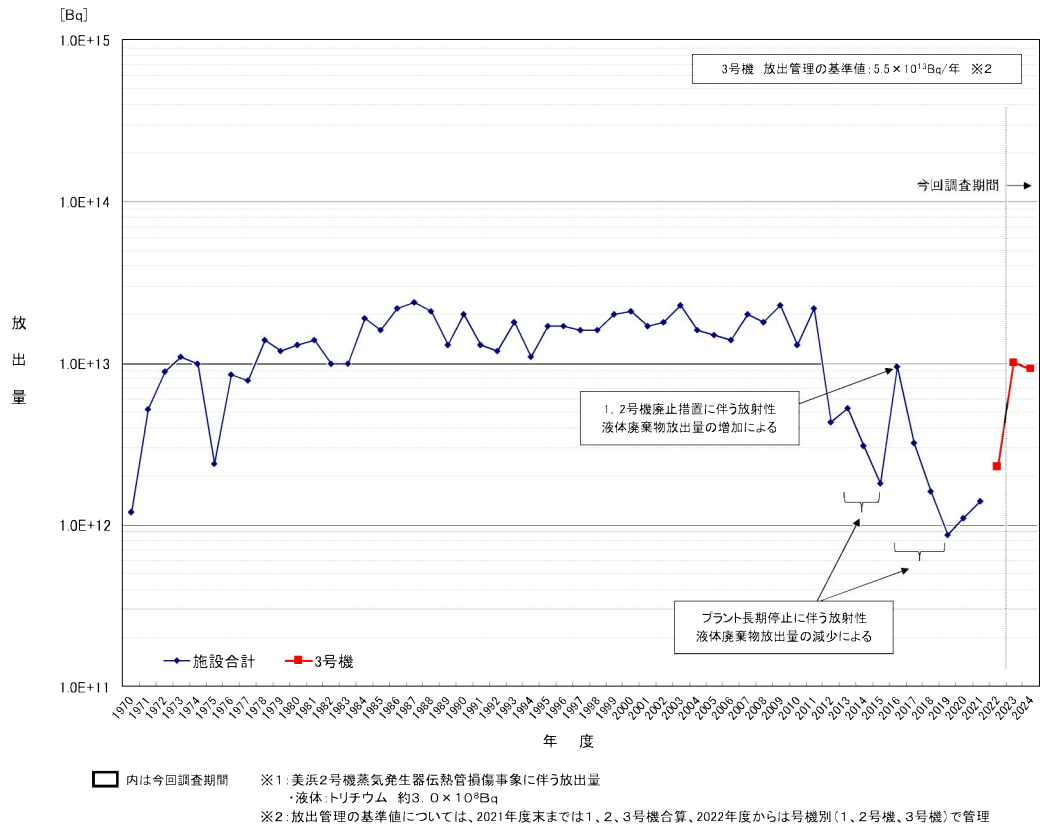
	3号機
2022	ND
2023	ND
2024	ND



第 2.2.1.6.3 図 放射性液体廃棄物中の放射性物質
(トリチウムを除く) の放出実績

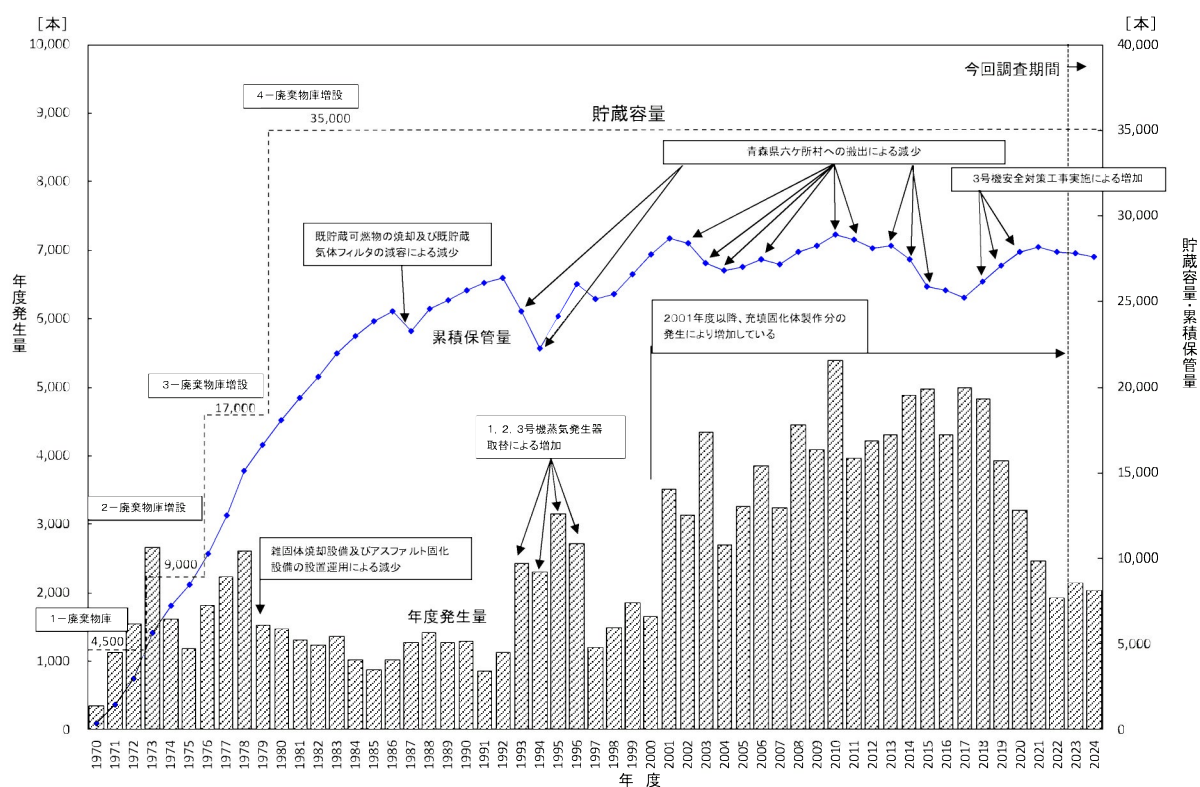
年度	液体廃棄物 トリチウム 発電所合計
1970	1.2×10^{12}
1971	5.2×10^{12}
1972	8.9×10^{12}
1973	1.1×10^{13}
1974	1.0×10^{13}
1975	2.4×10^{12}
1976	8.5×10^{12}
1977	7.8×10^{12}
1978	1.4×10^{13}
1979	1.2×10^{13}
1980	1.3×10^{13}
1981	1.4×10^{13}
1982	1.0×10^{13}
1983	1.0×10^{13}
1984	1.9×10^{12}
1985	1.6×10^{13}
1986	2.2×10^{13}
1987	2.4×10^{13}
1988	2.1×10^{13}
1989	1.3×10^{13}
1990	2.0×10^{13} ※1
1991	1.3×10^{13}
1992	1.2×10^{12}
1993	1.8×10^{13}
1994	1.1×10^{13}
1995	1.7×10^{13}
1996	1.7×10^{12}
1997	1.6×10^{13}
1998	1.6×10^{13}
1999	2.0×10^{13}
2000	2.1×10^{13}
2001	1.7×10^{13}
2002	1.8×10^{13}
2003	2.3×10^{13}
2004	1.6×10^{13}
2005	1.5×10^{13}
2006	1.4×10^{13}
2007	2.0×10^{13}
2008	1.8×10^{13}
2009	2.3×10^{14}
2010	1.3×10^{14}
2011	2.2×10^{14}
2012	4.3×10^{12}
2013	5.3×10^{12}
2014	3.1×10^{12}
2015	1.8×10^{12}
2016	9.5×10^{12}
2017	3.2×10^{12}
2018	1.6×10^{12}
2019	8.6×10^{11}
2020	1.1×10^{12}
2021	1.4×10^{12}

	3号機
2022	2.3×10^{12}
2023	1.0×10^{12}
2024	9.2×10^{12}

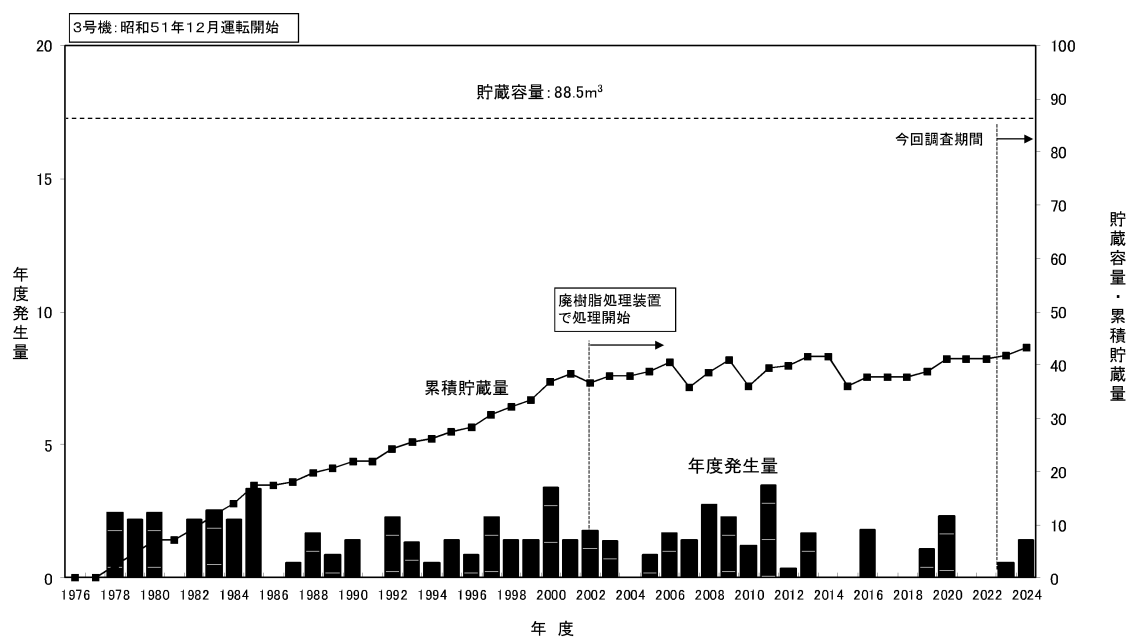


第 2.2.1.6.4 図 放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出実績

- ・放射性固体廃棄物については、「放射性固体廃棄物」及び「脱塩塔使用済樹脂」が、それぞれの保管容量、貯蔵容量以下で推移しているが、保管量の低減、将来的な保管裕度を確保するために、更なる対策の検討を進める。廃棄物の発生量、保管量の推移を第 2.2.1.6.5 図「放射性固体廃棄物の発生量、保管量の推移」及び第 2.2.1.6.6 図「脱塩塔使用済樹脂の発生量、貯蔵量の推移（美浜発電所3号機合計）」に示す。



第 2.2.1.6.5 図 放射性固体廃棄物の発生量、保管量の推移



第 2.2.1.6.6 図 脱塩塔使用済樹脂の発生量、貯蔵量の推移
(美浜発電所 3 号機合計)

2.2.1.6.2.6 まとめ

放射性廃棄物管理の調査・評価結果から、ALARAの精神に基づき、改善活動は保安活動に定着し、継続的に行われているものと判断でき、改善活動が適切であると評価できる。

なお、今回の評価では、保安のための有効な安全性向上に係る追加措置は抽出されなかった。

2.2.1.7 非常時の措置

2.2.1.7.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

非常時の措置の目的は、事故・故障等（火災、内部溢水、火山影響、地震、津波、竜巻、有毒ガス、傷病等を含む。）が発生した場合に、速やかにプラントを安全な状態に収束させるとともに、的確な状況の把握を行い、あらかじめ整備した社内外通報連絡体制に従い、社内関係者への迅速な情報の伝達並びに速やかに国及び地方自治体への通報連絡を実施するとともに、一般の方々に対しても適切に情報の公開を行うことである。

また、重大事故（シビアアクシデント）や大規模損壊といった、原子炉等規制法や原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）に規定される原子力災害^{※1}となることを防止するため、対応手順の策定及び対処設備を整備するとともに、万一原子力緊急事態等^{※2}が発生した場合に備え、体制の確立、通報連絡手段の整備及び対応に係る計画を策定し、さらに、これらが適切に実施できるよう、各種訓練を実施することにより、原子力災害の発生又は拡大を防止することである。

※1：原子力緊急事態により国民の生命、身体又は財産に生ずる被害

※2：原子力事業者の原子炉の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で当該原子力事業者の原子力事業所外へ放出された事態（原子力緊急事態の蓋然性がある事態及びその復旧段階の状況を含める。）

2.2.1.7.2 保安活動の調査・評価

2.2.1.7.2.1 組織及び体制の改善状況

組織及び体制については、事故・故障等が発生した場合の初動体制、通報連絡体制、状況把握・原因究明・再発防止対策立案の体制が、これまでの経験・事例を踏まえて運用面等の改善が適宜実施されていること、事故・故障等について広く情報を公開する体制となっていること、原子力緊急事態等発生時の体制及び組織に係る必要な改善事項を適切に反映し、2011年3月に発生した福

島第一原子力発電所事故に係る安全対策の取組事項についても進捗状況に応じ適切に反映していることから、継続的な改善が図られている。今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

組織及び体制の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも事故・故障等が発生した場合、確立された対応体制（初動体制、通報連絡体制、状況把握・原因究明・再発防止対策立案等の対応体制）により対応するとともに、教育・訓練を定期的を実施し、迅速かつ正確な通報連絡ができる体制の維持向上、傷病者等発生時の対応能力の維持向上に努める。情報公開については、これまでと同様に当社ホームページに掲載する等広く情報公開に努める。また、原子力緊急事態等発生時の対応については、原子力防災訓練の結果、国の防災基本計画や関係地方自治体の地域防災計画の見直し等の動きを踏まえて、原子力緊急事態等発生時に係る組織・体制の維持向上に努める。

2.2.1.7.2.2 社内マニュアルの改善状況

社内マニュアルについては、美浜発電所における事故・故障等発生時の対応及び原子力緊急事態等発生時に対応が実施できるように整備されており、医療機関との連携事項や事故・故障等の対応経験及び原子力防災訓練結果等を踏まえた継続的な改善を図っている。

今回の評価期間における改善例としては、令和5年度第4四半期 原子力規制検査指摘事項「重大事故等対処設備の走行用燃料等の不十分な検討による必要な資機材の未整備」を受け、各可搬型重大事故等対処設備の走行用燃料の管理基準を設定するとともに、タンクローリーの走行用燃料が不足した場合に、他の可搬型重大事故等対処設備の走行用燃料からタンクローリーへの給油に必要な資機材を配備し、給油手順を制定している。また、能登半島地震を踏まえた情報収集・情報整理に係る対応として、災害発

生時の効果的な情報収集を目的とした「情報収集メモ」の作成及び運用に関する事項を、原子力事業本部の社内マニュアルに整備した。

社内マニュアルの改善に向けた明確な課題はないが、今後とも事故・故障等発生時の対応や原子力緊急事態等発生時の対応に係るマニュアルの充実に努める。

2.2.1.7.2.3 教育及び訓練の改善状況

教育及び訓練については、社内マニュアルに頻度や実施内容等を定めて実施しており、また、対応に問題がないかを訓練等により確認するとともに、訓練結果等を踏まえた訓練内容や整備資料等の継続的な改善が図られている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はないが、能登半島地震を踏まえ、想定外を作らないとの観点から、地盤隆起の発生を仮定した机上検討及び実動訓練を実施し、代替取水の有効性を確認した。

今後とも国内外の事故・故障等発生時の対応、訓練結果等から得られる教訓を反映させる等して充実に図り、事故・故障等発生時及び緊急時の対応要員の知識・技能の更なる向上に努める。

また、緊急時リーダーシップ能力として、いかなる状況下でも冷静な判断を下し、的確な指揮を執れる能力の向上を図っていく。

2.2.1.7.2.4 設備の改善状況

設備については、国内外の事故・故障発生時等の対応、教育訓練結果等を踏まえた継続的な改善が図られている。

今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

設備の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも国内外の事故・故障等発生時の対応、教育訓練結果から得られる教訓を反映させる等確実に実施し、継続的な改善を図り、対応設備の一層の

充実に努める。

2.2.1.7.2.5 実績指標の推移

非常時の措置に係る保安活動の目的に沿って実績指標及びそのデータの範囲を明確化し、実績指標の時間的な推移を評価対象期間又は定めた範囲について調査し、確実に実施されていることを評価する。

原子力事業者防災業務計画の修正実績については、第 2.2.1.7.1 表「美浜発電所原子力事業者防災業務計画修正実績」に示すように年 1 回修正が行われている。

第 2.2.1.7.1 表 美浜発電所原子力事業者防災業務計画修正実績

年度	内容
2024 年度 (2024 年 6 月 24 日)	1. 社内組織改正に伴う反映 2. 福井県緊急時モニタリング実施要領改正の反映

原子力防災訓練については、第 2.2.1.7.2 表「原子力防災訓練の概要」に示すように、年 1 回確実に実施している。

第 2.2.1.7.2 表 原子力防災訓練の概要

実施年度	訓練概要	訓練結果を踏まえた 主な改善事項
2024 年度	全交流電源喪失、原子炉冷却機能の喪失等を想定し、原災法第 15 条に至ったとの想定で緊急時組織の各種訓練を実施した。 「美浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡、管理区域内での負傷者を想定した。また、緊急時医療対応や緊急応急対策等の確認を行った。 (シナリオ非提示型訓練 (ブラインド訓練))	・ 発電所対策本部からの E A L 通報票発信について (通報票の送信が完了しない場合の運用に係る改善)

消防総合訓練の実績については、第 2.2.1.7.3 表「美浜発電所消防総合訓練の概要」に示すように、年 1 回確実に実施している。

第 2.2.1.7.3 表 美浜発電所消防総合訓練の概要

実施年度	概要
2024 年度	美浜発電所 1，2 号機起動変圧器及び 3 号機管理区域からの火災発生を想定事象とし、初期対応訓練、通報連絡訓練、情報連絡訓練、消火活動訓練を社員及び消防機関、自衛消防隊を対象として、各組織が連携し安全を確保しつつ、迅速かつ的確な消防活動を実施した。

2.2.1.7.2.6 まとめ

保安活動の調査・評価結果から、改善活動は保安活動に定着し、継続的に行われているものと判断でき改善活動が適切であると評価できる。

また、保安活動の改善に係る明確な課題はないものの、今後とも保安活動を行う仕組みが機能していくために、継続的な改善活動に取り組む必要がある。

さらに現在、原子力事業本部及び各発電所においては、シビアアクシデント時における現場対応能力の一層の向上を目的として、「シビアアクシデント対応の高度化」（対応の迅速化、確実性の向上、及び不安要素の低減を目標とした改善活動）に取り組んでおり、さらなる改善が見込まれる手順及び設備を抽出している。今後は、抽出した対象について、許認可手続きの要否や効果等を踏まえた実現性の検討を進め、その結果については、次回以降の届出において記載していく予定である。

なお、今回の評価では、保安のための有効な安全性向上に係る追加措置は抽出されなかった。

2.2.1.8 安全文化の醸成活動

2.2.1.8.1 保安活動の目的及び目的の達成に向けた活動

安全文化醸成活動は、第 2.2.1.8.1 図「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」に則り、組織及び組織を構成する経営層から現場第一線までの一人ひとりが、安全最優先の意識を持って、原子力発電所の安全（原子力安全、労働安全、社会の信頼）を維持・改善するためのあらゆる活動に取り組んでいる状態であるよう、安全最優先の意識・行動を浸透させ、維持していくことであり、次の安全文化醸成活動（第 2.2.1.8.2 図「安全文化評価の全体像」）を実施している。

- ・あらゆる保安活動を対象に、「安全文化評価」を実施する。評価は、「組織・人の意識、行動の評価」、「安全の結果（原子力安全、労働安全、社会の信頼）の評価」及び「外部の評価（地域の声、原子力安全検証委員会の意見）」の 3 つの切り口から実施する。
- ・評価結果より抽出された課題に対する重点施策を検討、実施する。
- ・評価方法等に関して抽出された課題に対して改善を行う。

○ 安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針

「安全を守る。それは私の使命、我が社の使命」との美浜発電所 3 号機事故再発防止に向けた宣言に基づく行動計画を継承しつつ、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて策定した「原子力発電の安全性向上への決意」のもと、国内外のメーカ・協力会社等と連携し、以下の品質方針に基づく活動により安全文化を高め、安全を第一とした原子力事業の運営を行う。

- 1.安全を何よりも優先します
- 2.安全のために積極的に資源を投入します
- 3.原子力の特性を十分認識し、リスク低減への取組みを継続します
- 4.地元をはじめ社会の皆さまとのコミュニケーションを一層推進し、信頼の回復に努めます
- 5.安全への取組みを客観的に評価します

2022年6月28日
関西電力株式会社
社長

森 望

第 2.2.1.8.1 図 安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針

● 安全文化評価

「原子力安全」「労働安全」「社会の信頼」を維持、改善するためのあらゆる活動を対象に、安全文化の再構築の状況をさまざまな切り口から評価し、抽出された課題に取り組んでいます。

● 安全文化評価の枠組みと評価の視点



● 評価の方法

[a. 3つの切り口による評価]

I. 組織・人の意識、行動の評価

- ・安全文化の3本柱の観点で、どのような状況にあるのか。
- ・当社の弱みや改善が望ましい点、強みや良好事例は何か。

II. 安全の結果（原子力安全、労働安全、社会の信頼）の評価

- ・意思、行動の結果として達成される安全はどのような状況にあるのか。
- ・その状況から意思、行動に対して問題になる点は見られないか。

III. 外部の評価（地域の声、原子力安全検証委員会の意見）

- ・当社の活動が、外部からどのように受け止められ、今後の取組みに反映すべき点はないか。

[b. 総合評価]

- 1～Ⅲの評価で抽出した課題や気がかりと良好事例を踏まえて、原子力部門全体の安全文化の状況を評価します。

第 2.2.1.8.2 図 安全文化評価の全体像

2.2.1.8.2 安全文化活動の実施状況の調査・評価

2.2.1.8.2.1 実績指標の調査

今回の安全性向上評価の対象として、2024 年度の美浜発電所の安全文化評価の結果を記載する。

3つの切り口による評価から、安全最優先の価値観や原子力安全を高める意識の浸透、定着を念頭に日常の保安活動が行われており、概ね良好な状態は維持できていると考える。一方で、L A（リーダーシップ）、R C（問題提起できる環境）で以下に示す課題が抽出された。

- ・ L A の観点では、業務効率化や負荷平準化に取り組んでいるものの、要員不足の声は多く、繁忙感の解消には至っていないことから、引き続き事業本部大での検討を進めていく必要がある。また、管理層の現場への影響力や変更管理に起因する不適合事象が多く発生しており、改善の余地がある。
- ・ R C の観点では、心理的安全が確保されているとのセルフチェック結果となっている一方、「問題を表面化させたくない雰囲気がある」との意見が増加している。

2.2.1.8.2.2 改善活動の調査

現在、美浜発電所では、要員不足による繁忙感を解消するために、ワークアウト等による業務負荷の低減、要員配置の工夫を継続的に行っている。

管理職は意思決定に係る業務プロセス等において、ルール浸透や理解促進、品質向上につながる問いかけだけでなく、効率化につながる問いかけを一層推進している。また、MOの枠組みを通じてトラブル未然防止の観点と効率化の観点から、業務プロセスに関与している。

また、原子力部門全体の安全文化評価結果として、経営層と社員の間に認識のギャップがあることが確認されたことから、経営層や所属長が責任をもって、伝えることを明確にした「伝わるコ

コミュニケーション」を重点施策として展開しており、経営層の想いが社員まで徐々に浸透しつつある。また、想いの伝達だけでなく双方向のコミュニケーションにより、経営層は社員の声を受け止め、再度伝達するといった対話の土台を築くよう、取り組んでいる。さらに、2024 年度からこれまで実施してきた各施策の周知、及びミドルマネジメントへのサポート強化対策として「伝わるコミュニケーション」の取組みを「2WAY・マネジメント」として発展させ、双方向でのコミュニケーションを図り、問題提起しやすい職場環境の構築に努めている。

上記に加え、当社原子力部門では、再稼働という明確な目標に向け、トップダウン的に組織を運営してきたが、7基体制が達成された現在の状況では、長期的に安全・安定運転を継続するために、あらゆる階層の要員から意見や課題を提起しやすい文化を醸成していく活動が必要と考えている。

美浜発電所では、2WAY・マネジメントの一環として、「グッドニュース、バッドニュースを問わず、感謝と敬意をもって接します」等の所長宣言を行うとともに全所員や協力会社に向けたメッセージ発信等を継続的に行っている。また、ミドル層支援の一環として、役職者とのヒアリング、職場懇談会への参加等、日常的なコミュニケーションを通じ、組織文化醸成に取り組んでいる。こうした所長をはじめとする発電所幹部のプロアクティブな姿勢や、良いニュースだけでなく問題点を共有することへの積極的な対応について、「課題が共有しやすくなっている」との反応も挙げられている。

評価方法・評価を行う仕組みについても改善を行ってきた。

まず、2020 年に新検査制度が導入された際に、品管規則及び原子力規制委員会のガイドラインに基づき安全文化を検査することになった。ガイドラインでは 10 特性（43 属性）の評価視点に基づいて検査することが定められているため、評価プロセスに用いる当社独自の評価視点（14 視点）に世界標準の評価視点の要素を

盛り込んだが、検査対応上、評価視点の変換作業が必要となり、当社による解釈を挟むため、規制側と当社との間で認識の齟齬が生じるおそれがあった。そこで、2022 年度から、原子力事業本部及び 3 発電所の評価において 14 視点を 10 特性に変更し、規制側の評価視点との整合を図る改善を図った。

さらに、2019 年度以前の安全文化評価は、評価プロセスに用いる当社独自の評価視点（14 視点）ごとの評価を実施しており、課題が生じやすい特定の視点に対する対策（資源配分、技術伝承等）が継続する傾向があったが、2020 年度から原子力部門では、組織の状態を俯瞰したうえで、視点・特性を横断的に評価し、特性間の関連や、所属長・経営層のセルフアセスメントで抽出した課題の背後にある共通要因等进行分析する手法を原子力事業本部及び 3 発電所で導入している。

ただし、こうした俯瞰評価をもとに前年度末に案出した重点施策から、具体的なアクション事項を当年度上期に計画し、またその結果を当年度下期に評価するまでのインターバルが極めて短いことから、2024 年度より安全文化評価・醸成活動のプロセス見直しを行い、俯瞰評価を含む総合評価を 3 年周期に変更した。

2.2.1.8.2.3 安全文化醸成活動の実施状況のまとめ及び今後の取組み

安全文化醸成活動について、安全文化評価が適切に実施され、評価に基づく改善活動に取り組んでいる。また、安全文化醸成活動の仕組みについても、自律的かつ継続的に改善してきており、今後ともより有効に機能する仕組みを構築するよう努めていく。

また、国内外の取組みを参考に、評価の中長期的なプロセスの見直しを実施していくことで、より実効的な醸成活動につなげていく。

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備

原子炉等規制法第 43 条の 3 の 6 及び第 43 条の 3 の 14 に規定する基準（重大事故等対策に限る。）により必要とされた機器等以外のものであって、事故の発生及び拡大の防止に資する自主的な措置を整備している。これらは技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備であり、多様性拡張設備と位置付けている。

多様性拡張設備は柔軟な事故対応を行うために対応手段とともに選定していることから、美浜発電所 3 号機に配備している多様性拡張設備について、機能ごとに分類される対応手順に従って、多様性拡張設備、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備及び仕様等を整理し、第 2.2.1.9.1.1 表から第 2.2.1.9.1.19 表及び第 2.2.1.9.2.1 表から第 2.2.1.9.2.16 表に示す。

なお、多様性拡張設備を用いる手順に係る教育・訓練については、重大事故等対処設備に係る教育・訓練の枠組みの中で実施することとしており、その実施状況については、「2.2.1 保安活動の実施状況」において、調査、評価を行っている。

第2.2.1.9.1.1表 多様性拡張設備整理表（1／19）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	原子炉保護系リレーラック 又は 安全保護系プロセス計装 又は 原子炉核計装	手動による原子炉緊急停止	—	A T W Sが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉を緊急停止する。	【重大事故等対処設備】 原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作） 【多様性拡張設備】 MGセット電源（常用母線440Vしゃ断器操作器）（中央制御盤手動操作） 制御棒操作器（中央制御盤手動操作） MGセット電源（発電機出力しゃ断器スイッチ）（現場手動操作） 原子炉トリップしゃ断器スイッチ（現場手動操作）
			制御棒クラスタ 又は 原子炉トリップしゃ断器 又は 原子炉保護系リレーラック 又は 安全保護系プロセス計装 又は 原子炉核計装	原子炉出力抑制（自動）	—	A T W Sが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、重大事故等対処設備であるA T W S緩和設備の作動により原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持する。	【重大事故等対処設備】 A T W S緩和設備 〔蒸気発生器水位異常低による〕 ・タービントリップ ・主蒸気隔離 ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ〕 主蒸気止弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸濃縮（中央制御盤手動操作）
				原子炉出力抑制（手動）	—	A T W S緩和設備の自動信号が発信するものの、原子炉を未臨界に移行するために必要な機器等が自動動作しなかった場合、中央制御室から手動によりタービントリップ、主蒸気止弁の閉操作及び補助給水ポンプの起動を行うことで原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持する。	【多様性拡張設備】 タービントリップスイッチ（中央制御盤手動操作） 【重大事故等対処設備】 主蒸気止弁（中央制御盤手動操作） 電動補助給水ポンプ（中央制御盤手動操作） タービン動補助給水ポンプ（中央制御盤手動操作） 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸濃縮（中央制御盤手動操作）
				ほう酸水注入	—	A T W Sが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水の注入を行い負の反応度を添加するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。	【重大事故等対処設備】 ほう酸タンク ほう酸ポンプ 緊急ほう酸注入弁 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ほう酸注入タンク

第2.2.1.9.1.2表 多様性拡張設備整理表（2／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するための必要な手順	フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ 又は 復水タンク 又は 主蒸気逃がし弁	1次冷却系のフィードアンドブリード	—	蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 充てん／高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ
			電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ 又は 復水タンク	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	【多様性拡張設備】 主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 海水ポンプ
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合において主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できず、かつ蒸気発生器圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合に、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
			復水タンク		海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合に蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、海水ポンプを用いて補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器に注水する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
					送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合でかつ、海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水ができない場合に蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、送水車を用いてタービン動補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器に注水する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
			主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁

第2.2.1.9.1.2表 多様性拡張設備整理表（2／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 直流電源	補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	常設直流電源系統喪失時により、タービン動補助給水ポンプを駆動するために必要なタービン動補助給水ポンプ起動弁の駆動源が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及び補助給水流量制御弁出口弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）
			電動補助給水ポンプ 全交流動力電源		空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ

第2.2.1.9.1.2表 多様性拡張設備整理表（2／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	サポート系機能喪失時	主蒸気逃がし弁全交流動力電源（制御用空気）又は直流電源	主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉となるとともに中央制御室からの遠隔操作が不能となる。この場合、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。 なお、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用） 可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用） 大容量ポンプ B計器用空気圧縮機（海水冷却）
					窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応が可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応が可能である。	
					大容量ポンプを用いたB計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、大容量ポンプを用いてB計器用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁の機能を回復する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
		—	—	監視及び制御	加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定	原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を加圧器水位計及び蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が機能喪失又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。	【重大事故等対処設備】 加圧器水位計 蒸気発生器水位計（広域） 蒸気発生器水位計（狭域） 補助給水流量計 復水タンク水位計
					補助給水ポンプの動作状況確認	蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの動作状況を補助給水流量計、復水タンク水位計及び蒸気発生器水位計により確認する。	
					加圧器水位（原子炉水位）の制御	燃料取替用水タンク水等を恒設代替低圧注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する。	
					蒸気発生器水位の制御	蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。	

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表（3／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水タンク又は主蒸気逃がし弁	1次冷却系のフィードアンドブリード	—	蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いて1次冷却系を減圧する。ただし、この手順は1次冷却系のフィードアンドブリードであり、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。	【重大事故等対処設備】 加圧器逃がし弁 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ
			電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水タンク	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	【多様性拡張設備】 主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 海水ポンプ
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できず、さらに主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合に、蒸気発生器圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
			復水タンク		海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合に蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、海水ポンプを用いて補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器に注水する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
					送水車を用いたタービン動補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合でかつ、海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水ができない場合に蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、送水車を用いてタービン動補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器に注水する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 タービン動補助給水ポンプ 送水車 蒸気発生器 軽油用ドラム缶
			主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表（3／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	加圧器逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、蒸気発生器2次側による炉心冷却による1次冷却系の減圧のため、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク
					主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できず、さらに主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合に、蒸気発生器圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
				蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器2次側による炉心冷却による1次冷却系の減圧が開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開いていなければ中央制御室にて開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び1次冷却系の減圧を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁
					タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	
				加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレ止弁による減圧	加圧器逃がし弁の故障等により、1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器補助スプレ止弁を中央制御室で開操作し減圧を行う。	【多様性拡張設備】 加圧器補助スプレ止弁

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表（3／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ及び直流電源	補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	常設直流電源系統喪失時によりタービン動補助給水ポンプを駆動するために必要なタービン動補助給水ポンプ起動弁の駆動源が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及び補助給水流量制御弁出口弁の開度を調整し、1次冷却系の圧力が冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）
			電動補助給水ポンプ及び全交流動力電源		空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表（3／19）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	サポート系機能喪失時	主蒸気逃がし弁 全交流動力電源（制御用空気） 又は 直流電源	主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉となるとともに中央制御室からの遠隔操作が不能となる。この場合、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系を減圧する。 主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。 なお、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用） 可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用） 大容量ポンプ B計器用空気圧縮機（海水冷却）
					窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室から遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					大容量ポンプを用いたB計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、大容量ポンプを用いてB計器用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁の機能を回復する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表（3／19）（その5）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	サポート系機能喪失時	加圧器逃がし弁全交流動力電源（制御用空気）又は直流電源	加圧器逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は、駆動源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により計器用空気圧縮機が停止し、制御用空気が喪失した場合は開操作が不能となる。加圧器逃がし弁の機能回復（駆動用空気回復）として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧する。 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）は、想定される重大事故等が発生した場合の格納容器内圧力においても加圧器逃がし弁が確実に動作する容量及び圧力のポンベを配備している。 なお、加圧器逃がし弁1回の動作に必要な窒素量は、ポンベ容量に対し少量であり、事故時の操作回数も少ないことから、事象収束まで必要な量を十分に確保する。	【重大事故等対処設備】 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用） 可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用） 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用） 空冷式非常用発電装置 可搬式整流器 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 大容量ポンプ B計器用空気圧縮機（海水冷却）
					可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は駆動源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により計器用空気圧縮機が停止し、制御用空気が喪失した場合は開操作が不能となる。加圧器逃がし弁の機能回復（駆動用空気回復）として、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧する。 可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）は、想定される重大事故等が発生した場合の格納容器内圧力においても加圧器逃がし弁が確実に動作する容量及び圧力の空気圧縮機を配備している。	
					可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は、駆動電源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であるため、常設直流電源系統が喪失した場合は、電磁弁が動作せず開操作が不能となる。そのため、加圧器逃がし弁機能回復（直流電源回復）として、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、想定される重大事故等が発生した場合の格納容器内圧力においても加圧器逃がし弁が確実に動作する電源容量のバッテリーを配備している。 なお、加圧器逃がし弁用電磁弁消費電力は、バッテリー容量に対し少量であり、事象収束まで必要な量を十分に確保する。	
					空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は、駆動電源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であるため、常設直流電源が喪失した場合は、電磁弁が動作せず開操作が不能となる。そのため、加圧器逃がし弁機能回復（直流電源回復）として、空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧する。	
					大容量ポンプを用いたB計器用空気圧縮機（海水冷却）による加圧器逃がし弁の機能回復	加圧器逃がし弁は駆動源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により計器用空気圧縮機が停止し、制御用空気が喪失した場合は開操作ができなくなる。そのため、全交流動力電源が喪失した場合に、大容量ポンプを用いてB計器用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧する。	

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表（3／19）（その6）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止	-	加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧	炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止	炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。	【重大事故等対処設備】 加圧器逃がし弁

第2.2.1.9.1.3表 多様性拡張設備整理表（3／19）（その7）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	蒸気発生器伝熱管破損	-	1次冷却系の減圧	蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順	蒸気発生器伝熱管破損発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、1次冷却材の格納容器外への漏えいが生じる。したがって、漏えい量を抑制するための早期の1次冷却系の減温、減圧を行う必要がある。 破損側蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位、高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器を隔離する。 破損側蒸気発生器の隔離完了後、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作及び加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系と破損側蒸気発生器2次側の圧力を均圧させることで、1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。 全交流動力電源喪失時においては、高感度型主蒸気管モニタ等による監視が不能となるが、破損側蒸気発生器は1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力及び水位の指示値により判断する。 また、破損側蒸気発生器の隔離ができない場合においても、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却及び1次冷却系の減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 加圧器逃がし弁
		インターフェイスシステムLOCA	-		インターフェイスシステムLOCA発生時の手順	インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、1次冷却材の格納容器外への漏えいが生じる。したがって、漏えい量を抑制するため早期の1次冷却系の減温、減圧及び保有水量を確保するための原子炉への注水が必要となる。 格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため、破損箇所を早期に発見し隔離する。 隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の漏えい量を抑制する。 低温停止に移行する場合、余熱除去系による原子炉の冷却が困難であれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。 化学体積制御系から1次冷却材が格納容器外へ漏えいした場合においてもインターフェイスシステムLOCAと同様の兆候を示すが、対応手順は設計基準事故の対象として整備している。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 加圧器逃がし弁

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1 次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプ又は燃料取替用水タンク	代替炉心注水	A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用） 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク N o．1， 2 淡水タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 海水ポンプ
						恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ（以下「消火ポンプ」という。）によりA、B淡水タンク水又はN o．1， 2 淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。	
						海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプへの直接供給による代替炉心注水	原子炉への注水が必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し原子炉への注水ができない場合、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプへ海水を直接供給し、原子炉に注水する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレーを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するための手順		1 次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラ又は余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第1弁）又は余熱除去ポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ連絡第2弁）	代替再循環運転	A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転	再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラの故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）及びA内部スプレクーラにより格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用） A内部スプレクーラ A、B内部スプレポンプ入口弁（格納容器再循環サンプ側） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン
				格納容器再循環サンプスクリーン	炉心注水	格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順	A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に対応する手段がある。この再循環運転での原子炉への注水に至るまでには、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び内部スプレポンプを使用した再循環運転を行っていることも考えられるため、これらを含めて格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に対応する。 格納容器再循環サンプスクリーンについては、海外で発生した格納容器再循環サンプスクリーン閉塞対策として、必要な設備の対策を行っており閉塞することは考えにくいものの、閉塞が発生した場合に備え対応する。	【重大事故等対処設備】 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク 【多様性拡張設備】 ほう酸ポンプ ほう酸タンク 1次系補給水ポンプ 1次系純水タンク
					代替炉心注水	格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順	A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に対応する手段がある。この再循環運転での原子炉への注水に至るまでには、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び内部スプレポンプを使用した再循環運転を行っていることも考えられるため、これらを含めて格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に対応する。 格納容器再循環サンプスクリーンについては、海外で発生した格納容器再循環サンプスクリーン閉塞対策として、必要な設備の対策を行っており閉塞することは考えにくいものの、閉塞が発生した場合に備え対応する。	【重大事故等対処設備】 A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用） 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク No. 1，2淡水タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 海水ポンプ

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水側とするよう準備を行い、空冷式非常用発電装置より受電すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。なお、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し、代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 A、B内部スプレポンプ（自己冷却） （RHRＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ N o． 1， 2淡水タンク
						C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 C充てん／高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
						ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりN o． 1， 2淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによりN o． 1， 2淡水タンク水又はA、B淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉へ海水を注水する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	代替再循環運転	B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	【重大事故等対処設備】 B余熱除去ポンプ（海水冷却） B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 可搬式オイルポンプ 燃料油移送ポンプ
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その5）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1 次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却系	代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水側とするよう準備を行い、空冷式非常用発電装置より受電すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。なお、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し、代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 A、B内部スプレポンプ（自己冷却） （RHR S－CSS 連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ No. 1, 2 淡水タンク A余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ A、B 淡水タンク
						A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水	原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
						C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 C充てん／高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－CSS 連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
						ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりNo. 1, 2 淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによりNo. 1, 2 淡水タンク水又はA、B 淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉へ海水を注水する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その6）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却系	代替再循環運転	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	【重大事故等対処設備】 B余熱除去ポンプ（海水冷却） B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 可搬式オイルポンプ 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 A余熱除去ポンプ（空調用冷水） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプを用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その7）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	—	格納容器水張り（格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ）	—	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。 原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくい が、原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へのスプレイによる残存溶融デブリを冷却（格納容器水張り）する。 炉心の著しい損傷、溶融発生時に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 炉心の著しい損傷、溶融発生時に原子炉下部キャビティ注水ポンプにより代替格納容器スプレイを行う場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心の著しい損傷、溶融発生時に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。 なお、炉心損傷後の格納容器の減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば停止する手順としており、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。格納容器圧力は格納容器圧力計又は格納容器圧力計（広域）により監視するが、これらの計器が機能喪失により監視できない場合においては、格納容器内温度を監視することで圧力と飽和温度の関係から格納容器圧力を推定する。	【重大事故等対処設備】 内部スプレポンプ 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 送水車 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク No. 1，2淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 海水ポンプ

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その8）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順		1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラ	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 海水ポンプ
						主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	
						蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
						海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプ故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、海水ポンプを用いて補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器に注水する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
				蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）		主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1次冷却材喪失事象が発生していない場合に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁
						タービンバイパス弁による蒸気放出	1次冷却材喪失事象が発生していない場合に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて常用設備であるタービンバイパス弁を開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う。	
				蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		—	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンプローダウンタンクより排出させ、適時放射性物質濃度等を確認する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その9）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	1 次冷却材喪失事象が発生していない場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ 空冷式非常用発電装置 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。		
					蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）
					蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード	—	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器 2 次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを經由し、タービンプローダウンタンクより排出させ、適時放射性物質濃度等を確認する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その10）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラ	炉心注水	充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。 充てん／高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1次系純水ポンプ及び1次系純水タンクが健全であれば、代替水源として使用できる。	【重大事故等対処設備】 充てん/高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク アキュムレータ 【多様性拡張設備】 ほう酸ポンプ ほう酸タンク 1次系純水ポンプ 1次系純水タンク
						アキュムレータによる炉心注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、アキュムレータ水を原子炉に注水する。 アキュムレータによる炉心注水についてはタンク内圧力を利用するためアキュムレータ水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その11）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラ	代替炉心注水	燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水	運転停止中のミッドループ運転中において、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注水は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合は、重力注水を停止する。	【重大事故等対処設備】 A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用） 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク（重力注水） 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク N o．1，2 淡水タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 海水ポンプ
						A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
						恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、消火ポンプによりA、B淡水タンク又はN o．1，2 淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。	
						海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプへの直接供給による代替炉心注水	原子炉への注水が必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し原子炉への注水ができない場合、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプへ海水を直接供給し、原子炉に注水する。	
					代替再循環運転	A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転停止中に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用） A内部スプレクーラ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その12）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラ	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 海水ポンプ
						主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	
						蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
						海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの直接供給による蒸気発生器への注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプ故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、海水ポンプを用いて補助給水ポンプへ海水を直接供給し、蒸気発生器に注水する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
				蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	タービンバイパス弁による蒸気放出	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁
						蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンブローダウンタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ
						—		

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その13）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	代替炉心注水	燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水	運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注水は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合には、重力注水を停止する。	【重大事故等対処設備】 アキュムレータ 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク（重力注水） A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ No. 1, 2淡水タンク
						アキュムレータによる代替炉心注水	運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプの機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、アキュムレータにより原子炉へ注水する。 アキュムレータによる代替炉心注水についてはタンク内圧圧力を利用するためアキュムレータ水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。	
						恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 C充てん／高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その14）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運 転 停 止 中 の 場 合	サ ボ ー ト 系 機 能 喪 失 時	全交流動力電源	代替炉心注水	A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 アキュムレータ 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク（重力注水） A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ N o． 1， 2淡水タンク
						ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりN o． 1， 2淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりA、B淡水タンク又はN o． 1， 2淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（４／１９）（その１５）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するための手順		運 転 停 止 中 の 場 合	サ ボ ー ト 系 機 能 喪 失 時	全交流動力電源	代替再循環運転	B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	【重大事故等対処設備】 B余熱除去ポンプ（海水冷却） B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 可搬式オイルポンプ 燃料油移送ポンプ
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	
				蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水		運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ 空冷式非常用発電装置 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク
				蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出		運転停止中において、主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器２次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンプローダウタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ
				蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出		運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）
				蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード		—	運転停止中において、主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器２次側フィードアンドブリードは、消防ポンプにより海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービンプローダウタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その16）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運 転 停 止 中 の 場 合	サ ボ ー ト 系 機 能 喪 失 時	原子炉補機冷却水系	代替炉心注水	燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水	運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注水は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合には、重力注水を停止する。	【重大事故等対処設備】 アキュムレータ 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク（重力注水） A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ No. 1, 2淡水タンク A余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ A、B淡水タンク
						アキュムレータによる代替炉心注水水	運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプの機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、アキュムレータにより原子炉へ注水する。 アキュムレータによる代替炉心注水についてはタンク内圧圧力を利用するためアキュムレータ水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。	
						恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	
						A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水	運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
						C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 C充てん／高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その17）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運 転 停 止 中 の 場 合	サ ボ ー ト 系 機 能 喪 失 時	原子炉補機冷却水系	代替炉心注水	A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S 連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 アキュムレータ 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク（重力注水） A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S 連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ N o．1， 2 淡水タンク A余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ A、B 淡水タンク
						ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりN o．1， 2 淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりA、B淡水タンク又はN o．1， 2 淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。	

第2.2.1.9.1.4表 多様性拡張設備整理表（4／19）（その18）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却水系	代替再循環運転	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転	運転停止中において、再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	【重大事故等対処設備】 B余熱除去ポンプ（海水冷却） B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 可搬式オイルポンプ 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 A余熱除去ポンプ（空調用冷水） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	運転停止中において、再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	
						B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	運転停止中において、再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表（5／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	海水ポンプ又は1次系冷却水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	海水ポンプ又は1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行うため、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室で電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク
					主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を常用設備である主給水ポンプ又は、蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できず、さらに主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合に、主蒸気圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表（5／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	海水ポンプ 又は 1次系冷却水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	雑用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復	海水ポンプ又は1次系冷却水ポンプの故障等により、計器用空気圧縮機が運転できない場合に、常用設備である雑用空気圧縮機による代替制御用空気を供給する。 また、代替制御用空気が主蒸気逃がし弁へ供給された場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う手順を整備する。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁(現場手動操作) 【多様性拡張設備】 雑用空気圧縮機 タービンバイパス弁 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用） 可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）
					タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	
					主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	海水ポンプ又は1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、計器用空気圧縮機が機能喪失した場合、主蒸気逃がし弁の現場で手動により、専用工具を用いて開操作し蒸気発生器2次側による原子炉を冷却する。 また、常用設備である雑用空気圧縮機から代替制御用空気が主蒸気逃がし弁へ供給された場合、中央制御室にて開操作し蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。 なお、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。	
					窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
				蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	消防ポンプを使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	海水ポンプ又は1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却手段によって原子炉を冷却した後、海水を水源とする消防ポンプを使用した蒸気発生器への注水による蒸気発生器2次側フィードアンドブリード。 蒸気発生器2次側フィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用し、タービンプローダウンタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表（5／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	海水ポンプ 又は 1次系冷却水ポンプ	格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ又は1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、1次冷却材喪失事象が発生した場合、大容量ポンプを用いてA格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A格納容器循環冷暖房ユニット 大容量ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）用） 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ
				代替補機冷却	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水	海水ポンプ又は1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプにより、B充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ及びB計器用空気圧縮機に補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能を回復する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ B余熱除去ポンプ（海水冷却） B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 【多様性拡張設備】 B計器用空気圧縮機（海水冷却） 冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却用）
					冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却	1次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、冷水ポンプによるA余熱除去ポンプの代替補機冷却を行う。	
			海水ポンプ	大容量ポンプによる代替補機冷却	補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却	海水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、大容量ポンプを使用し、補機冷却水を冷却することにより、余熱除去系を運転し低温停止へ移行する。	【多様性拡張設備】 大容量ポンプ 余熱除去ポンプ 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表（5／19）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 電動補助給水ポンプは空冷式非常用発電装置からの給電後に使用可能となる。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ 空冷式非常用発電装置 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） 復水タンク
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合に、主蒸気圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
				蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁を現場で手動により、専用工具を用いて開操作し、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用） 可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用） B計器用空気圧縮機（海水冷却） 大容量ポンプ
					窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、可搬式空気圧縮機（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					大容量ポンプを用いたB計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源喪失により、原子炉補機冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプによるB計器用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して機能を回復する。	

第2.2.1.9.1.5表 多様性拡張設備整理表（5／19）（その5）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	消防ポンプを使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却手段によって原子炉を冷却した後に、海水を水源とした消防ポンプを使用した蒸気発生器への注水による蒸気発生器2次側フィードアンドブリードを行う。蒸気発生器2次側フィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用し、タービンプローダウンタンクに排出させ、適時水質を確認し排出する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ
				格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器内において発生した熱を最終ヒートシンクへ輸送する必要がある場合は、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A格納容器循環冷暖房ユニット 大容量ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）用） 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ
				大容量ポンプによる代替補機冷却	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水	運転中又は運転停止中に、全交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプにより、B充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ及びB計器用空気圧縮機に補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能を回復する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ B余熱除去ポンプ（海水冷却） B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 可搬式オイルポンプ 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 B計器用空気圧縮機（海水冷却） 余熱除去ポンプ 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ
					補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを使用し、補機冷却水を冷却することにより、余熱除去系を運転し低温停止へ移行する。	

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表（6／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納 容器内の冷 却等のため の手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	内部スプレポンプ 又は 内部スプレクーラ 又は 内部スプレポンプ入口弁 （格納容器再循環サンプ側）	格納容器内自然対流冷却	A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A格納容器循環冷暖房ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A格納容器循環冷暖房ユニット 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ 1次系冷却水タンク 窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用） 海水ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 【多様性拡張設備】 1次系高圧ガス供給設備

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表（6／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	内部スプレポンプ又は燃料取替用水タンク	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器にスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替炉心注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク No. 1, 2淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 海水ポンプ
					原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器にスプレイする。 原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。	
					電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりA、B淡水タンク又はNo. 1, 2淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	
					海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプ又は原子炉下部キャビティ注水ポンプへの直接供給による代替格納容器スプレイ	格納容器へのスプレイが必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し格納容器へのスプレイができない場合、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプ又は原子炉下部キャビティ注水ポンプへ海水を直接供給し、格納容器にスプレイする。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替炉心注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。 炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。	

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表（6／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	サポート系機能喪失時	全交流動力電源又は原子炉補機冷却系	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替炉心注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ N o. 1, 2 淡水タンク A、B 内部スプレポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車
					原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器にスプレイする。 原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。	
					ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりN o. 1, 2 淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ及びディーゼル消火ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイができない場合、A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及びA、B 内部スプレポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイができない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	
				格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、内部スプレポンプの機能が喪失した場合、大容量ポンプ及びA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A格納容器循環冷暖房ユニット 大容量ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表（6／19）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	内部スプレイポンプ又は燃料取替用水タンク	格納容器内自然対流冷却	A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に、内部スプレポンプの故障等による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A格納容器循環冷暖房ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。 格納容器循環冷暖房ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。	【重大事故等対処設備】 A格納容器循環冷暖房ユニット 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ 1次系冷却水タンク 窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用） 海水ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 【多様性拡張設備】 1次系高圧ガス供給設備

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表（6／19）（その5）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	内部スプレイポンプ又は燃料取替用水タンク	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器にスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 送水車 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク No. 1, 2淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 海水ポンプ
					原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器にスプレイする。 原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用する場合は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。	
					電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりA、B淡水タンク又はNo. 1, 2淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプが使用できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	
					海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプ又は原子炉下部キャビティ注水ポンプへの直接供給による代替格納容器スプレイ	格納容器へのスプレイが必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し格納容器へのスプレイができない場合、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプ又は原子炉下部キャビティ注水ポンプへ海水を直接供給し、格納容器にスプレイする。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。 炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用する場合は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。	

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表（6／19）（その6）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	サポート系機能喪失時	全交流動力電源又は原子炉補機冷却系	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 送水車 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ N o. 1, 2 淡水タンク A、B 内部スプレポンプ（自己冷却） よう素除去薬品タンク 燃料取替用水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車
					原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器にスプレイする。 原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用する場合は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。	
					ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりN o. 1, 2 淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ及びディーゼル消火ポンプにより格納容器へスプレイができない場合、A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器へスプレイする。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及びA、B 内部スプレポンプ（自己冷却）により格納容器へのスプレイができない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	

第2.2.1.9.1.6表 多様性拡張設備整理表（6／19）（その7）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	1 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 2 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	サポート系機能喪失時	全交流動力電源又は原子炉補機冷却系	格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプ及びA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。 格納容器循環冷暖房ユニットによる冷却で対応している場合に、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。	【重大事故等対処設備】 A格納容器循環冷暖房ユニット 大容量ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ

第2.2.1.9.1.7表 多様性拡張設備整理表（7／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	－	格納容器スプレイ	内部スプレポンプによる格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、内部スプレポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。	【重大事故等対処設備】 内部スプレポンプ 燃料取替用水タンク
				格納容器内自然対流冷却	A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、A格納容器循環冷暖房ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A格納容器循環冷暖房ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ 1次系冷却水タンク 窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用） 海水ポンプ 【多様性拡張設備】 1次系高压ガス供給設備
				代替格納容器スプレイ	恒設代替低压注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、恒設代替低压注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。 恒設代替低压注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低压注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低压注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う	【重大事故等対処設備】 恒設代替低压注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 送水車 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク No. 1, 2淡水タンク 可搬式代替低压注水ポンプ 電源車（可搬式代替低压注水ポンプ用） 送水車 恒設代替低压注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 海水ポンプ
					原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低压注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。 原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用する場合は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。	

第2.2.1.9.1.7表 多様性拡張設備整理表（7／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりA、B淡水タンク又はNo. 1，2淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 送水車 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク No. 1，2淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 海水ポンプ
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプの故障等により格納容器へのスプレイが内部スプレ系連絡消火水流量積算等にて確認できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器内へスプレイする。	
					海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプ又は原子炉下部キャビティ注水ポンプへの直接供給による代替格納容器スプレイ	格納容器へのスプレイが必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し格納容器へのスプレイができない場合、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプ又は原子炉下部キャビティ注水ポンプへ海水を直接供給し、格納容器にスプレイする。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用する場合は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。	

第2.2.1.9.1.7表 多様性拡張設備整理表（7／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失による内部スプレポンプの機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、大容量ポンプ及びA格納容器循環冷暖房ユニットで格納容器内自然対流冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 A格納容器循環冷暖房ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 大容量ポンプ 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ
				代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 送水車 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 軽油用ドラム缶 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ N o. 1, 2 淡水タンク A、B内部スプレポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車
				原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ		炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。 原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用する場合は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。	
				ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ		炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりN o. 1, 2 淡水タンク水を格納容器内へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
				A、B内部スプレポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ		炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。	
				可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ		炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイができない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器内へスプレイする。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表（8／19）（その1）								
手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段		対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	－	格納容器スプレイ		内部スプレポンプによる格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、内部スプレポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。	【重大事故等対処設備】 内部スプレポンプ 燃料取替用水タンク
				原子炉下部キャビティ注水	原子炉下部キャビティ直接注水	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、内部スプレポンプ3台以上の故障等により、必要な格納容器へのスプレイ流量が確認できない場合、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。また、原子炉下部キャビティ注水完了後、原子炉下部キャビティ水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水を再開する。 原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。 炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。	【重大事故等対処設備】 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク No. 1, 2 淡水タンク 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 海水ポンプ
						電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水ができない場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりA、B淡水タンク水又はNo. 1, 2 淡水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する手順を整備する。また、原子炉下部キャビティ注水完了後、原子炉下部キャビティ水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水を再開する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						燃料取替用水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水ができない場合、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。また、原子炉下部キャビティ注水完了後、原子炉下部キャビティ水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水を再開する。	
						海水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ注水ポンプへの直接供給による原子炉下部キャビティ直接注水	原子炉下部キャビティへの注水が必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し原子炉下部キャビティへの直接注水ができない場合、海水ポンプを用いて原子炉下部キャビティ注水ポンプへ海水を直接供給し、原子炉下部キャビティに直接注水する。原子炉下部キャビティ注水完了後、原子炉下部キャビティ水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水を再開する。 炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。 炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表（8／19）（その2）								
手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段		対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	原子炉下部キャビティ注水	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、内部スプレポンプ全台の故障等により格納容器スプレイができない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク N o. 1, 2淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車 恒設代替低圧注水ポンプ 海水ポンプ
						電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりA、B淡水タンク水又はN o. 1, 2淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプが使用できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	
						海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプへの直接供給による代替格納容器スプレイ	原子炉下部キャビティへの注水が必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し原子炉下部キャビティへの注水ができない場合、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプへ海水を直接供給し、格納容器にスプレイする。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表（8／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段		対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	原子炉下部キャビティ注水	原子炉下部キャビティ直接注水	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する手順を整備する。また、原子炉下部キャビティ注水完了後、原子炉下部キャビティ水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水を再開する。 原子炉下部キャビティ注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。 炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。	【重大事故等対処設備】 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ No. 1, 2 淡水タンク 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク
						ディーゼル消火ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水ができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりNo. 1, 2 淡水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。また、原子炉下部キャビティ注水完了後、原子炉下部キャビティ水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水を再開する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						燃料取替用水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、ディーゼル消火ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水ができない場合、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。 また、原子炉下部キャビティ注水完了後、原子炉下部キャビティ水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水を再開する。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表（8／19）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段		対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	原子炉下部キャビティ注水	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ N o. 1, 2 淡水タンク A、B内部スプレポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車
						ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりN o. 1, 2 淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						A、B内部スプレポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器にスプレイする。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表（8／19）（その5）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能全	—	炉心注水	充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用し燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク 復水タンク
					充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 充てん／高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表（8／19）（その6）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	代替炉心注水	A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、A、B内部スプレポンプが格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。	【重大事故等対処設備】 A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用） 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ A、B淡水タンク N o．1， 2 淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用) 送水車 恒設代替低圧注水ポンプ 海水ポンプ
					恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。	
					電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりA、B淡水タンク水又はN o．1， 2 淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 使用に際しては、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。	
					海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプへの直接供給による代替炉心注水	原子炉への注水が必要な場合に燃料取替用水タンク、復水タンクの枯渇、破損等により機能喪失し原子炉への注水ができない場合、海水ポンプを用いて恒設代替低圧注水ポンプへ海水を直接供給し、原子炉に注水する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。	

第2.2.1.9.1.8表 多様性拡張設備整理表（8／19）（その7）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要となれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却） 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用） 燃料取替用水タンク ディーゼル消火ポンプ No．1，2淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用) 送水車
					C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 C充てん／高圧注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 全交流動力電源喪失時に代替格納容器スプレイを実施している場合の代替炉心注水はC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）のみが使用可能である。	
					A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、A、B内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S－C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	
					ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりNo．1，2淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 使用に際しては、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。	

第2.2.1.9.1.9表 多様性拡張設備整理表（9／19）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順	—	—	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の動作状況を確認する。 ジルコニウム－水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去し、継続的に水素濃度低減を図るため、静的触媒式水素再結合装置を格納容器内に5基設置している。 静的触媒式水素再結合装置は電源等の動力源を必要としない静的な装置であり、格納容器内の水素濃度上昇にしたがって自動的に触媒反応するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。 静的触媒式水素再結合装置の動作状況については、水素再結合反応時の温度上昇により確認する。	【重大事故等対処設備】 静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃烧装置 原子炉格納容器水素燃烧装置温度監視装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ
					原子炉格納容器水素燃烧装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、ジルコニウム－水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去し、格納容器内の水素濃度を低減させるために、原子炉格納容器水素燃烧装置により水素濃度低減を行う。 炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度低減を進めるため、水素濃度低減設備として原子炉格納容器水素燃烧装置を格納容器内に12個（予備1個（ドーム部））設置している。 原子炉格納容器水素燃烧装置は、生成した水素が格納容器内に拡散して蓄積する前に、水素を強制的に燃烧できるよう、水素放出が想定される箇所に加え、その隣接区画あるいは水素の主要な通過経路に設置している。仮にこれらの原子炉格納容器水素燃烧装置によって処理できず、格納容器ドーム部頂部に水素が滞留又は成層化した場合に、早期段階から確実に処理するために、格納容器ドーム部頂部付近に1個（予備1個）を設置する。	
				水素濃度監視	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、水素濃度が変動する可能性のある範囲で格納容器内の水素濃度を中央制御室にて連続監視することができるよう可搬型格納容器内水素濃度計測装置及び可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を設置しており、この装置を使用して水素濃度監視を行う。全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時においては、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後に操作を実施する。	【重大事故等対処設備】 可搬型格納容器内水素濃度計測装置 可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ 大容量ポンプ 可搬型格納容器ガス試料圧縮装置 格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器 格納容器雰囲気ガスサンプリング湿分分離器 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 ガスクロマトグラフ 格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置
					ガスクロマトグラフ	事故時の格納容器内の水素濃度を測定するための設備として、試料採取管に格納容器雰囲気ガスを採取し、化学室にて手分析により間欠的に水素濃度を監視するガスクロマトグラフを設置している。なお、ガスクロマトグラフは、常用母線が受電中において使用可能である。 炉心の損傷が発生した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度の監視ができない場合にガスクロマトグラフによる水素濃度の監視を行う。	

第2.2.1.9.1.10表 多様性拡張設備整理表（１０／１９）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順	－	－	水素排出	水素排出（アニュラス空気再循環設備）	炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合において、アニュラス循環ファンを運転し、アニュラス内の水素を含むガスを放射性物質低減機能を有するアニュラス循環フィルタユニットを通して屋外へ排出する。 また、全交流動力電源が喪失した場合においても、Ｂ系アニュラス循環系のダンパに窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）から窒素を供給することにより、アニュラス空気再循環設備を運転するための系統構成を行い、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電した後、Ｂアニュラス循環ファンを運転する。 なお、重大事故等時においてアニュラス循環ファンにより、アニュラス循環フィルタユニットを通して排気を行うことで、アニュラス内の放射性物質を低減し、被ばく低減を図る。 操作手順については、交流動力電源及び直流電源が健全な場合と喪失した場合に分けて記載する。	【重大事故等対処設備】 アニュラス循環ファン アニュラス循環フィルタユニット 窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ
				水素濃度監視	可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定	炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスへ漏えいした場合、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度を測定及び監視する。	【重大事故等対処設備】 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 アニュラス内水素濃度計測装置 格納容器排気筒高レンジガスモニタ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 可搬型格納容器内水素濃度計測装置 大容量ポンプ 可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ 可搬型格納容器ガス試料圧縮装置 格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器 格納容器雰囲気ガスサンプリング湿分分離器
					可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度推定	炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスへの漏えいを、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度を監視する機能が喪失した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を用いて測定した格納容器内水素濃度により、アニュラス内の水素濃度を推定し、監視する。	
					アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定	炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合、アニュラス内の環境悪化の影響によりアニュラス内水素濃度計測装置が使用できなくなるまでの間において、アニュラス内水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度を測定及び監視する。	

第2.2.1.9.1.11表 多様性拡張設備整理表（1 1／1 9）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	1 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順 2 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時 使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ、 使用済燃料ピットクーラ 又は 燃料取替用水タンク、 燃料取替用水ポンプ、 2次系純水タンク、 2次系純水ポンプ	燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク 燃料取替用水ポンプ
				2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系純水ポンプ
				淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋内消火栓）	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び屋内消火栓を使用し、淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、淡水タンクは、使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	【多様性拡張設備】 A、B淡水タンク No. 1、2淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
					淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋外消火栓）	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び屋外消火栓を使用し、淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、淡水タンクは、使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	

第2.2.1.9.1.11表 多様性拡張設備整理表（1 1／1 9）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	1 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順 2 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時 使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ、 使用済燃料ピットクーラ 又は 燃料取替用水タンク、 燃料取替用水ポンプ、 2次系純水タンク、 2次系純水ポンプ	A、B淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、消防ポンプを使用し、A、B淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 A、B淡水タンク 消防ポンプ
				1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、1次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系純水ポンプ
				海水から使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、送水車を使用し、海水から使用済燃料ピットへ注水する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油用ドラム缶

第2.2.1.9.1.11表 多様性拡張設備整理表（１１／１９）（その３）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	1 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順 2 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	—	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	—	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、送水車及びスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油用ドラム缶 スプレイヘッド
				大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水	—	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ
				使用済燃料ピットからの漏えい緩和	—	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための設備を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを緩和する。	【多様性拡張設備】 ゴムシート 鋼板 防水テープ 吸水性ポリマー 補修材 ロープ（吊り降ろし用）

第2.2.1.9.1.11表 多様性拡張設備整理表（1 1／1 9）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順	1 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順 2 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順	重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	通常時の使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位（狭域）、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット区域エリアモニタ、使用済燃料ピットエリア監視カメラにより実施する。重大事故等発生時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM用）、使用済燃料ピットエリア監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の監視計器は常設設備であり設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。	【重大事故等対処設備】 使用済燃料ピット水位（広域） 可搬型使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット温度（AM用） 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ 使用済燃料ピットエリア監視カメラ 使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置 【多様性拡張設備】 使用済燃料ピット水位（狭域） 使用済燃料ピット温度 使用済燃料ピット区域エリアモニタ 携帯型水温計 携帯型水位計 携帯型水位、水温計
				可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は配管の漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備である可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を配置し中央制御室で使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。 また、携帯型水温計、携帯型水位計及び携帯型水位、水温計を用いて、現場で使用済燃料ピットの状態監視を実施する。		
				代替電源設備からの給電の確保	使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ

第2.2.1.9.1.12表 多様性拡張設備整理表（1 2／1 9）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	想定する 重大事故等対象設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備	
工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	—	大気への拡散抑制	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合は、炉心注入及び格納容器スプレイを実施する。これらの機能が喪失した場合を想定し、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により原子炉格納容器及びアニュラス部へ海水を放水する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ	
				海洋への拡散抑制	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。 放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通して海へ流れるため、排水路にシルトフェンスを設置し、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 汚染水が発電所から海洋に流出する箇所は2箇所（取水口側1箇所、放水口側1箇所）で、設置箇所については、損傷箇所、放水砲の設置箇所等から汚染水の流出予測、状況を勘案して実施する。 なお、1重目シルトフェンス設置により、放射性物質の海洋への拡散抑制が期待できることから、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による放水を実施する。	【重大事故等対処設備】 シルトフェンス 【多様性拡張設備】 放射性物質吸着剤	
				放射性物質吸着剤による放射性物質の吸着	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通して海へ流れるため、排水路に放射性物質吸着剤を設置し、放射性物質の吸着に努める。 放射性物質吸着剤は、汚染水が集水する排水路等やシルトフェンスの内側に設置する。			
		貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷		大気への拡散抑制	送水車及びスプレイヘッドによる大気への拡散抑制	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合において、送水車及びスプレイヘッドにより原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。	【重大事故等対処設備】 送水車 スプレイヘッド 軽油用ドラム缶 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ	
					大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。		

第2.2.1.9.1.12表 多様性拡張設備整理表（1 2／1 9）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	想定する 重大事故等対象設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷	—	海洋への拡散抑制	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合において、送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。 放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通して海へ流れるため、排水路にシルトフェンスを設置し、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 汚染水が発電所から海洋に流出する箇所は2箇所（取水口側1箇所、放水口側1箇所）で、設置箇所については、損傷箇所、放水砲の設置箇所等から汚染水の流出予測、状況を勘案して実施する。 なお、1重目シルトフェンス設置により、放射性物質の海洋への拡散抑制が期待できることから、送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による放水を実施する。	【重大事故等対処設備】 シルトフェンス 【多様性拡張設備】 放射性物質吸着剤
					放射性物質吸着剤による放射性物質の吸着	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合において、送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通して海へ流れるため、排水路に放射性物質吸着剤を設置し、放射性物質の吸着に努める。 放射性物質吸着剤は、汚染水が集水する排水路等やシルトフェンスの内側に設置する。	
		原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	初期対応における泡消火及び延焼防止処置	化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃による泡消火	原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃により初期対応における泡消火及び延焼防止処置を行う。使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（淡水タンク）又は防火水槽を使用する。なお、使用可能な淡水がなければ小型動力ポンプ付水槽車の他に、送水車（消火用）により海水を使用する手段もある。（「淡水タンク」は、A、B淡水タンク及びN o. 1，2淡水タンクの総称。）	【多様性拡張設備】 化学消防自動車 小型動力ポンプ付水槽車 泡消火剤等搬送車 送水車（消火用） 中型放水銃 泡原液搬送車
					送水車（消火用）及び中型放水銃による泡消火	原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、送水車（消火用）及び中型放水銃により初期対応における泡消火及び延焼防止処置を行う。使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（淡水タンク）又は防火水槽を使用する。なお、使用可能な淡水がなければ海水を使用し消火する手段もある。	
				航空機燃料火災への泡消火	大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器により航空機燃料火災へ泡消火する。	

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（１３／１９）（その１）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンク（枯渇又は破損）	復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替	—	重大事故等の発生時において、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合、復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 ２次系純水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ
				海水を用いた２次系純水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替後、２次系純水タンクを水源とした蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に２次系純水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合、海水を水源とした消防ポンプにより２次系純水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 消防ポンプ
				復水タンクから脱気器タンクへの水源切替	—	重大事故等の発生時において、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、２次系純水タンクが破損等により機能喪失した場合、脱気器タンクへの水源切替えを行う。	【多様性拡張設備】 脱気器タンク 主給水ポンプ 蒸気発生器水張りポンプ
				復水タンクから海水への水源切替（海水ポンプを用いた補助給水ポンプ直接供給）	—	重大事故等の発生時において、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、脱気器タンクが破損等により機能喪失した場合、海水ポンプを用いた補助給水ポンプ直接供給への水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 海水ポンプ 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ
				復水タンクから海水への水源切替（送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ直接供給）	—	重大事故等の発生時において、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、海水ポンプを用いた補助給水ポンプ直接供給による蒸気発生器への注水ができない場合、送水車を用いたタービン動補助給水ポンプ直接供給への水源切替を行う。	【重大事故等対処設備】 送水車 タービン動補助給水ポンプ 軽油用ドラム缶
				１次冷却系のフィードアンドブリード	—	重大事故等の発生時において、蒸気発生器２次側への注水機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉に注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（13／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンク（枯渇）	2次系純水タンクから復水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、2次系純水タンクから復水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系純水ポンプ
				淡水タンクから復水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、淡水タンクから復水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 A、B淡水タンク No. 1、2淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				A、B淡水タンクから復水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、A、B淡水タンクから復水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 A、B淡水タンク 消防ポンプ
				海水を用いた復水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、海水を水源とした送水車により復水タンクに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油用ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（1 3／1 9）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順	炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンク（枯渇又は破損）	燃料取替用水タンクから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系純水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ
				燃料取替用水タンクから淡水タンクへの水源切替	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからA、B淡水タンク又はNo. 1, 2淡水タンクへの水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 A、B淡水タンク No. 1, 2淡水タンク 電動消防ポンプ ディーゼル消防ポンプ
				燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を行う。	【重大事故等対処設備】 復水タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ
				海水を用いた復水タンクへの補給（水源切替後）	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替後、海水を水源とした送水車による復水タンクに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油用ドラム缶
				燃料取替用水タンクから海水への水源切替	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクから海水への水源切替を行う。	【重大事故等対処設備】 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ 送水車 軽油用ドラム缶
				燃料取替用水タンクから海水への水源切替（海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプ直接供給）	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能が喪失した場合、海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプ直接供給による水源切替を行う。	【重大事故等対処設備】 海水ポンプ 恒設代替低圧注水ポンプ

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（1 3／1 9）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンク（枯渇）	1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1 次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1 次系純水タンク 1 次系純水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ
				1 次系純水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	1 次系純水タンクから使用済燃料ビット脱塩塔経由の補給	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1 次系純水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1 次系純水タンク 1 次系純水ポンプ
					1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1 次系純水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1 次系純水タンク 1 次系純水ポンプ 加圧器逃がしタンク 格納容器冷却材ドレンポンプ
				2 次系純水タンクから使用済燃料ビットを経由した燃料取替用水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、2 次系純水タンクから使用済燃料ビット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 2 次系純水タンク 2 次系純水ポンプ 使用済燃料ビットポンプ
				淡水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、A、B 淡水タンク又はN o． 1， 2 淡水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 A、B 淡水タンク N o． 1， 2 淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【重大事故等対処設備】 復水タンク
				海水を用いた復水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給実施後、海水を水源とした送水車により復水タンクに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油用ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（1 3／1 9）（その5）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンク（枯渇又は破損）	燃料取替用水タンクから淡水タンクへの水源切替	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクから淡水タンクへの水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 A、B淡水タンク No. 1, 2 淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を行う。	【重大事故等対処設備】 復水タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ
				海水を用いた復水タンクへの補給（水源切替後）	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替後、海水を水源とした送水車により復水タンクに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油用ドラム缶
				燃料取替用水タンクから海水への水源切替	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクから海水への水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 送水車
				燃料取替用水タンクから海水への水源切替（海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ直接供給）	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失し供給できない場合、燃料取替用水タンクから海水ポンプを用いた恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ直接供給への水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 海水ポンプ 恒設代替低圧注水ポンプ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（1 3／1 9）（その6）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンク（枯渇）	1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系純水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ
				1次系純水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	1次系純水タンクから使用済燃料ビット脱塩塔経由の補給	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系純水ポンプ
					1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系純水ポンプ 加圧器逃がしタンク 格納容器冷却材ドレンポンプ
				2次系純水タンクから使用済燃料ビットを経由した燃料取替用水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、2次系純水タンクから使用済燃料ビット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系純水ポンプ 使用済燃料ビットポンプ
				淡水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、淡水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【多様性拡張設備】 A、B淡水タンク No. 1，2淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。	【重大事故等対処設備】 復水タンク
				海水を用いた復水タンクへの補給	—	重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は、格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給実施後、海水を水源とした送水車による復水タンクに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油用ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（13／19）（その7）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ又は充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去クーラ	代替再循環運転	A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転	重大事故等の発生により、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラの故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用）、A内部スプレクーラにより格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A、B内部スプレポンプ（RHR S－C S S連絡ライン使用） A内部スプレクーラ
			全交流動力電源又は 原子炉補機冷却水系		B余熱除去ポンプ（海水冷却）、B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転	全交流動力電源喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合に、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転により原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B余熱除去ポンプ（海水冷却） B充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 空冷式非常用発電装置 大容量ポンプ 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 可搬式オイルポンプ 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 A余熱除去ポンプ（空調用冷水） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン
					B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	全交流動力電源喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合に、B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転により原子炉を冷却する。	
					A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転により原子炉を冷却する。	

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（13／19）（その8）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順	使用済燃料ピットへの水の供給	燃料取替用水タンク（枯渇又は破損）	2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水。	【多様性拡張設備】 2次系純水タンク 2次系純水ポンプ
				淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水。	【多様性拡張設備】 A、B淡水タンク No. 1, 2淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				A、B淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、消防ポンプによるA、B淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水。	【多様性拡張設備】 A、B淡水タンク 消防ポンプ
				1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系純水ポンプ
				海水から使用済燃料ピットへの注水	—	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、海水から使用済燃料ピットへの注水。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油用ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（13／19）（その9）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な手順	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水	—	送水車による使用済燃料ピット又は原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ	—	使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生した場合に、送水車及びスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油用ドラム缶 スプレイヘッダ
				大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水	—	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ

第2.2.1.9.1.13表 多様性拡張設備整理表（１３／１９）（その１０）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
重大事故等の収束に必要な水の供給手順	設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順	格納容器及びアニュラス部への放水	—	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による格納容器及びアニュラス部への放水	—	重大事故等の発生により、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を格納容器及びアニュラス部へ放水を行う。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ

第2.2.1.9.1.14表 多様性拡張設備整理表（14／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
電源の確保に関する手順	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順	交流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替電源（交流）からの給電	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源喪失時に、ディーゼル発電機から独立及び位置的分散を図った重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置により、原子炉冷却、格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源等の非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ 電源車 タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 予備変圧器2次側恒設ケーブル 号機間電力融通恒設ケーブル（1，2号～3号）
					予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					号機間電力融通恒設ケーブル（1，2号～3号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通恒設ケーブル（1，2号～3号）を使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					電源車による代替電源（交流）からの給電	号機間電力融通恒設ケーブル（1，2号～3号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、電源車により非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。 なお、電源車の接続場所は位置的に分散した2ヶ所を整備する。	

第2.2.1.9.1.14表 多様性拡張設備整理表（１４／１９）（その２）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
電源の確保に関する手順	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順	直流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替電源（直流）による給電	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源喪失時は、蓄電池（安全防護系用）により、非常用直流母線へ代替電源（直流）が自動で給電される。このため、蓄電池（安全防護系用）による直流電源を給電する。 また、非常用高圧母線の電圧が確認できた場合、計器用電源（無停電電源装置）の負荷である運転コンソール復旧。	【重大事故等対処設備】 蓄電池（安全防護系用） 計器用電源（無停電電源装置）

第2.2.1.9.1.14表 多様性拡張設備整理表（１４／１９）（その３）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
電源の確保に関する手順	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順	直流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源）及び蓄電池（安全防護系用）（枯竭）	代替電源（直流）による給電	蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源喪失時に、蓄電池（安全防護系用）により、直流母線電圧を維持できない場合は、蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）から給電する。	【重大事故等対処設備】 蓄電池（３系統目） 計器用電源（無停電電源装置）
					可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源喪失時に蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（３系統目）の電圧が低下する（24時間以降）前までに、可搬式整流器による代替電源（直流）から非常用直流母線へ給電する。	【重大事故等対処設備】 可搬式整流器 計器用電源（無停電電源装置）
					空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源喪失時に、ディーゼル発電機から独立及び位置的分散を図った重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置により、原子炉冷却、格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源等の非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ 電源車 タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 予備変圧器２次側恒設ケーブル 号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３号）
					予備変圧器２次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、予備変圧器２次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	予備変圧器２次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３号）を使用した号機間融通による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					電源車による代替電源（交流）からの給電	号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、電源車により非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。 なお、電源車の接続場所は位置的に分散した2ヶ所を整備する。	

第2.2.1.9.1.14表 多様性拡張設備整理表（1 4／1 9）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
電源の確保に関する手順	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順	所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による（交流、直流）給電	代替所内電気設備による交流及び直流の給電（空冷式非常用発電装置）	所内電気設備の2系統が同時に機能喪失した場合は、共通要因で機能を失うことがないように、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、常設重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器及び代替所内電気設備分電盤と、可搬型重大事故等対処設備である可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器（恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、アキュムレータ出口電動弁、計器用電源（無停電電源装置）、アニュラス循環ファン、可搬式整流器及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）、燃料油移送ポンプ）へ代替電源から給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 代替所内電気設備分電盤 代替所内電気設備変圧器 可搬式整流器 【多様性拡張設備】 電源車
					代替所内電気設備による交流及び直流の給電（電源車）	所内電気設備の2系統が同時に機能喪失した場合は、共通要因で機能を失うことがないように、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、常設重大事故等対処設備である代替所内電気設備変圧器及び代替所内電気設備分電盤と、多様性拡張設備である電源車及び可搬型重大事故等対処設備である可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器（恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプ、アキュムレータ出口電動弁、計器用電源（無停電電源装置）、アニュラス循環ファン、可搬式整流器及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）、燃料油移送ポンプ）へ代替電源から給電する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（１５／１９）（その１）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	他チャンネル又は他ループによる計測	—	—	【重大事故等対処設備】 当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器 【多様性拡張設備】 当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器
				代替パラメータによる推定	原子炉圧力容器内の温度の推定	１次冷却材高温側広域温度又は１次冷却材低温側広域温度の計測が困難となった場合、代替パラメータの１次冷却材低温側広域温度又は１次冷却材高温側広域温度により原子炉圧力容器内の温度を推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮し、推定する。また、使用可能であれば炉内温度（多様性拡張設備）により原子炉圧力容器内の温度を推定する。 炉内温度（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの１次冷却材高温側広域温度又は１次冷却材低温側広域温度により原子炉圧力容器内の温度を推定する。この推定方法では、炉心出口のより直接的な値を示す１次冷却材高温側広域温度を優先して使用する。 １次冷却材高温側広域温度と炉内温度（多様性拡張設備）の関係は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）において１次冷却材高温側広域温度の方がやや低い値を示すものの、大きな温度差は見られないことから、１次冷却材高温側広域温度により炉心損傷を判断することが可能である。なお炉内温度については、盤及び電源の耐震化を実施している。また、全交流動力電源喪失時においても、可搬型計測器を用いて必要点数の監視及び記録も可能である。炉内温度の計測上限値は、検出器の温度素子の機能上限（約1,300℃）まで温度測定が可能である。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					原子炉圧力容器内の圧力の推定	冷却材圧力（広域）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの１次冷却材高温側広域温度又は１次冷却材低温側広域温度により、原子炉圧力容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことを確認した場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。また、測定範囲内であれば加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。 加圧器圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの冷却材圧力（広域）により推定する。この推定方法では、測定精度は加圧器圧力に比べ劣るが、重大事故等時には測定範囲が広い冷却材圧力（広域）を使用する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（1 5／1 9）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	原子炉圧力容器内の水位の推定	加圧器水位の計測が困難となった場合は、代替パラメータの原子炉水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、1次冷却材サブクール度（VDU）（多様性拡張設備）、冷却材圧力（広域）及び1次冷却材高温側広域温度により、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で、冠水状態であることを確認する。重大事故等時において、加圧器水位の計測範囲外となった場合、原子炉圧力容器内の水位は直接計測している原子炉水位を優先して使用し確認する。なお、原子炉圧力容器内が過熱状態の場合、炉心注入水により原子炉水位の指示に影響を及ぼす可能性があることを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。 原子炉水位の計測が困難となった場合、加圧器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、1次冷却材サブクール度（VDU）（多様性拡張設備）、冷却材圧力（広域）及び炉内温度（多様性拡張設備）、1次冷却材高温側広域温度、1次冷却材低温側広域温度により原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。 プラント停止中におけるRCSミッドループ運転時において、RCSノズルセンタ水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの1次冷却材高温側広域温度及び1次冷却材低温側広域温度の傾向監視、又は余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の傾向監視により水位を推定する。この推定方法では、温度の急上昇により原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以下で冠水していないことを推定する。また、余熱除去ポンプの出口圧力の低下により原子炉圧力容器内の水位が低下していることを推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					原子炉圧力容器への注水量の推定	安全注入流量、補助安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量及び充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により原子炉圧力容器内への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先して使用し、推定する。また、加圧器水位及び1次冷却材喪失重大事故等時の監視に使用する原子炉水位又は格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の計測が困難となった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により原子炉圧力容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位を優先して使用し推定するが、可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また、加圧器水位及び原子炉冷却材喪失事故時の監視に使用する原子炉水位又は格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。 アキュムレータ圧力（多様性拡張設備）及びアキュムレータ水位（広域）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの冷却材圧力（広域）、1次冷却材低温側広域温度及びアキュムレータ水位（多様性拡張設備）の傾向監視によりアキュムレータからの注水開始を推定する。 内部スプレ系連絡消火水流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、余熱除去クーラ出口流量及び注水先である加圧器水位及び原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（1 5／1 9）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	原子炉格納容器への注水量の推定	格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位を優先して使用し推定するが、可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。 安全注入流量、補助安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量及び充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合は、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先して使用し推定する。格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。 内部スプレクーラ出口流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。 内部スプレ系連絡消火水流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、水源である淡水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					原子炉格納容器内の温度の測定	格納容器内温度の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器圧力及び格納容器圧力（広域）により、原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉格納容器内の温度を推定する。この推定方法では、測定範囲内であればより詳細な圧力が計測できる格納容器圧力を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。	
					原子炉格納容器内の圧力の推定	格納容器圧力の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器圧力（広域）、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）による推定、又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係を用いて原子炉格納容器内の圧力を推定する。この推定方法では、同じ圧力を計測している格納容器圧力（広域）又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。 格納容器圧力（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）、又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係を用いて原子炉格納容器内の圧力を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、より詳細な圧力が計測できる格納容器圧力又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（1 5／1 9）（その4）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	原子炉格納容器内の水位の推定	格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（狭域）、又は原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び注水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先して使用し、推定する。なお、熔融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は、原子炉格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位により確認する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注入及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。 格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）により、広域水位と狭域水位の相関関係を用いて推定する。 原子炉下部キャビティ水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）、又は燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の合計値（注水量）と原子炉格納容器内水位の相関関係を用いて推定する。 原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の合計値（注水量）と原子炉格納容器内の水位の相関関係を用いて推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					原子炉格納容器内の水素濃度の推定	格納容器水素濃度の計測が困難になった場合、短時間で取り替えが可能な予備の可搬型格納容器内水素濃度計測装置に取り替えて水素濃度を計測する。また、代替パラメータによる推定方法は、原子炉格納容器内の水素発生量と静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の動作特性（水素処理特性）の関係から、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の動作状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認する。なお使用可能であれば、ガスクロマトグラフ（多様性拡張設備）により水素濃度を推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。	
					アニュラス内の水素濃度の推定	アニュラス水素濃度の計測が困難となった場合は、短時間で取り替えが可能な予備の可搬型アニュラス内水素濃度計測装置に取り替えて計測する。また、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）及び格納容器排気筒高レンジガスモニタ（多様性拡張設備）の放射線量率の比によりアニュラスへの漏えい率を推定し、格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率から評価された相関図により、アニュラス水素濃度を推定する。 アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。 また、使用可能であれば、アニュラス内水素濃度計測装置（多様性拡張設備）を使用し、アニュラス内水素濃度を計測する。 炉心の著しい損傷が発生した場合に、アニュラス周辺で作業を開始するにあたっては、作業エリアの環境を確認後、作業を行う。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（1 5／1 9）（その5）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	原子炉格納容器内の放射線量率の推定	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及びモニタポスト（多様性拡張設備）の指示により炉心損傷のおそれが生じているか推定する。この推定方法では、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上限値を超えることとなるが、炉心損傷のおそれが生じている場合には、原子炉格納容器内の放射線量率は急上昇すると考えられ、同じくモニタポスト（多様性拡張設備）の値も数倍から1桁程度急上昇することで推定できる。 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）により、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の測定範囲より低く、格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。 格納容器入口エリアモニタ（多様性拡張設備）、炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）、格納容器じんあいモニタ（多様性拡張設備）及び格納容器ガスモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の上昇により、原子炉格納容器内の放射線量率の上昇を推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					未臨界の維持又は監視の測定	出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材高温側広域温度と1次冷却材低温側広域温度の差により推定する。この推定方法では、出力領域中性子束の測定範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。また、冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材高温側広域温度と1次冷却材低温側広域温度の温度差の相関関係から推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。 中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲内であれば、出力領域中性子束での推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲内であれば、中性子源領域中性子束により推定する。また、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。 中性子源領域中性子束の計測が困難となった場合、中間領域中性子束の測定範囲内であれば中間領域中性子束により推定する。また、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であることを推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。 中間領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータである中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、中性子源領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。この推定方法では、中間領域中性子束を優先し推定する。また、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（多様性拡張設備）は、中性子源領域中性子束の計測範囲内にある場合のみ使用する。 中性子源領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータである中性子源領域中性子束、中間領域中性子束、中間領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。この推定方法では、中性子源領域中性子束を優先し推定する。また、中間領域中性子束及び中間領域起動率（多様性拡張設備）は、中間領域中性子束の計測範囲内にある場合のみ使用する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（1 5／1 9）（その6）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	最終ヒートシンクの確保の推定	格納容器圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力（広域）及び格納容器内温度により、原子炉格納容器内の圧力、温度が低下していることで最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。この推定方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。 1次系冷却水タンク水位の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）の傾向監視により原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 1次系冷却水タンク圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータである1次系冷却水タンク加圧ライン圧力により推定する。この推定方法は1次系冷却水タンク加圧ライン圧力の計測装置を接続し推定する。 格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）の計測が困難になった場合、短時間で取り替えが可能な予備の格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）に取り替えて格納容器循環冷暖房ユニット入口温度及び出口温度を計測する。また、代替パラメータによる推定方法は、代替パラメータの格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 格納容器空調装置冷却水流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 主蒸気圧力の計測が困難となった場合、蒸気発生器2次側は、温度計測ができないため、代替パラメータである1次冷却材低温側広域温度又は1次冷却材高温側広域温度の傾向監視により、蒸気発生器2次側における水の飽和圧力と飽和温度の関係から蒸気ラインの圧力を推定する。この推定方法では、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態にある場合は、1次冷却材低温側広域温度と蒸気発生器2次側の器内温度はほぼ等しくなることから推定が可能である。なお、1次冷却材高温側広域温度は、蒸気発生器2次側の温度よりも高めの指示となるため1次冷却材低温側広域温度を優先し推定する。また、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまでの間（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。 蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）との相関関係により保有水量を推定する。また、1次冷却材低温側広域温度及び1次冷却材高温側広域温度の変化を傾向監視することにより蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。この推定方法では、蒸気発生器水位（広域）を優先する。なお、蒸気発生器2次側の急激な減圧やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性があるため、そのような場合には1次冷却材低温側広域温度、1次冷却材高温側広域温度の変化により推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（15／19）（その7）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	最終ヒートシンクの確保の推定（続き）	蒸気発生器水位（広域）の計測が困難となった場合は、代替パラメータである蒸気発生器水位（狭域）、1次冷却材低温側広域温度及び1次冷却材高温側広域温度の変化を傾向監視することにより蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。この推定方法では、計測範囲であれば蒸気発生器水位（狭域）との相関関係を優先し推定する。また、蒸気発生器2次側がドライアウトした場合の判断は、蒸気発生器2次側の保有水の減少に伴う除熱能力の低下により、1次冷却材低温側広域温度及び1次冷却材高温側広域温度が上昇傾向となることで推定することができ、有効性評価の評価条件である蒸気発生器ドライアウトの判断に、代替パラメータを用いたとしても操作遅れ等の影響はない。なお、蒸気発生器2次側の急激な減圧やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性があるため、そのような場合には1次冷却材低温側広域温度、1次冷却材高温側広域温度の変化により蒸気発生器保有水の有無を推定する。 補助給水流量の計測が困難になった場合、代替パラメータである復水タンク水位、蒸気発生器水位（広域）及び蒸気発生器水位（狭域）の傾向監視により、補助給水流量を推定する。この推定方法では、水源である復水タンク水位を優先し推定する。 主蒸気流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの主蒸気圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量を推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（1 5／1 9）（その8）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	格納容器バイパス監視の推定	蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気圧力の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することでも推定することができる。 主蒸気圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定することができる。 冷却材圧力（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（狭域）の上昇及び主蒸気圧力の上昇にて蒸気発生器伝熱管破損を、蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないことで、インターフェイスシステムL O C Aを推定する。また、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側広域温度又は1次冷却材低温側広域温度により、原子炉圧力容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態にない場合は、不確かさが生じることを考慮する必要がある。なお、測定範囲内であれば測定精度が詳細な加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。 復水器空気抽出器ガスモニタ（多様性拡張設備）、蒸気発生器ブローダウン水モニタ（多様性拡張設備）及び高感度型主蒸気管モニタ（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータである蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 補助建屋排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備）、補助建屋サンプ水位（多様性拡張設備）及び余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気圧力により、インターフェイスシステムL O C Aを推定する。 加圧器逃がしタンク圧力（多様性拡張設備）、加圧器逃がしタンク水位（多様性拡張設備）及び加圧器逃がしタンク温度（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの冷却材圧力（広域）及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位（多様性拡張設備）の上昇がないことにより、インターフェイスシステムL O C Aを推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器
					水源の確保の推定	燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（広域）、又は格納容器スプレ流量積算、内部スプレクーラ出口流量（多様性拡張設備）、安全注入流量、補助安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量、充てん流量（多様性拡張設備）、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の合計量により、燃料取替用水タンクの水位を推定する。この推定方法では、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先し推定するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。 復水タンク水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの補助給水流量、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により、復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計から、水源の有無や使用量を推定する。この推定方法では、可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合は、補給に使用したポンプ性能並びに運転時間により算出した注入量を考慮する。 ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸注入流量（多様性拡張設備）によりほう酸タンク水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により確認し、ほう酸水の使用量を推定する。	

第2.2.1.9.1.15表 多様性拡張設備整理表（15／19）（その9）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位は、原子炉圧力容器より上に位置し、水位が低下し計測範囲以下となった場合は、原子炉水位で計測する。原子炉水位を計測する計器の計測範囲は、原子炉容器の底部から頂部までを0～100%としているため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位を計器の計測範囲内で測定が可能である。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度のパラメータである1次冷却材温度が計測範囲（0～400℃）を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を測定し、換算表を用いて温度へ変換する。これにより、検出器の耐熱温度である500℃程度までは温度測定できる。多様性拡張設備である炉内温度が健全である場合は、炉内温度による測定を優先する。	
				可搬型計測器による計測			【重大事故等対処設備】 可搬型計測器
		計器電源の喪失	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源の供給（交流）	—	ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合は、代替電源（交流）により非常用高圧母線へ給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 電源車 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ 可搬式オイルポンプ 【多様性拡張設備】 可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤） ジャンパ器具
					可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源の供給	全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができない場合に、炉外核計装盤、放射線監視盤の可搬型バッテリーにより電源を供給する。	
				代替電源の供給（直流）	—	ディーゼル発電機の故障により非常用直流母線への直流電源による給電ができない場合は、直流電源設備により非常用直流母線へ給電する。	【重大事故等対処設備】 蓄電池（安全防護系用） 蓄電池（3系統目） 可搬式整流器 計器用電源（無停電電源装置）
				可搬型計測器による計測	—	全交流動力電源喪失時等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができなくなった場合の手段として、特に重要なパラメータ及び有効な監視パラメータについて、可搬型計測器で測定可能なものを計測し、監視する。	【重大事故等対処設備】 可搬型計測器
		—	—	記録	重大事故等時のパラメータを記録する手順	パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、SPDS、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。 SPDS、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 有効な監視パラメータのうち記録可能なものについては、SPDS又はユニット総合管理計算機等により計測結果及び警報等を記録する。	【重大事故等対処設備】 安全パラメータ表示システム（SPDS） SPDS表示装置 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）用） 【多様性拡張設備】 ユニット総合管理計算機

第2.2.1.9.1.16表 多様性拡張設備整理表（16／19）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉制御室の居住性等に関する手順	原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順	—	—	居住性の確保	中央制御室換気設備の運転手順	環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気設備にて外気を遮断した状態で中央制御室換気隔離モードを行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタ及び微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替交流電源設備により受電し中央制御室換気設備を運転する。	【重大事故等対処設備】 中央制御室遮蔽 中央制御室非常用循環ファン 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 可搬型照明（SA） 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 中央制御室非常用照明 【資機材】 全面マスク
					中央制御室の照明を確保する手順	中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室非常用照明が使用できない場合において、内蔵蓄電池及び代替交流電源設備から給電可能な可搬型照明（SA）により照明を確保する。	
					中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	中央制御室内の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。	
					重大事故等時の全面マスクの着用手順	炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する。	
				汚染の持ち込み防止	チェンジングエリアの設置手順	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。なお、チェンジングエリアの区画は恒設化しており、ゴミ箱等の設置を行うことにより使用可能となる。 また、可搬型照明（SA）を設置し、代替交流電源設備に接続する。	【重大事故等対処設備】 可搬型照明（SA） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 チェンジングエリア非常用照明 【資機材】 防護具及びチェンジングエリア用資機材
				放射性物質の濃度低減	アニュラス空気再循環設備の運転手順	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な手段として、アニュラス空気再循環設備による放射性物質の濃度低減を行う。 アニュラス循環ファンを運転し、原子炉格納容器から漏えいした空気を放射性物質の濃度低減機能を有するアニュラス循環フィルタユニットを通して排出し、放出される放射性物質の濃度を低減する。 また、全交流動力電源が喪失した場合においても、B系アニュラス循環系のダンパに窒素ボンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）から窒素を供給することにより、アニュラス空気再循環設備を運転するための系統構成を行い、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電した後、Bアニュラス循環ファンを運転する。	

第2.2.1.9.1.17表 多様性拡張設備整理表（1 7／1 9）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を 想定する設備	対応手段		対応手順	対応手順の概要	対応設備			
監視測定等 に関する手 順	1 重大事故等が発生した場合に 工場等及びその周辺（工場等の周 辺海域を含む。）において発電用 原子炉施設から放出される放射性 物質の濃度及び放射線量を監視 し、及び測定し、並びにその結果 を記録するために必要な手順 2 重大事故等が発生した場合に 工場等において風向、風速その他 の気象条件を測定し、及びその結 果を記録するために必要な手順	—	—	放射性物質の濃度 及び放射線量の測 定	放射線量の測定 （発電所敷地境界 付近）	モニタステーション及びモニ タポストによる放射線量の測 定	重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタス テーション及びモニタポストにより監視し、及び測定し、並びに その結果を記録する。 モニタステーション及びモニタポストは、通常時から放射線量 を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失 していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は 記録紙に記録し、保存する。なお、モニタステーション及びモニ タポストによる放射線量の測定は、手順を要するものではなく自 動的な連続測定である。	【多様性拡張設備】 モニタステーション及びモニタポスト			
							モニタステーション及び モニタポスト	放射線量の代替測 定（発電所敷地境 界付近及び原子炉 格納施設を含む8方 位）	可搬式モニタリングポストに よる放射線量の代替測定	重大事故等時にモニタステーション又はモニタポストが機能喪 失した場合、可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視 し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 可搬式モニタリングポストによる代替測定地点については、計 測データの連続性を考慮し、モニタステーション及び各モニタポ ストに隣接した位置に配置することを原則とする。ただし、地震 等でアクセス不能となった代替測定については、可搬式モニタリ ングポストにより原子炉中心から同じ方向の測定にて確認する。	【重大事故等対処設備】 可搬式モニタリングポスト
										可搬式モニタリングポストに よる原子炉格納施設を囲む8方 位の放射線量の測定	
							—	放射線量の測定 （発電所の周辺海 域）	海上モニタリング測定	発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合 に、小型船舶で電離箱サーバイメータ及び可搬型放射線計測装置 により放射性物質の濃度及び放射線量測定を行う。	【重大事故等対処設備】 電離箱サーバイメータ 小型船舶
放射性物質の濃度 の測定（発電所及 びその周辺（周辺 海域を含む。） （β（γ）線（セシ ウム、よう素 等）） （α線（ウラン、 プルトニウム等） （β線（ストロン チウム等））	移動式放射能測定装置（モニ タ車）による空気中の放射性 物質の濃度の測定	重大事故等時に発電所及びその周辺において、放射性物質の濃 度（空气中）を移動式放射能測定装置（モニタ車）により監視 し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 移動式放射能測定装置（モニタ車）は、通常時から放射性物質 の濃度を測定しており、重大事故等時に使用できる場合は、継続 して放射性物質の濃度を測定する。	【多様性拡張設備】 移動式放射能測定装置（モニタ車）								

第2.2.1.9.1.17表 多様性拡張設備整理表（17／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を 想定する設備	対応手段		対応手順	対応手順の概要	対応設備
監視測定等 に関する手 順	1 重大事故等が発生した場合に 工場等及びその周辺（工場等の周 辺海域を含む。）において発電用 原子炉施設から放出される放射性 物質の濃度及び放射線量を監視 し、及び測定し、並びにその結果 を記録するために必要な手順 2 重大事故等が発生した場合に 工場等において風向、風速その他 の気象条件を測定し、及びその結 果を記録するために必要な手順	－	移動式放射能測定装置 （モニタ車）	放射性物質の濃度 及び放射線量の測 定	放射性物質の濃度 の測定（発電所及 びその周辺（周辺 海域を含む。） （β（γ）線（セシ ウム、よう素 等）） （α線（ウラン、 プルトニウム等） （β線（ストロン チウム等））	可搬型放射線計測装置による 空気中の放射性物質の濃度の 測定	重大事故等時の放射性物質の濃度（空気中）は、可搬型放射線 計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、N a I シンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、 並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度（空気中）を測定 する優先順位は、多様性拡張設備である移動式放射能測定装置 （モニタ車）を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、 可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイ メータ、N a I シンチレーションサーベイメータ）を使用する。	【重大事故等対処設備】 可搬型放射線計測装置 可搬式ダストサンプラ 汚染サーベイメータ N a I シンチレーションサーベイメータ Z n S シンチレーションサーベイメータ β線サーベイメータ
			－			可搬型放射線計測装置による 空気中の放射性物質の濃度の 測定	重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合 において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が 必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。	【重大事故等対処設備】 可搬型放射線計測装置 可搬式ダストサンプラ 汚染サーベイメータ N a I シンチレーションサーベイメータ Z n S シンチレーションサーベイメータ β線サーベイメータ 小型船舶 【多様性拡張設備】 γ線多重波高分析装置 Z n S シンチレーション計数装置 GM計数装置
						可搬型放射線計測装置による 水中の放射性物質の濃度の測 定	重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出のおそれがある、又は放出された場合に、可搬型放射線計測装置により水中の 放射性物質の濃度の測定を行う。	
						可搬型放射線計測装置による 土壌中の放射性物質の濃度の 測定	重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合 において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が 必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。	
						海上モニタリング測定	発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合 に、小型船舶で電離箱サーベイメータ及び可搬型放射線計測装置 により放射性物質の濃度及び放射線量測定を行う。	

第2.2.1.9.1.17表 多様性拡張設備整理表（17／19）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設備	対応手段		対応手順	対応手順の概要	対応設備
監視測定等に関する手順	1 重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順 2 重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順	—	—	風向、風速その他の気象条件の測定	風向、風速・日射量・放射収支量・雨量の測定	気象観測設備による気象観測項目の測定	重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。 気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。	【重大事故等対処設備】 可搬型気象観測装置 【多様性拡張設備】 気象観測設備
			気象観測設備			可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	重大事故等時の風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測装置により測定し、及びその結果を記録する。風向、風速その他気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。 可搬型気象観測装置による代替測定地点については、計測データの連続性を考慮し、発電所構内に配置することを原則とする。	
		—	—	電源確保	給電	モニタステーション及びモニタポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタステーション及びモニタポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。その後、代替交流電源設備（空冷式非常用発電装置）によりモニタステーション及びモニタポストへ給電する。 なお、モニタステーション及びモニタポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 可搬型モニタリングポスト 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 モニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置
			ディーゼル発電機					
			—		放射線量の測定			

第2.2.1.9.1.18表 多様性拡張設備整理表（18／19）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
緊急時対策所の居住性等に関する手順	緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順	—	—	居住性の確保	緊急時対策所の立ち上げの手順	重大事故が発生するおそれがある場合等、緊急時対策所を使用し、発電所対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げる。	【重大事故等対処設備】 緊急時対策所遮蔽 緊急時対策所非常用空気浄化ファン 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット 空気供給装置 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ 緊急時対策所外可搬型エリアモニタ 可搬式モニタリングポスト 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【多様性拡張設備】 モニタステーション モニタポスト
					原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順	原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合に、緊急時対策所内へ放射性物質等の侵入量が微量のうちに検知するため、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを設置する。 また、原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する緊急時対策所外可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所内可搬型エリアモニタを、緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。	
					重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護し、居住性を確保する。	

第2.2.1.9.1.18表 多様性拡張設備整理表（18／19）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
緊急時対策所の居住性等に関する手順	緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順	—	—	必要な指示及び通信連絡	緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順	重大事故等が発生した場合、緊急時対策所情報収集設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する。	【重大事故等対処設備】 SPDS表示装置 安全パラメータ表示システム（SPDS） 安全パラメータ伝送システム 衛星電話（固定） 衛星電話（携帯） 衛星電話（可搬） 緊急時衛星通報システム 携行型通話装置 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX） 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ 空冷式非常用発電装置 可搬式オイルポンプ 【多様性拡張設備】 運転指令設備 加入電話 加入ファクシミリ 電力保安通信用電話設備 社内TV会議システム 無線通話装置 【資機材】 対策の検討に必要な資料
					重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について	安全・防災室長他は、重大事故等が発生した場合に備え、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、資料が更新された場合には資料の差替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持・管理する。	
					通信連絡に関する手順	重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、原子力事業本部、本店、国、地方公共団体及びその他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。	

第2.2.1.9.1.18表 多様性拡張設備整理表（1 8／1 9）（その3）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
緊急時対策所の居住性等に関する手順	緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順	—	—	必要な要員の収容	放射線管理用資機材、飲料水、食料等の維持管理等について	緊急時対策所には、7日間外部からの支援がなくとも活動が可能となるよう放射線管理用資機材（線量計、マスク等）、飲料水及び食料等を配備又は備蓄するとともに、通常時から維持・管理する。 重大事故等が発生した場合には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の被ばく線量管理を行うため、個人線量計を常時装着させるとともに、線量評価を行う。 また、緊急安全対策要員は、必要な放射線管理用資機材を用いて作業現場の放射線量測定等を行う。 緊急時対策所内での飲食の管理として、適切な頻度で緊急時対策所内の空気中の放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ないことを確認する。 ただし、緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度が目安値（ $1\times 10^{-3}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 未満）よりも高くなった場合であっても、発電所本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。	【重大事故等対処設備】 緊急時対策所非常用空気浄化ファン 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ 【資機材】 防護具及びチェンジングエリア用資機材 飲料水、食料等
					放射線管理に関する手順	a .チェンジングエリアの運用手順 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持込みを防止するための身体サーベイ（必要により物品等のサーベイを含む）及び防護具の着替え等を行うチェンジングエリアは、通常時から設置し、事故発生後、直ぐに運用開始ができる。 b . 緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの性能の低下等、緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施する。	
		サポート系機能喪失時	緊急時対策所全交流動力電源	代替交流電源設備からの給電の確保	電源車（緊急時対策所用）による給電	非常用母線からの給電喪失時又はその発生に備え、緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）を準備する。非常用母線からの給電喪失時は、電源車（緊急時対策所用）1台を起動し、緊急時対策所へ給電する。	【重大事故等対処設備】 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク タンクローリー 燃料油移送ポンプ 空冷式非常用発電装置 可搬式オイルポンプ

第2.2.1.9.1.19表 多様性拡張設備整理表（1 9／1 9）（その1）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
通信連絡に関する手順	重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順	—	—	発電所内の通信連絡	発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順	重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、運転員等及び緊急安全対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、移動式放射能測定装置（モニタ車）及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、無線通話装置、トランシーバー、携行型通話装置、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））を使用する。 また、データ伝送設備（発電所内）により緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置を使用する。	【重大事故等対処設備】 衛星電話（固定） 衛星電話（携帯） トランシーバー 携行型通話装置 安全パラメータ表示システム（SPDS） SPDS表示装置 【多様性拡張設備】 無線通話装置 運転指令設備 電力保安通信用電話設備 （保安電話（固定）、保安電話（携帯））
					計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等	直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携行型通話装置を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）を使用する。	
		—	—	代替電源設備からの給電の確保	代替電源設備から給電する手順等	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置へ給電する。 衛星電話（携帯）の電源は、充電池を使用する。使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより、継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。 トランシーバーの電源は、充電池又は乾電池を使用する。充電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより、継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。また、乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする。 携行型通話装置の電源は、乾電池を使用する。使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ 電源車（緊急時対策所用） タンクローリー 燃料油移送ポンプ

第2.2.1.9.1.19表 多様性拡張設備整理表（1 9／1 9）（その2）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
通信連絡に関する手順	重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順	—	—	発電所外（社内外）の通信連絡	発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の緊急安全対策要員が、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、移動式放射能測定装置（モニタ車）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内TV会議システム、無線通話装置及び緊急時衛星通報システムを使用する。 また、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムを使用する。	【重大事故等対処設備】 衛星電話（固定） 衛星電話（携帯） 衛星電話（可搬） 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX） 安全パラメータ表示システム（SPDS） 安全パラメータ伝送システム 緊急時衛星通報システム 【多様性拡張設備】 加入電話 加入ファクシミリ 携帯電話 電力保安通信用電話設備 〔保安電話（固定）、保安電話（携帯）、〕 〔衛星保安電話） 社内TV会議システム 無線通話装置
					計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等	直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）を使用する。	
		—	—	代替電源設備からの給電の確保	代替電源設備から給電する手順等	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置へ給電する。 衛星電話（携帯）の電源は、充電池を使用する。使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより、継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。 トランシーバーの電源は、充電池又は乾電池を使用する。充電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより、継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。また、乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする。 携行型通話装置の電源は、乾電池を使用する。使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 可搬式オイルポンプ 電源車（緊急時対策所用） タンクローリー 燃料油移送ポンプ

第 2.2.1.9.2.1 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.1 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
MGセット電源 （常用母線 440V しゃ断器操作器） （中央制御盤）	常設	C クラス	約 3,000A [※]	—	2 台
制御棒操作器（中央制御盤）	常設	C クラス	—	—	1 個
MGセット電源 （発電機出力しゃ断器スイッチ） （現場盤）	常設	C クラス	約 1,600A [※]	—	2 台
原子炉トリップしゃ断器スイッチ （現場盤）	常設	S クラス	約 1,600A [※]	—	2 台
タービントリップスイッチ（中央制御盤）	常設	C クラス	—	—	1 個

※しゃ断器本体の容量

第 2.2.1.9.2.2 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.2 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
主給水ポンプ	常設	C クラス	約 2,700t/h	約 710m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	C クラス	約 135m ³ /h	約 830m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 350m ³	—	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ （電動）	可搬	—	約 30m ³ /h	約 300m	2 台
発電機 （蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）	可搬	—	約 125kVA	—	1 台
復水タンク	常設	S クラス	約 700m ³	—	1 基
電動補助給水ポンプ	常設	S クラス	約 85m ³ /h	約 950m	2 台
タービン動補助給水ポンプ	常設	S クラス	約 170m ³ /h	約 950m	1 台
海水ポンプ	常設	S クラス	約 3,200m ³ /h	約 30m	4 台
タービンバイパス弁	常設	C クラス	—	—	8 個
窒素ポンベ （主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	—	約 7Nm ³	—	9 本 （予備 1 本）
可搬式空気圧縮機 （主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	—	約 14.4m ³ /h	吐出圧力 約 0.65MPa 〔gage〕	2 台 （予備 1 台）
大容量ポンプ	可搬	—	約 1,440m ³ /h	約 120m	2 台 （予備 1 台）
B 計器用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	約 10Nm ³ /min	約 70m	1 台

第 2.2.1.9.2.3 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.3 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
主給水ポンプ	常設	C クラス	約 2,700t/h	約 710m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	C クラス	約 135m ³ /h	約 830m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 350m ³	—	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ （電動）	可搬	—	約 30m ³ /h	約 300m	2 台
発電機 （蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）	可搬	—	約 125kVA	—	1 台
復水タンク	常設	S クラス	約 700m ³	—	1 基
電動補助給水ポンプ	常設	S クラス	約 85m ³ /h	約 950m	2 台
タービン動補助給水ポンプ	常設	S クラス	約 170m ³ /h	約 950m	1 台
海水ポンプ	常設	S クラス	約 3,200m ³ /h	約 30m	4 台
タービンバイパス弁	常設	C クラス	—	—	8 個
加圧器補助スプレ止弁	常設	S クラス	—	—	1 個
窒素ポンベ （主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	—	約 7Nm ³	—	9 本 （予備 1 本）
可搬式空気圧縮機 （主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	—	約 14.4m ³ /h	吐出圧力 約 0.65MPa 〔gage〕	2 台 （予備 1 台）
大容量ポンプ	可搬	—	約 1,440m ³ /h	約 120m	2 台 （予備 1 台）
B 計器用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	約 10Nm ³ /min	約 70m	1 台

第 2.2.1.9.2.4 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.4 表関連）（その 1）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 320m ³ /h	約 100m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 650m ³ /h	約 100m	2 台
N o . 1 , 2 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
A、B 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
恒設代替低圧注水ポンプ	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 120m ³ /h	約 165m	1 台
海水ポンプ	常設	S クラス	約 3,200m ³ /h	約 30m	4 台
ほう酸ポンプ	常設	S クラス	約 17m ³ /h	約 72m	3 台
ほう酸タンク	常設	S クラス	約 30.3m ³	—	2 基
1 次系純水ポンプ	常設	B クラス	約 40m ³ /h	約 70m	2 台
1 次系純水タンク	常設	B クラス	約 510m ³	—	1 基

第 2.2.1.9.2.4 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.4 表関連）（その 2）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
A、B 内部スプレポンプ（自己冷却） （R H R S－C S S 連絡ライン使用）	常設	S クラス	約 423m ³ /h	約 124m	2 台
燃料取替用水タンク	常設	S クラス	約 1,720m ³	－	1 基
A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）	常設	S クラス	約 852m ³ /h （安全注入時及 び再循環時） 約 681m ³ /h （余熱除去時）	約 73m （安全注入時及 び再循環時） 約 82m （余熱除去時）	1 台
格納容器再循環サンプ	常設	S クラス	－	－	2 基
格納容器再循環サンプスクリーン	常設	S クラス	約 1,698m ³ /h	－	2 個
原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	－ （S クラスに 適用される地 震力と同等）	約 120m ³ /h	約 165m	1 台

第 2.2.1.9.2.4 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.4 表関連）（その 3）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	—	約 150m ³ /h	約 150m	2 台 (予備 1 台)
電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)	可搬	—	約 610kVA	—	2 台 (予備 1 台)
送水車	可搬	—	約 300m ³ /h	約 130m	2 台 (予備 1 台)
主給水ポンプ	常設	C クラス	約 2,700t/h	約 710m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	C クラス	約 135m ³ /h	約 830m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 350m ³	—	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	—	約 30m ³ /h	約 300m	2 台
発電機 (蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用)	可搬	—	約 125kVA	—	1 台
電動補助給水ポンプ	常設	S クラス	約 85m ³ /h	約 950m	2 台
タービン動補助給水ポンプ	常設	S クラス	約 170m ³ /h	約 950m	1 台
復水タンク	常設	S クラス	約 700m ³	—	1 基
タービンバイパス弁	常設	C クラス	—	—	8 個
消防ポンプ	可搬	—	約 36m ³ /h～ 約 54m ³ /h	約 80m～ 約 100m	19 台 (予備 1 台)
燃料取替用水タンク（重力注入）	常設	S クラス	約 1,720m ³	—	1 基

第 2.2.1.9.2.5 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.5 表関連）（その 1）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
主給水ポンプ	常設	C クラス	約 2,700t/h	約 710m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	C クラス	約 135m ³ /h	約 830m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 350m ³	—	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ （電動）	可搬	—	約 30m ³ /h	約 300m	2 台
発電機 （蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用）	可搬	—	約 125kVA	—	1 台
復水タンク	常設	S クラス	約 700m ³	—	1 基
雑用空気圧縮機	常設	C クラス	約 8.3Nm ³ /min	約 65m	2 台
タービンバイパス弁	常設	C クラス	—	—	8 個
窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	—	約 7Nm ³	—	9 本 （予備 1 本）
可搬式空気圧縮機 （主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	—	約 14.4m ³ /h	吐出圧力 約 0.65MPa 〔gage〕	2 台 （予備 1 台）

第 2.2.1.9.2.5 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.5 表関連）（その 2）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
消防ポンプ	可搬	—	約 36m ³ /h～ 約 54m ³ /h	約 80m～ 約 100m	19 台 (予備 1 台)
B 計器用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	約 10Nm ³ /min	約 70m	1 台
冷水ポンプ （A 余熱除去ポンプ冷却用）	常設	C クラス	約 174m ³ /h	約 24m	2 台
大容量ポンプ	可搬	—	約 1,440m ³ /h	約 120m	2 台 (予備 1 台)
余熱除去ポンプ	常設	S クラス	約 852m ³ /h (安全注入時及 び再循環時) 約 681m ³ /h (余熱除去時)	約 73m (安全注入時及 び再循環時) 約 82m (余熱除去時)	2 台
1 次系冷却水ポンプ	常設	S クラス	約 1,150m ³ /h	約 60m	4 台
1 次系冷却水クーラ	常設	S クラス	約 10MW	—	3 基

第 2.2.1.9.2.6 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.6 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
1 次系高圧ガス供給設備	常設	—	約 200Nm ³ /h	—	1 台
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 320m ³ /h	約 100m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 650m ³ /h	約 100m	2 台
A、B 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
N o . 1 , 2 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	—	約 150m ³ /h	約 150m	2 台 (予備 1 台)
電源車（可搬式代替低圧ポンプ用）	可搬	—	約 610kVA	—	2 台 (予備 1 台)
送水車	可搬	—	約 300m ³ /h	約 130m	2 台 (予備 1 台)
A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）	常設	S クラス	約 423m ³ /h	約 124m	2 台
燃料取替用水タンク	常設	S クラス	約 1,720m ³	—	1 基
よう素除去薬品タンク	常設	S クラス	約 15m ³	—	1 基
恒設代替低圧注水ポンプ	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 120m ³ /h	約 165m	1 台
原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 120m ³ /h	約 165m	1 台
海水ポンプ	常設	S クラス	約 3,200m ³ /h	約 30m	4 台

第 2.2.1.9.2.7 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.7 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
1 次系高圧ガス供給設備	常設	—	約 200Nm ³ /h	—	1 台
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 320m ³ /h	約 100m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 650m ³ /h	約 100m	2 台
A、B 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
N o. 1, 2 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
A、B 内部スプレポンプ（自己冷却）	常設	S クラス	約 423m ³ /h	約 124m	2 台
燃料取替用水タンク	常設	S クラス	約 1,720m ³	—	1 基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	—	約 150m ³ /h	約 150m	2 台 (予備 1 台)
電源車（可搬式代替低圧ポンプ用）	可搬	—	約 610kVA	—	2 台 (予備 1 台)
送水車	可搬	—	約 300m ³ /h	約 130m	2 台 (予備 1 台)
恒設代替低圧注水ポンプ	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 120m ³ /h	約 165m	1 台
原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 120m ³ /h	約 165m	1 台
海水ポンプ	常設	S クラス	約 3,200m ³ /h	約 30m	4 台

第 2.2.1.9.2.8 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.8 表関連）（その 1）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 320m ³ /h	約 100m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 650m ³ /h	約 100m	2 台
A、B 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
N o. 1, 2 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
燃料取替用水ポンプ	常設	S クラス	約 30m ³ /h	約 60m	2 台
燃料取替用水タンク	常設	S クラス	約 1,720m ³	—	1 基
原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 120m ³ /h	約 165m	1 台
恒設代替低圧注水ポンプ	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 120m ³ /h	約 165m	1 台
海水ポンプ	常設	S クラス	約 3,200m ³ /h	約 30m	4 台

第 2.2.1.9.2.8 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.8 表関連）（その 2）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	－	約 150m ³ /h	約 150m	2 台 (予備 1 台)
電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)	可搬	－	約 610kVA	－	2 台 (予備 1 台)
送水車	可搬	－	約 300m ³ /h	約 130m	2 台 (予備 1 台)
A、B 内部スプレポンプ (自己冷却)	常設	S クラス	約 423m ³ /h	約 124m	2 台

第 2.2.1.9.2.9 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.9 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	検出方式／容量	測定範囲 ／吐出圧力	台数
ガスクロマトグラフ	可搬	－	熱伝導度型検出器	0%～100%	1 台
格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置	常設	C クラス	約 600NL/h	約 20kPa 〔gage〕	1 台

第 2.2.1.9.2.10 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.10 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	検出方式／容量	計測範囲／揚程	台数
アニュラス内水素濃度計測装置	常設	S クラス	熱伝導式	0～20vol%	1 台
格納容器排気筒高レンジガスモニタ	常設	C クラス	G M 管	約 $10^1 \sim 10^7$ cpm	1 個
格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	常設	S クラス	電離箱	約 $10^3 \sim 10^8$ mSv/h	2 個
可搬型格納容器内水素濃度計装装置	可搬	—	熱伝導式	約 0～20vol%	1 台 (予備 1 台)
大容量ポンプ	可搬	—	約 $1,440\text{m}^3/\text{h}$	約 120m	2 台 (予備 1 台)
可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ	可搬	—	約 $1\text{m}^3/\text{h}$	—	1 台 (予備 1 台)
可搬型格納容器ガス試料圧縮装置	可搬	—	約 $0.6\text{m}^3/\text{h}$	—	1 台 (予備 1 台)
格納容器雰囲気ガスサンプリング 冷却器	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 4.4kW	—	1 基
格納容器雰囲気ガスサンプリング 湿分分離器	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 22L	—	1 基

第 2.2.1.9.2.11 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.11 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
燃料取替用水タンク	常設	S クラス	約 1,720m ³	—	1 基
燃料取替用水ポンプ	常設	S クラス	約 30m ³ /h	約 60m	2 台
2 次系純水タンク	常設	C クラス	約 1,500m ³	—	1 基
2 次系純水ポンプ	常設	C クラス	約 150m ³ /h	約 35m	2 台
N o . 1、2 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 320m ³ /h	約 100m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 650m ³ /h	約 100m	2 台
A、B 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
1 次系純水タンク	常設	B クラス	約 510m ³	—	1 基
1 次系純水ポンプ	常設	B クラス	約 40m ³ /h	約 70m	2 台
消防ポンプ	可搬	—	約 36.0～ 約 54.0m ³ /h	約 80～ 約 100m	19 台 (予備 1 台)
ゴムシート 鋼板 防水テープ 吸水性ポリマー 補修材 ロープ（吊り降ろし用）	可搬	—	—	—	1 式
使用済燃料ピット水位 （狭域）	常設	C クラス	—	—	2 個
使用済燃料ピット温度	常設	C クラス	—	—	1 個
使用済燃料ピット区域 エリアモニタ	常設	C クラス	—	—	1 個
携帯型水温計	可搬	—	—	—	1 台
携帯型水位計	可搬	—	—	—	1 台
携帯型水位、水温計	可搬	—	—	—	1 台

第 2.2.1.9.2.12 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.12 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
化学消防自動車	可搬	—	水槽：1,300ℓ 泡原液：500ℓ	—	1 台
小型動力ポンプ付水槽車	可搬	—	5,000ℓ	—	1 台
泡消火剤等搬送車	可搬	—	1,500ℓ	—	1 台
送水車（消火用）	可搬	—	—	—	1 台
中型放水銃	可搬	—	—	—	1 台
泡原液搬送車	可搬	—	5,000ℓ	—	2 台
放射性物質吸着剤	可搬	—	5,000kg	—	1 式

第 2.2.1.9.2.13 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.13 表関連）（その 1）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
2 次系純水タンク	常設	C クラス	約 1,500m ³	—	1 基
電動補助給水ポンプ	常設	S クラス	約 85m ³ /h	約 950m	2 台
タービン動補助給水ポンプ	常設	S クラス	約 170m ³ /h	約 950m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 350m ³	—	1 基
主給水ポンプ	常設	C クラス	約 2,700t/h	約 710m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	C クラス	約 135m ³ /h	約 830m	1 台
海水ポンプ	常設	S クラス	約 3,200m ³ /h	約 30m	4 台
2 次系純水ポンプ	常設	C クラス	約 150m ³ /h	約 35m	2 台
N o . 1 , 2 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 320m ³ /h	約 100m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 650m ³ /h	約 100m	2 台
A、B 淡水タンク	常設	C クラス	約 3,000m ³	—	2 基
消防ポンプ	可搬	—	約 36m ³ /h～ 約 54m ³ /h	約 80m～ 約 100m	19 台 (予備 1 台)
1 次系純水タンク	常設	B クラス	約 510m ³	—	1 基
1 次系純水ポンプ	常設	B クラス	約 40m ³ /h	約 70m	2 台
ほう酸タンク	常設	S クラス	約 30.3m ³	—	2 基
ほう酸ポンプ	常設	S クラス	約 17m ³ /h	約 72m	3 台

第 2.2.1.9.2.13 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.13 表関連）（その 2）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
充てん／高圧注入ポンプ	常設	S クラス	約 34m ³ /h～ 約 147m ³ /h	約 732m～ 約 1,770m	3 台
加圧器逃がしタンク	常設	B クラス	約 36.8m ³	—	1 基
格納容器冷却材ドレンポンプ	常設	B クラス	A：約 11.4m ³ /h B：約 34.1m ³ /h	約 53m	2 台
使用済燃料ピットポンプ	常設	B クラス	約 523m ³ /h	約 38m	2 台
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	—	約 150m ³ /h	約 150m	2 台 (予備 1 台)
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬	—	約 610kVA	—	2 台 (予備 1 台)
恒設代替低圧注水ポンプ	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 120m ³ /h	約 165m	1 台
原子炉下部キャビティ注水ポンプ	常設	— (S クラスに 適用される地 震力と同等)	約 120m ³ /h	約 165m	1 台

第 2.2.1.9.2.13 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.13 表関連）（その 3）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
送水車	可搬	—	約 300m ³ /h	約 130m	2 台 (予備 1 台)
A 余熱除去ポンプ	常設	S クラス	約 852m ³ /h (安全注入時及 び再循環時) 約 681m ³ /h (余熱除去時)	約 73m (安全注入時及 び再循環時) 約 82m (余熱除去時)	1 台
格納容器再循環サンプ	常設	S クラス	—	—	2 基
格納容器再循環サンプスクリーン	常設	S クラス	約 1,698m ³ /h	—	2 個

第 2.2.1.9.2.14 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.14 表関連）

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	公称電圧	容量	数
予備変圧器 2 次側恒設ケーブル	常設	C クラス	6,600V	660A	1 組
号機間電力融通恒設ケーブル (1, 2 号～3 号)	常設	—	6,600V	510A	1 組
			6,600V	390A	1 組
電源車	可搬	転倒評価	6,600V	約 610kVA	2 台 (予備 1 台)

第 2.2.1.9.2.15 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.15 表関連）

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	数量
可搬型バッテリー （炉外核計装盤、放射線監視盤）	可搬	－	4,500Wh／個他	18 台
ジャンパ器具	可搬	－	－	1 式
ユニット総合管理計算機	常設	C クラス	－	1 式

機器名称	常設／可搬	耐震性	計測範囲	数量
1 次系冷却水タンク圧力	常設	C クラス	0~500kPa[gage]	1 台

第 2.2.1.9.2.16 表 多様性拡張設備仕様表（第 2.2.1.9.1.16 表関連）

機器名称	常設／可搬	耐震性	照度（ルクス）
中央制御室非常用照明	常設	C クラス	200 ルクス
チェンジングエリア非常用照明	常設	C クラス	20 ルクス以上

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

国内外の最新の科学的知見及び技術的知見（以下「新知見」という。）に関して、原子炉施設における保安活動へ適切に反映するため、新知見に関する情報の収集、分析・評価、反映に係る仕組みを整備しており、保安活動の継続的な改善へと展開している。

原子力発電については、実用化以降現在に至るまで、技術的な進歩等により安全性、信頼性の向上に有効な多くの新しい知見が得られてきている。

美浜発電所3号機の建設に当たっては、その当時の知見を設計に反映するとともに、営業運転開始後に得られた新たな知見についても評価のうえ、設備改造や運用面の改善等により適切に反映してきた。

例えば、2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故から得られた知見については、原子炉等規制法等に新規制基準として反映（2013年7月に改正施行）され、当社は、これに適合すべく設計基準事象及び重大事故等に係る安全対策へ反映している。

また、この事故から得られた教訓として、「発生確率が極めて小さいとして、シビアアクシデントへの取組みが不十分だったのではないか」、「法令要求を超えて、安全性を自ら向上させるという意識が低かったのではないか」、「世界の安全性向上活動に学び、改善していくという取組みが不足していたのではないか」との点を踏まえ、原子力発電の特性とリスクを十分認識し、絶えずリスクを抽出及び評価し、それを除去又は低減する取組みを継続することで、原子力発電の安全性の更なる向上に取り組んできている。

ここでは、原子力安全に係るリスクの除去、低減及びプラントの安全性、信頼性の向上に資する重要な新知見について、以下の分野ごとに収集結果及びそれらの反映状況を示す。

- a. 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等（以下「安全に係る研究」という。）
- b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

- c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ
- d. 国内外の基準等
- e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）
- f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）
- g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

2.2.2.1 新知見の収集方法

(1) 収集の仕組み

a. 安全に係る研究

当社が実施した研究については、評価期間内に完了した内容を対象に各所管箇所から情報を収集する。

その他、国内外の機関が実施した安全に係る研究の成果については、(一財)電力中央研究所、日本エヌ・ユー・エス(株)等の協力を得て公開情報を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備している。

研究の成果は、設計管理における設計へのインプット要求事項にあげており、新たな設備の設置や既設備の原設計の変更等を実施する際には、新たな研究成果がないか確認する。

実機への反映については、各所管箇所が、研究成果を踏まえプラントの設備や運用への反映方法を検討する。この際、必要に応じて設置変更許可申請及び設計及び工事計画認可申請等の手続きを行い、実機に反映する。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

原子力発電所の安全、安定運転を確保し、より安全性、信頼性を維持、向上させるためには、厳正な運転管理、施設管理等を行うことはもとより、美浜発電所3号機での事故、故障等の経験を含めた国内外の原子力施設の運転による事故、故障等から得られた教訓について新たな知見として採り上げ、再発防止対策を反映することが重要である。当社はこの仕組みを未然防止処置として整備しており、設備及び運用管理の継続的な改善活動を展開している。

国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓については、この未然防止処置の仕組みを通じて入手した情報をもとに記載する。以降にこの仕組みの概要を示す。

当社原子力発電所の事故、故障等は、当該発電所で原因の究明、再発防止対策の立案が行われたうえで、その情報が原子力事業本

部に送付される。

国内他社原子力施設の事故、故障等の情報は、原子力施設情報公開ライブラリー（以下「ニューシア」という。）の活用等により入手している。ニューシアは保安活動の向上の観点から産官学で情報を共有化することを目的に、（一社）原子力安全推進協会（以下「JANSI」という。）にて運営されているデータベースであり、2003年10月から運用が開始され、2007年5月に登録基準が追加されるとともに、2010年5月の設備更新にあわせて、運用の拡充がなされている。なお、2003年9月までについては、（財）電力中央研究所原子力情報センター（当時の名称。以下「NIC」という。）にて国内外の原子力施設の事故、故障等の情報が一元的に収集、分析、評価されており、NICからの情報を活用してきた。

国外の原子力施設で発生した事故、故障等の情報については、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）の情報、米国原子力発電協会（以下「INPO」という。）の情報、世界原子力発電事業者協会（以下「WANO」という。）の情報等を対象とし、JANSIの協力を得て入手し、検討を行っている。

これらの情報は、JANSI、（株）原子力安全システム研究所、加圧水型軽水炉を保有する事業者、プラントメーカ等で構成されるPWR海外情報検討会において検討され、反映が必要と判断されたものは提言等として事業者に通知される。

この他、未然防止処置の仕組みにおいては、原子力施設以外の情報として、当社他部門（火力、工務等）や他産業における不具合情報についても採り上げ、同種不適合の再発防止、設備改善等に資することとしている。

入手した情報は、原子力事業本部において、当社プラントの安全面、設備面、運転管理面から直接関係する事例を抽出し、必要な改善対策の検討を行っている。また、検討の結果、発電所にて反映が必要な事項については、原子力事業本部から発電所等に改

善対策の指示を行っている。

なお、原子力事業本部での検討においては、適宜、発電所と意見を交換しつつ未然防止処置の要否、未然防止処置内容の検討を行っている。

また、国内の他の電気事業者（以下「国内事業者」という。）が、公開を行った安全性向上評価にて抽出された安全性向上に資する自主的な追加措置（以下「追加措置」という。）を収集し、当社プラントへの反映要否を検討する仕組みを整備している。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価を実施するために必要なデータについては、当社プラント固有の運転実績に関する情報の蓄積のほか、当社が原子力発電所を有する電力会社と共通で実施した研究（以下「電力共通研究」という。）の成果等を通じて、入手することとしている。このほか、国内外の知見について、（一財）電力中央研究所、プラントメーカ等の協力を得て、情報収集の仕組みを整備している。

d. 国内外の基準等

国内の安全審査指針類については、従来から設置変更許可申請にあわせて最新のものが取り入れられている。具体的には、設置変更許可申請に際して、申請案件に係る設置変更許可申請及び安全審査に係る実施体制が定められ、各所管箇所が分担して設置変更許可申請書を作成する。申請書の作成にあたり各所管箇所が関連する安全審査指針類を確認することから、その過程において、最新の安全審査指針類がプラント設計や設備、運用に反映されることとなる。

民間規格類については、それらが制定、改訂された後、国による技術評価を経て規制に取り入れられるものもあるため、原子力発電所の安全性、信頼性を確保する上では、これら民間規格類の制定、改訂動向を把握し、適宜、既設プラントの設計面や設備の運用面に反映していくことが重要である。

このことから、各所管箇所において、設置変更許可工事計画認可等の申請、定期事業者検査要領書及び社内標準の制定、改正の際に、民間規格類の制定、改訂に係る状況を確認し、適宜、反映することとしている。その他の民間規格についても、必要に応じて社内標準等への反映を行っている。

国外の基準等については、日本エヌ・ユー・エス（株）の協力を得て公開情報を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備しており、既設プラントの安全性、信頼性の確保や、今後、国内規制化された場合における対応の円滑化の観点から、制定、改訂に係る動向を把握することとしている。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

国際機関及び国内外の学会等の情報については、国内関係機関、海外電力会社及び海外の団体等との情報交換を通じて入手するほか、（一財）電力中央研究所、日本エヌ・ユー・エス（株）の協力を得て公開情報を収集し、電気事業連合会を構成する事業者等にて共同でスクリーニングを行う仕組みを整備している。これら国内外の先進事例に係る情報の収集を通じて、適宜、既設プラントの設計や設備、運用の改善に役立てることとしている。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象に関する情報については、電気事業連合会や（一財）電力中央研究所等の協力を得て、情報を収集する仕組みを整備している。

入手した情報は、社内の「耐震・耐津波情報検討会」、「竜巻・火山情報検討会」において、当社プラントへの反映要否に関する検討を行っており、既設プラントの設計、設備運用の前提となっている条件の変更を要するような情報の有無を把握し、適切に管理することとしている。

g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案

メーカ提案に関する情報については、従来より施設管理の仕組みの中で、メーカから設備の運用・保守性の向上や設備改善の推奨提案、部品の製造中止情報等を受け、既設プラントへの反映要否を検討している。

(2) 収集期間

新知見に関する情報の収集期間は、第 27 回定期事業者検査終了日翌日（2024 年 2 月 15 日）から評価時点となる第 28 回定期事業者検査終了日（2025 年 6 月 18 日）までを基本とする。

なお、収集対象の分野によって、例えば数ヶ月ごとや年度ごとにまとめて入手する情報もあるため、当社が整備している情報収集の仕組みを通じて入手した情報のうち、上記収集期間に反映要否の検討を行った情報を記載対象とする。

(3) 収集対象

各収集分野における新知見に関する情報の収集対象は以下のとおりとする。

a. 安全に係る研究

収集対象とする研究成果は、当社が実施した研究（以下「自社研究」という。）及び電力共通研究、原子力規制委員会等が実施している安全規制のための研究開発並びに国外機関が実施している研究開発とする。

具体的な収集対象を第 2.2.2.1 表「安全に係る研究の収集対象」に示す。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

原子力施設の安全性、信頼性に係る運転経験から得られた教訓を反映する仕組み（未然防止処置）を通じて入手した情報（当社原子力発電所、国内他社及び国外原子力施設の不具合情報等）及び原子力規制委員会が文書で指示等を行った事項、並びに国内事業者の安全性向上評価にて抽出された追加措置を収集対象とする。

具体的な収集対象を第 2.2.2.2 表「国内外の原子力施設の運転経

験から得られた教訓の収集対象」に示す。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

「3.1.2 確率論的リスク評価（PRA）」を実施するうえで必要なデータについては、「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1 PRA編）：2022」（（一社）日本原子力学会発行）等の確率論的リスク評価を実施するにあたり参考とする実施基準に示される作業項目に該当するものを収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2.3表「確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの収集対象」に示す。

d. 国内外の基準等

国内の民間規格類として、原子力発電所の設計、運用に適用されている、（一社）日本電気協会、（一社）日本機械学会、（一社）日本原子力学会の発行する規格基準類とする。

また、国外の規格基準類については、原子力発電所を有する諸外国及び国際機関のうち、公開情報等を通じて規制動向の把握が可能な米国、欧州主要国及び国際機関の基準類を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2.4表「国内外の基準等の収集対象」に示す。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

国際機関及び国内外の学会活動として、各種委員会や大会での報告、論文発表がなされており、原子力発電所の安全性、信頼性の維持、向上に関連する先進事例が発信されている。公開情報等を通じて、これらの検討状況の把握が可能な主要機関、学会等の情報を収集対象とする。

具体的な収集対象を第2.2.2.5表「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の収集対象」に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象（地震、津波、竜巻、火山）に関する情報として、国

の機関等の報告、学協会等の大会報告、論文、雑誌等の刊行物、海外情報等を収集対象とする。

具体的な収集対象を第 2.2.2.6 表「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の収集対象」に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカ提案

メーカから得られる設備の安全性、信頼性の維持、向上に関連する提案を収集対象とする。

具体的な収集対象を第 2.2.2.7 表「設備の安全性向上に係るメーカ提案」に示す。

(4) 整理、分類方法

収集対象の情報について、検討対象とする情報を以下の考え方により整理、分類した。

a. 安全に係る研究

自社研究、電力共通研究については、収集対象期間中に研究開発が完了したものを対象とし、その研究成果がプラントの設備設計や社内マニュアル等へ反映されたものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。なお、未反映の研究成果のうち、将来の活用が見込まれるものについては、参考情報として整理し、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて活用状況を確認する。

自社研究、電力共通研究に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.1 図「安全に係る研究の整理、分類方法（自社研究、電力共通研究）」に示す。

国内機関、国外機関の研究開発については、収集対象期間中に研究成果が公表されたものの中から、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

国内機関、国外機関の研究開発に係る新知見に関する情報については、第 2.2.2.5 図「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法」に示す整理、分類方法とする。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内外の原子力施設において発生した事故、故障等の情報を反映する仕組みは、第 2.2.2.2 図「国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法」に示すとおりであり、事故、故障等の情報を踏まえ、美浜発電所 3 号機の同一機器、設備又は類似設備に対する評価、検討を行い、同種トラブルの発生防止の観点から未然防止処置が必要と判断されたものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。

原子力規制委員会が文書で指示等を行った事項については、収集対象期間中に発出されたもののうち、美浜発電所 3 号機が対象となっているものを抽出し、記載対象とする。

収集対象期間中に提出された国内事業者の安全性向上評価届出書にて抽出された追加措置については、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを新知見に関する情報として抽出し、記載対象とする。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価を実施するうえで必要なデータとして、収集対象期間中に入手したデータについて、新規性の有無、美浜発電所 3 号機の確率論的リスク評価への適用性を踏まえ、新知見及び参考情報に関する情報を抽出する。

確率論的リスク評価を実施するうえで必要なデータに係る新知見及び参考情報に関する情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.3 図「確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの整理、分類方法」に示す。

d. 国内外の基準等

国内の基準等の情報については、原子力発電所に適用されるものの中から、収集対象期間中に新たに制定若しくは改定され、発行された民間規格類を対象とし、国の技術評価を受ける等により、安全規制に取り入れられた民間規格類を抽出する。また、未だ具体的な安全規制へ取り入れられていないものについても、当社プラントの設備設計や運用面等に活用している民間規格類を抽出する。

国内の基準等に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.4 図「国内外の基準等の整理、分類方法（国内規格基準）」に示す。

国外の基準等の情報については、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

国外の基準等に係る新知見に関する情報については、第 2.2.2.5 図「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法」に示す整理、分類方法とする。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

国際機関及び国内外の学会等の情報については、当社プラントへの適用性を踏まえ、原子力施設の安全性、信頼性の維持、向上の観点で、有効と思われるものを抽出し、記載対象とする。また、直ちに当社プラントへの反映は不要であるが、今後の動向を把握すべきものについては、参考情報として抽出し、記載対象とするとともに、今後の安全性向上評価のタイミングにおいて情報分類に変更がないか確認する。

収集対象の情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.5 図「国際機関

及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法」に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象に関する情報から、地震、津波、竜巻及び火山の各現象に対する原子力施設の安全性に関連する可能性のある情報を抽出し、原子力施設への適用範囲や適用条件、設計、評価への反映の可否等の観点から、以下のとおり分類した。

① 反映が必要な新知見情報（記載対象）

客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積された新たな知見を含み、国内の原子力施設での諸条件を考慮して、適用範囲、適用条件が合致し、設計、評価への反映が必要な情報（現状評価の見直しの必要性があるもの）。

② 新知見関連情報（記載対象）

客観的な根拠、関連するデータ等の蓄積された新たな知見を含むものの、設計、評価を見直す必要がない情報（現状評価の見直しの必要がないもの）。

③ 参考情報（記載対象外）

今後の研究動向等によっては、設計、評価に対する信頼性及び裕度向上につながりうる情報。

④ 検討対象外情報（記載対象外）

基礎的な研究等のため、反映が必要な新知見情報、新知見関連情報及び参考情報には分類されない情報。

自然現象に係る新知見に関する情報の整理、分類の考え方を第 2.2.2.6 図「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）の整理、分類方法」に示す。

なお、地震、津波に対する原子力施設の安全性に関する知見の整理、分類については、2009 年 5 月 8 日付け指示文書「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組について」（平成 21・04・13 原院第 3 号）に基づき、2009 年度から 2015 年度まで継

続的に実施し、原子力安全・保安院又は原子力規制委員会に報告してきた。その後、2016年6月27日付け文書「「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等について（内規）」を用いないことについて（通知）（原規規発第1606278号）」により報告は不要となったが、知見の収集等に係る取組みは現在も継続しており、本項で示す地震、津波に関する知見の整理、分類方法は、この取組みと同様の方法である。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

メーカー提案については、原子力事業本部にて原則年1回実施している長期保全計画検討会において、検討・採用された案件から当該プラントの安全性向上に資すると判断される知見を抽出する。

2.2.2.2 安全性向上に資する新知見情報

今回「2.2.2.1 新知見の収集方法」に基づき収集した情報は、全収集分野の総計で約 57,000 件であった。これを「2.2.2.1(4) 整理、分類方法」に基づき収集分野ごとに整理、分類した結果を以下に示す。

(1) 新知見情報の収集結果

a. 安全に係る研究

安全に係る研究から抽出された新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 自社研究、電力共通研究

美浜発電所 3 号機に反映した安全研究成果について、1 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.8 表「美浜発電所 3 号機に反映した安全研究成果（自社研究、電力共通研究）」に示す。

(b) 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について、4 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.9 表「国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考情報」に示す。

b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓

当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見情報については、5 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.10 表「当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見」に示す。

(b) 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報について、4 件抽出された。抽出結果を第

2.2.2.11 表「国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る新知見」に示す。

(c) 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓のうち反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

(d) 原子力規制委員会指示文書等

原子力規制委員会指示文書、被規制者向け情報通知文書及び ATENA 発出文書等のうち、美浜発電所 3 号機が対象のものについて、9 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.12 表「原子力規制委員会指示事項等への対応」に示す。

(e) 国内事業者の安全性向上評価届出書にて抽出された追加措置

国内事業者の安全性向上評価届出書にて抽出された追加措置のうち、反映が必要な新知見情報は、抽出されなかった。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見について、新知見情報が 0 件、参考情報が 5 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.13 表「確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見」に示す。

d. 国内外の基準等

国内外の基準等に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

(a) 国内の規格基準

新知見に関する情報について、5 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.14 表「国内の規格基準等に係る新知見情報」に示す。

(b) 国外の規格基準

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）

自然現象に関する情報以外の新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について 4 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.15 表「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）に係る参考情報」に示す。

f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）

自然現象に係る新知見に関する情報の収集結果を以下に示す。

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 新知見関連情報

新知見関連情報については、地震関連が 1 件、津波関連が 0 件、竜巻関連が 0 件、火山関係が 0 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.16 表「国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）に係る新知見関連情報」に示す。

g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

(2) まとめ

今回の評価対象期間に収集した新知見に関する情報に対して評価を行い、安全性向上に資すると判断し、美浜発電所 3 号機に反映すべき知見を抽出した。

美浜発電所 3 号機に反映すべき知見については、その反映状況を確認し、既に反映されていること又は反映に向けた検討が進められていることを確認した。

このことから、新知見に関する情報の収集、評価及びプラントへの反映に係る仕組みは適切に機能しており、この仕組みに係る新たな改善事項は認められなかった。

第 2.2.2.1 表 安全に係る研究の収集対象

区分	収集対象
自社研究及び電力共通研究	・ 自社研究 ・ 電力共通研究
国内機関の研究開発	・ 経済産業省(METI) ・ 日本原子力研究開発機構(JAEA) ・ 原子力規制委員会(NRA)
国外機関の研究開発	・ 経済協力開発機構／原子力機関(OECD/NEA) ・ 国際 PSAM[※]協会 ・ 米国 原子力規制委員会(NRC) NUREG/CR 報告書 ・ 米国 電力研究所(EPRI) ・ EU 安全研究(NUGENIA) ・ 欧州 原子力学会(ENS) ・ 欧州 技術安全機関(EUROSAFE)

※ Probabilistic Safety Assessment and Management

第 2.2.2.2 表 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集対象

区分	収集対象
国内及び国外不具合情報	・ 当社不具合情報（原子力・火力・工務等） ・ 他産業における不具合情報 ・ 国内他社原子力発電所、原子燃料サイクル事業者等不具合情報 （ニューシア情報（トラブル情報、保全品質情報）） ・ 国外原子力発電所不具合情報 米国 原子力規制委員会(NRC)情報 米国 原子力発電運転協会(INPO)情報 世界原子力発電事業者協会(WANO)情報 国際原子力機関(IAEA)情報 （NEWS は INES^{※1} ≥ 2） 仏国 原子力安全・放射線防護機関(ASNR)情報 ・ 国内外メーカー情報 ・ 原子力安全推進協会重要度文書 ・ 国内事業者の安全性向上評価届出書における追加措置
原子力規制委員会指示事項等	・ 原子力規制委員会指示文書（旧原子力安全・保安院指示文書を含む） ・ 被規制者向け情報通知文書 ・ 原子力エネルギー協議会(ATENA)発出文書

※1 International Nuclear Event Scale

第 2.2.2.3 表 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの収集対象

項目	収集対象
プラント情報の調査	プラントの設計、運用等のデータ他
ハザード評価	第 2.2.2.6 表（１／３）を参照
フラジリティ評価	電力共通研究
システム評価 (CDF 評価／CFF 評価※)	・伊方プロジェクトにおける原子力リスク研究センター(NRRC)技術諮問委員会(TAC)及び海外専門家レビューコメント ・電力中央研究所報告書 ・NRC 報告書（NUREG 等）
(1) 起因事象の選定及び発生頻度の設定／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	
(2) 成功基準の設定	
(3) 事故シーケンスの分析	
(4) システム信頼性の評価	
(5) 信頼性パラメータの設定	
(6) 人的過誤の評価	
(7) 炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化	
ソースターム評価	
被ばく評価	
上記以外の知見	
国内知見	・電力共通研究 ・電力中央研究所報告書
海外知見	NRRC 技術諮問委員会(TAC)コメント

※ 炉心損傷頻度評価を CDF 評価、格納容器機能喪失頻度評価を CFF 評価と表す。

第 2.2.2.4 表 国内外の基準等の収集対象

区分	収集対象
国内の規格基準	・ 日本電気協会規格（規程(JEAC)、指針(JEAG)) ・ 日本機械学会規格 ・ 日本原子力学会標準
国外の規格基準	・ 国際原子力機関(IAEA)基準 ・ 米国 原子力学会(ANS)基準 ・ 米国 連邦規則(10CFR)連邦規制コード ・ 米国 NRC 審査ガイド(Reg.Guide) ・ 米国 NRC 標準審査指針(SRP) ・ 米国 暫定スタッフ指針(ISG) ・ 米国 原子力規制委員会(NRC)一般連絡文書(Bulletin, Generic Letter, Order) ・ 米国 原子力エネルギー協会(NEI)ガイダンス ・ 欧州連合(EU)指令 ・ 西欧原子力規制者会議(WENRA)ガイダンス ・ 仏国 政令(décret)、省令(arrêté) ・ 仏国 基本安全規則(RFS)、原子力安全・放射線防護機関(ASNR)ガイド ・ 仏国 原子力安全・放射線防護機関(ASNR)決定(décision)、見解(avis) ・ 独国 原子力技術基準委員会(KTA)基準 ・ 独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省(BMUB)指針等 ・ 独国 原子力安全委員会(RSK)勧告 ・ 独国 放射線防護委員会(SSK)勧告 ・ 独国 廃棄物管理委員会(ESK)勧告 ・ 英国 基本安全原則(SAP)等 ・ 英国 技術評価、技術検査ガイド (TAG、TIG) ・ スウェーデン 放射線安全庁 安全規則(SSMFS) ・ フィンランド 政令、安全指針(YVL)

第 2.2.2.5 表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する
情報以外）の収集対象

区分	収集対象
国内の学会活動	・ 日本原子力学会（和文論文誌、Journal of Nuclear Science and Technology） ・ 日本機械学会（日本機械学会論文集、Mechanical Engineering Journal） ・ 日本電気協会 ・ 電気学会（論文誌 B）
国際機関及び 国外の学会活動	・ 米 国 原 子 力 学 会 (ANS)(Nuclear Science and Engineering、Nuclear Technology) ・ 米 国 機 械 学 会 (ASME)(Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science) ・ Institute of Electrical and Electronic Engineers(IEEE)(Nuclear & Plasma Sciences Society) ・ 国際原子力機関(IAEA)会議資料、関連資料 ・ 米国 原子力エネルギー協会(NEI)会議資料 ・ シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議(ERMSAR)予稿 ・ 米国 原子力規制委員会(NRC)規制情報会議(RIC)セッション

第 2.2.2.6 表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する
情報）の収集対象（1 / 3）（地震、津波）

区分	収集対象
国の機関等の報告	・ 地震調査研究推進本部 ・ 中央防災会議 ・ 地震予知連絡会 ・ 原子力規制庁 ・ 産業技術総合研究所 ・ 海上保安庁 他
学協会等の大会報告、論文	・ 日本機械学会 ・ 日本建築学会 ・ 日本地震学会 ・ 日本地震工学会 ・ 日本地質学会 ・ 日本原子力学会 ・ 日本活断層学会 ・ 日本堆積学会 ・ 日本学術会議 ・ 日本第四紀学会 ・ 日本海洋学会 ・ 日本船舶海洋工学会 ・ 日本自然災害学会 ・ 日本計算工学会 ・ 日本混相流学会 ・ 日本地すべり学会 ・ 日本応用地質学会 ・ 地盤工学会 ・ 土木学会 ・ 日本コンクリート工学会 ・ 日本地球惑星科学連合 ・ 歴史地震研究会 ・ 原子力安全推進協会 ・ 日本電気協会 他
雑誌等の刊行物	・ 地震研究所彙報 ・ 月刊地球 ・ 科学 他
海外情報等	・ IAEA(International Atomic Energy Agency) ・ NRC(Nuclear Regulatory Commission) ・ ASME(The American Society of Mechanical Engineers) ・ AGU(American Geophysical Union) ・ SSA(Seismological Society of America) ・ EERI (Earthquake Engineering Research Institute) ・ USGS(United States Geological Survey) ・ The Geological Society of London ・ IUGG(International Union of Geodesy and Geophysics) 他
その他	・ 電力中央研究所 他

第 2.2.2.6 表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する
情報）の収集対象（2 / 3）（竜巻）

区分	収集対象
国の機関等の報告	・ 気象庁
学協会等の大会報告、論文	・ 日本気象学会 ・ 土木学会 ・ 日本風工学会 ・ 日本流体力学会 ・ 日本原子力学会 他
雑誌等の刊行物	・ Journal of Wind Engineering and Industrial Aerodynamics ・ Boundary-layer Meteorology 他
その他	・ 電力中央研究所 他

第 2.2.2.6 表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する
情報）の収集対象（3 / 3）（火山）

区分	収集対象
国の機関等の報告	・ 環境省（原子力規制庁） ・ 気象庁 他
学協会等の大会報告、論文	・ 日本第四紀学会 ・ 日本応用地質学会 ・ 日本地質学会 ・ 日本火山学会 ・ 日本地球惑星科学連合 ・ 日本地球化学会 他 ・ 日本堆積学会
雑誌等の刊行物	・ 月刊地球 ・ 科学 他
海外情報等	・ Journal of Geophysical Research (Solid Earth) ・ USGS Bulletin ・ The Journal of the Geological Society ・ Bulletin of Volcanology ・ Journal of Volcanology and Geothermal Research ・ Journal of Volcanology and Seismology ・ Journal of Applied Volcanology ・ Nature (GeoScience) 他
その他	・ 産業技術総合研究所 ・ 電力中央研究所 ・ 京都大学防災研究所 ・ 火山噴火予知連絡会 ・ 東京大学地震研究所 他

第 2.2.2.7 表 設備の安全性向上に係るメーカー提案

区分	収集対象
設備の安全性向上に係る メーカー提案	・長期保全計画検討会資料 他

第 2.2.2.8 表 美浜発電所 3 号機に反映した安全研究成果（自社研究、
電力共通研究）

No.	研究件名	研究概要	反映状況
1	原子力プラントの 技術支援に関する 研究（継続）	原子力災害時の対応能力向上 のため、「シビアアクシデント 解析技術の高度化」の開発を 行う。	原子力総合防災訓練 において、シビアアク シデント事象の解析 結果を用いて、災害事 象を想定した訓練を 実施している。

第 2.2.2.9 表 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発に関する参考情報

No.	表題	文献誌名
1	震源を特定せず策定する地震動の標準応答スペクトルの妥当性確認—2018 年から2022年の観測記録の追加—	NRA技術ノート (NTEN-2024-4001)
2	震源近傍の地震ハザード評価手法の高度化に関する研究	安全研究成果報告 (RREP-2024-4003)
3	大気-土壌-植生モデルSOLVEG-Rを用いたOSCAARの再浮遊評価モデルの改良（受託研究）	JAEA-Research 2023-012
4	各事故シナリオにおける原子力サイトごとの被ばく線量と屋内退避時の被ばく低減係数の評価(受託研究)	JAEA-Research 2024-015

第 2.2.2.10 表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る
新知見（１／３）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	2023 年 1 月 10 日	大飯	大飯発電所原子炉施設保安規定の第 10 章「保安教育」における誤記が確認された。原因としては、作業ファイルの誤った使用であると推定した。	作業ファイルの誤った使用が原因であることを踏まえ、使用手順を社内マニュアルに反映した。
2	2024 年 2 月 5 日	高浜 4 号	A 空冷式非常用発電装置の起動確認において、DGIC S 動作停止（シャットダウン）、起動失敗の事象が確認された。 当該装置の点検を実施したところ、バッテリー端子が損傷していたことからバッテリー端子損傷により、当該装置の起動失敗に至ったものと推定した。	バッテリー端子の損傷原因の一つである「端子の緩み、端子締付け時の異物混入」に対してバッテリー取替作業時の点検項目を社内マニュアルに反映した。

第 2.2.2.10 表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る
新知見（2／3）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
3	2024 年 2 月 29 日	高浜 4 号	電動弁定期点検工事にて電動弁開閉試験を実施していたところ、第 6 高圧給水加熱器給水出口弁閉動作時に閉側トルクスイッチが動作せず、開時計 0 %を下回る位置まで動作し弁体と駆動部の間にあるヨーク用クランプに割れが発生した。 応力解析の結果、高トルクが作用した際材料降伏点以上の応力がヨーククランプ薄肉部に発生する可能性が認められた。 高トルク仕様電動機・減速機による閉弁力が繰り返しヨーククランプの薄肉部に作用し、割れが進展したものと推定した。	全てのヨーククランプ構造弁に対して、ヨーククランプ/割れを追加し、目視による外観点検を実施するよう社内マニュアルに反映した。
4	2024 年 5 月 8 日	大飯 4 号	定格熱出力一定運転中において、取水口に大量のクラゲや海藻等が流入。クラゲ等の流入を抑制するため、循環水ポンプ（以下、CWP）の翼開度を調整し、海水の取水量を減らすとともに、ロータリースクリーン（以下、R/S）によりクラゲ等を排出していたところ、C・D-R/S が過負荷により自動停止したため、過負荷の原因調査を目的に、B-CWP を停止した。 過負荷の原因は、大量の海藻等が流入し、バケットの網目が閉塞し水位差などの影響でバケットの荷重が増加したことで変形に至ったものと推定した。	海藻やクラゲ等の襲来に伴いスクリーン水位差計の指示が固着した場合、R/S の運転状態に拠らず、CWP および R/S の健全性維持を考慮し、保守的な対応として CWP 翼開度の低下操作および CWP を早期に停止する基準と海水ポンプについても同等の条件を社内マニュアルに反映した。

第 2.2.2.10 表 当社の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る
新知見（3／3）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
5	2024 年 11 月 13 日	高浜	高浜発電所 1, 2 号機空冷式非常用発電装置の恒設化工事に伴い、電気事業法第 48 条第 1 項（工事計画）および福井県公害防止条例第 15 条に基づいた手続きが実施できていないことを確認した。 社内マニュアルにおいて、法令等手続状況チェックシートを用いた手続きの遺漏防止を行うルールがあるものの、法令等手続状況チェックシートへの記載漏れがないように確認する仕組みが不十分であったことが、届出漏れに至った原因と推定した。	法令等適合性チェックシート作成時に法令等手続状況チェックシートへの記載漏れがないことを確認する仕組みを社内マニュアルに反映した。

第 2.2.2.11 表 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る
新知見（１／２）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	2023 年 11 月 7 日	東海第二	東海第二発電所は第 25 回定期事業者検査中のところ、2023 年 11 月 7 日 19 時 35 分頃、電源復旧操作のために廃棄物処理建屋(管理区域)に設置された電源盤にてモルタル建屋 21 階(非管理区域)に設置している空気圧縮機の電源を供給する NFB(ノーヒューズブレーカー：配線用しゃ断器)を投入したところ、発煙と焦げの臭いを確認した。 原因は湿分が取り込まれる環境において、湿分で変形する材質の端子台記名板を使用したことにより記名板が変形し、変形した記名板が端子に接触したため、記名板の炭化が進行し最終的に相間短絡が発生し火災に至ったと推定。	端子台又は端子台を有する設備等については、記名板が導電部に影響しない構造の端子台でなければ調達できないルールについて、社内マニュアルに反映した。
2	2024 年 1 月 1 日	志賀 1, 2 号	能登半島地震により石川県志賀町において最大震度 7 の地震が観測された。この地震により志賀原子力発電所では、1 号機起動変圧器の放熱器配管損傷及び 2 号機主変圧器の冷却器配管損傷により、いずれも絶縁油が漏えいした。2 号機主変圧器の内部故障については、絶縁油の漏えい後、通電状態のまま充電部が露出したためと推定した。	漏油および絶縁破壊によるアーク発生に伴う火災発生防止の観点から、絶縁油漏洩時の変圧器停止手順を社内マニュアルに反映した。

第 2.2.2.11 表 国内の原子力施設の運転経験から得られた教訓に係る
新知見（2 / 2）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
3	2024 年 5 月 23 日	再処理 事業所	再処理事業所高レベル廃液 ガラス固化建屋の排風機 A の異常警報が発信し、自動 的に B に切り替わった。 原因は逆止弁の固着による 排風機出口側の圧力上昇を 本事象の発生要因として推 定した。	アニュラス循環排気ファン 流量低の想定原因に逆止弁 の動作不良を社内マニユ アルに反映した。
4	2025 年 2 月 19 日	玄海 3 号	本事象は、2023 年 11 月 13 日、定期検査中の玄海原子力 発電所 3 号機の加圧器安全 弁点検において、安全弁の取 り外しの際に、配管内に残っ た放射性物質を含んだ水が 飛散し、作業員に付着した事 象である。 本事象の原因は、管理区域 内での漏えいのような、一時 的にでも高いレベルの汚染の 可能性がある場合に、保安規 定で定める「管理区域内にお ける特別措置」の適用要否を 判断することを保安規定の 下位文書において明記して おらず、保安規定に定める 「床・壁等の除染」に基づく 除染対応を行い、除染できず 恒常的に 3 区域もしくは D 区域を設定することとした 場合に「管理区域内における 特別措置」を適用するという 誤った解釈をしたと推定し た。	保安規定で定める「管理区域 内における特別措置」を予期 しない汚染・漏えい時に適用 要否を判断することを社内 マニュアルに反映した。

第 2.2.2.12 表 原子力規制委員会指示事項等への対応（1 / 2）

No.	文書名 (発行番号) (発行日)	指示概要	対応状況
1	不適切な設計管理活動に 起因する検査指摘事項 (NIN9-20240328-nu) (2024 年 3 月 28 日)	品質マネジメントシステムに 基づく原子力施設の設計管理 に係る保安活動が不適切だっ たことに起因する検査指摘事 項について通知するもの。	火災防護対策に係る今後 の設計の充実を図る観点 から、事業本部にて当該 資料のドキュメント化と 発電所への周知を行い、 事業本部から発電所の火 災防護関係者に当該資料 に係る教育を実施した。
2	非常用ディーゼル発電機 の潤滑油保有量に係る検 査気付き事項並びに可搬 式オイルポンプの駆動用 燃料及び重大事故等対処 設備の走行用燃料に関す る検査指摘事項 (NIN10-20240731-nu1) (2024 年 7 月 31 日)	発電用原子炉施設におけ る非常用ディーゼル発電機 の潤滑油の保有量に係る 検査気付き事項並びに可 搬式オイルポンプの駆動 用燃料及び重大事故等対 処設備の走行用燃料に対 する検査指摘事項につい て、その概要を通知する もの。	当該設備に係る必要な 手順書を社内マニュアル に反映した。 また、各車両設備の燃 料管理について、社内マ ニュアルに反映した。
3	原子力規制検査（核物質防 護）において確認された核 物質防護事案 (NIN11-20250214-pp) (2025 年 2 月 14 日)	柏崎刈羽原子力発電所にお ける警備員の不十分な点 検等により、十分な確認 が行われないうまま破壊 行為の用に供され得る 物品が防護区域内に持 ち込まれた事案について 通知するもの。	同種事例防止の観点か ら物品持込み点検を行 う警備員および物品持 込申請を行う作業員へ 事例の周知を実施した。
4	原子炉容器サポート直下 部温度実測値が温度解析 結果から逸脱した事例 (NIN12-20250523-nu) (2025 年 5 月 23 日)	高浜発電所 2 号炉の長期 施設管理計画の審査にお いて判明した、原子炉容 器サポート直下部温度実 測値が温度解析の評価結 果から逸脱した事例につ いて通知するもの。	高浜発電所 2 号機と同 様の設計であることから 、RV 保温材内側への冷 却空気の流入・流出経 路を塞ぐ等の対策を実 施する。
5	アクセスルートの確保失 敗に関する検査指摘事項 (NIN13-20250610-nu) (2025 年 6 月 10 日)	アクセスルートに係る影 響評価の未実施等による アクセスルートの確保失 敗に関する検査指摘事項 について、通知するもの。	アクセスルートに係る 影響評価において、屋外 アクセスルート上に土砂 が流入した場合の土砂撤 去作業性に関する確認 項目を、社内マニュアル へ反映した。 また、同種事例防止の 観点から、発電所へ周 知を実施した。

第 2.2.2.12 表 原子力規制委員会指示事項等への対応（2 / 2）

No.	文書名 (発行番号) (発行日)	指示概要	対応状況
6	「原子力発電所における非常用電源系統蓄電池の保守管理」に基づく各事業者の安全対策の実施の要求について (ATENA 運第 25 号) (2024 年 7 月 16 日)	非常用電源系統蓄電池の長期使用に係る保守管理について、保全プログラムへ取り込むことを要求するもの。	美浜発電所 3 号機に係る非常用電源系統蓄電池について、長期使用を見据えた容量管理および期待寿命内に取替えを行う保守管理が既に保全プログラムに取り込まれていることを確認した。また本知見の内容を保全プログラム内に追加した。
7	「能登半島地震を踏まえた発電所設備に係る対策について」に基づく各事業者の安全対策の実施の要求及び実施計画の提出について (ATENA 運第 27 号) (2024 年 7 月 16 日)	能登半島地震を踏まえた発電所設備に係る対策について、実施および実施計画書の提出を各事業者に要求するもの。	美浜発電所 3 号機に係る外部電源を受電するための変圧器について、実施計画書を提出した上で、安全対策を実施した。詳細は添付資料 3 に示す。
8	「太陽フレアに係る新しい警報基準の設定に伴う警戒態勢について」に基づく各事業者の安全対策の実施の要求及び対策完了の報告依頼について (ATENA 運第 18 号) (2025 年 6 月 13 日)	太陽フレアに係る新しい警報基準設定に伴う警戒態勢について、対策の実施を各事業者に要求するもの。	美浜発電所 3 号機において、太陽フレア等警報配信時の対応態勢の確立、影響を受ける可能性のある通信連絡設備等と代替措置の確定、及び警戒態勢時の対応手順の確立を実施した。
9	緊急時対応に係る中期計画作成・運用要領 (ATENA 24-S01 Rev.0) (2024 年 9 月 27 日)	緊急時対応に係るすべての組織やその活動について、あるべき姿と照らし、中期的に原子力事業者が目指す姿（中期目標）等を定め、継続的な緊急時対応能力の向上に資するために、中期計画の作成方法及び運用についてまとめたもの。	2025 年度の運用開始に向けて当該要領に基づく中期計画を作成中。なお、評価対象期間以降、2025 年 7 月に作成済み。

第 2.2.2.13 表 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータにおける新知見

項目	内部事象	地震	津波
プラント情報の調査	(プラントの設計や運用に関する情報であり、新知見としての対象とはならない)		
ハザード評価	(収集の対象外)	—	—
フラジリティ評価	(収集の対象外)	—	・手法を新規構築し評価へ導入
システム評価 (CDF評価／CFF評価※1)			
(1)起因事象の選定及び発生頻度の設定／プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	・ NRRC技術諮問委員会(TAC)のコメントを反映し、検討する起因事象の数を拡大。		
(2)成功基準の設定	—	—	—
(3)事故シーケンスの分析	—	—	—
(4)システム信頼性の評価	・ 外部電源復旧失敗確率について電中研報告書のデータを採用		
(5)信頼性パラメータの設定	・ 機器故障率データとして、国内故障率データ「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定（2021年9月）」を使用。 (共通原因故障パラメータ「CCF Parameter Estimations 2020」の反映可否を検討)		
(6)人的過誤の評価	—	—	—
(7)炉心損傷頻度／格納容器機能喪失頻度の定量化	—	—	—
ソースターム評価	—	—	—
被ばく評価	—	—	—
上記以外の知見			
国内知見	—（当社を含む電気事業者による電力共通研究やNRRCにより、リスク評価や自然外部事象、リスク情報を活用した意思決定に関する研究・検討を進めているところであるが、いずれも研究途上であり、現段階で研究成果を安全性向上評価届出書に反映すべき事例はなし）		
海外知見	・ 伊方プロジェクトでのTAC及び海外専門家レビューコメントのうち、反映可能なものについては反映済。（未反映のものは、今後反映の要否も含めて検討する）		

※1 炉心損傷頻度評価をCDF評価、格納容器機能喪失頻度評価をCFF評価と示す。

注）表中の「—」については、新知見及び参考情報が抽出されなかったことを示す。

第 2.2.2.14 表 国内の規格基準等に係る新知見情報（1 / 2）

（日本電気協会）

No	規格名称	規格番号	反映状況
1	デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針	JEAG 4609-2020	改定内容については、社内マニュアルへの反映要否を検討中である。
2	安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程	JEAC 4620-2020	改定内容については、社内マニュアルへの反映要否を検討中である。
3	原子力発電所運転責任者の判定に係る規程	JEAC 4804-2024	社内マニュアルに反映している

第 2.2.2.14 表 国内の規格基準等に係る新知見情報（2 / 2）

（日本原子力学会）

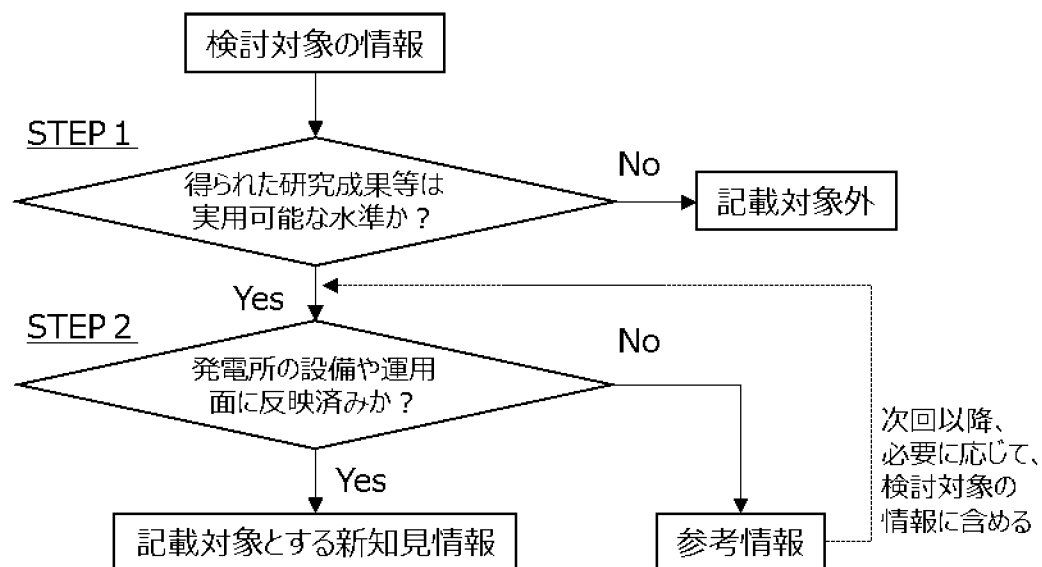
No	規格名称	規格番号	反映状況
1	原子力発電所の高経年化対策実施基準：2023（追補 4）	(AESJ-SC-P005：2023 (Amd.4))	美浜 3 号機については、次回技術評価時に反映する。
2	原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する実施基準：2023	AESJ-SC-S006：2023	社内マニュアルに反映している。

第 2.2.2.15 表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する
情報以外）に係る参考情報

No.	表題	文献誌名
1	複数事業所における共用設備の人的信頼性解析	Journal of Nuclear Science and Technology
2	海塩が模擬コリウムとコンクリートの相互作用に与える影響	Journal of Nuclear Science and Technology
3	原子力発電所の起因事象分類ツリーを拡張した地震誘因マルチユニット起因事象の評価手法	Mechanical Engineering Journal
4	破壊の結果を組み込んだ性能に基づくフラジリティ概念の提案と配管システムの地震フラジリティへの適用	Mechanical Engineering Journal

第 2.2.2.16 表 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する
情報）に係る新知見関連情報

No.	分野	表題	文献誌名	判断根拠
1	地震	日本海側の海域活断層の長期評価―兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖―（令和 6 年 8 月版）	地震調査研究推進本部地震調査委員会	美浜発電所の敷地に影響を与える可能性のある活断層評価に係る知見を拡充するものであるが、既往の断層評価への影響結果に基づき基準地震動、基準津波への影響検討を実施した結果、影響が無いことを確認したため、発電所の現状の設計・評価への反映は必要ない。 なお、「日本海中部南部の海域活断層の長期評価（第一版）―近畿地域・北陸地域北方沖―」（2025 年 6 月 27 日公表）では、影響評価の対象としている 20 断層の長さに変更は無いこと、敷地に影響を与える範囲に新たな断層が公表されていないことを確認している。今後、さらに内容の確認を進める中で、必要に応じて対応していく。



【STEP 1】

実用性のある水準に達していないもの（基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等）については記載対象外とする。（今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。）

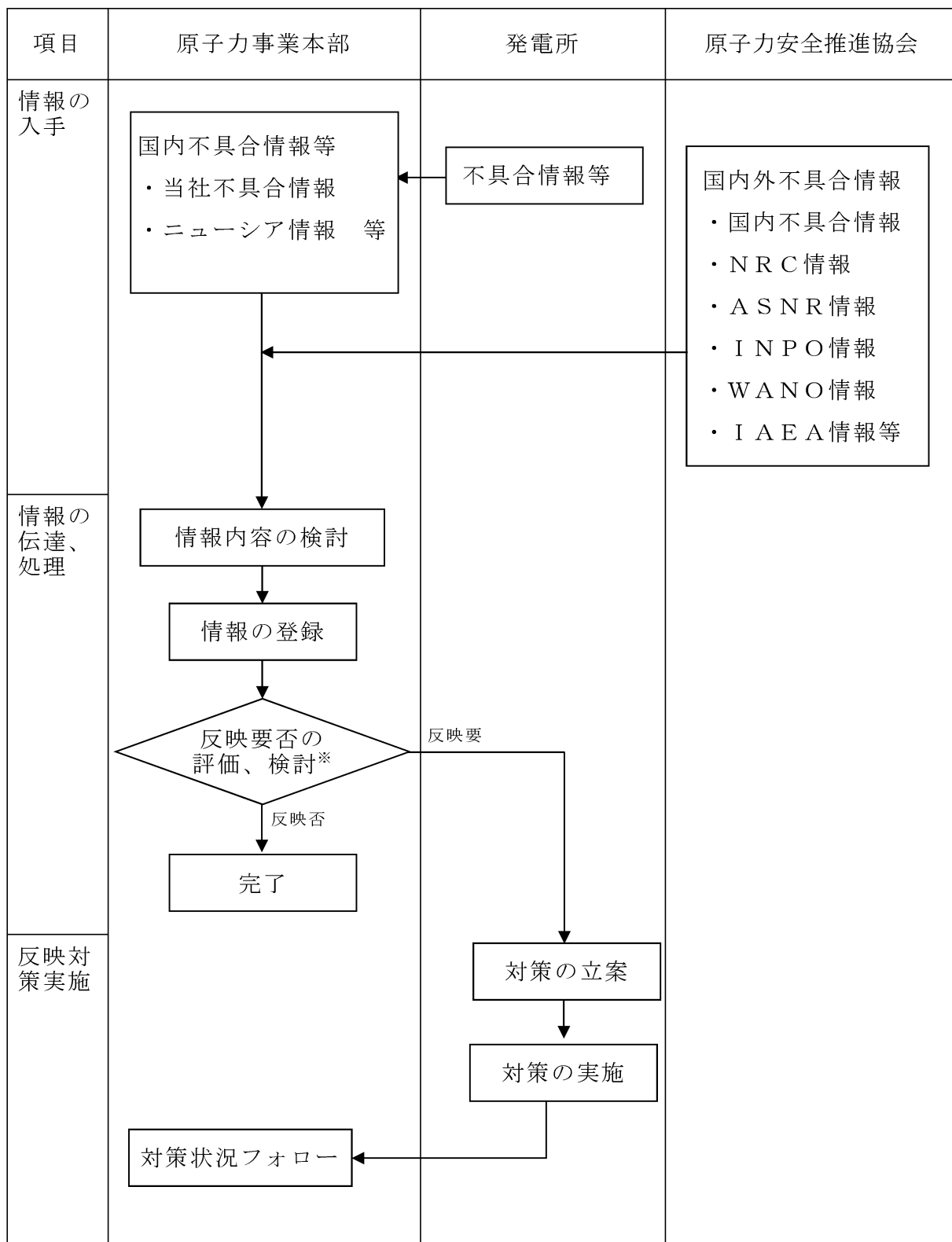
【STEP 2】

発電所の設備設計、マニュアル類に反映済みのもの（具体的な反映の見通しのあるもの）を記載対象として抽出する。

それ以外のものについては、参考情報として整理し、次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。

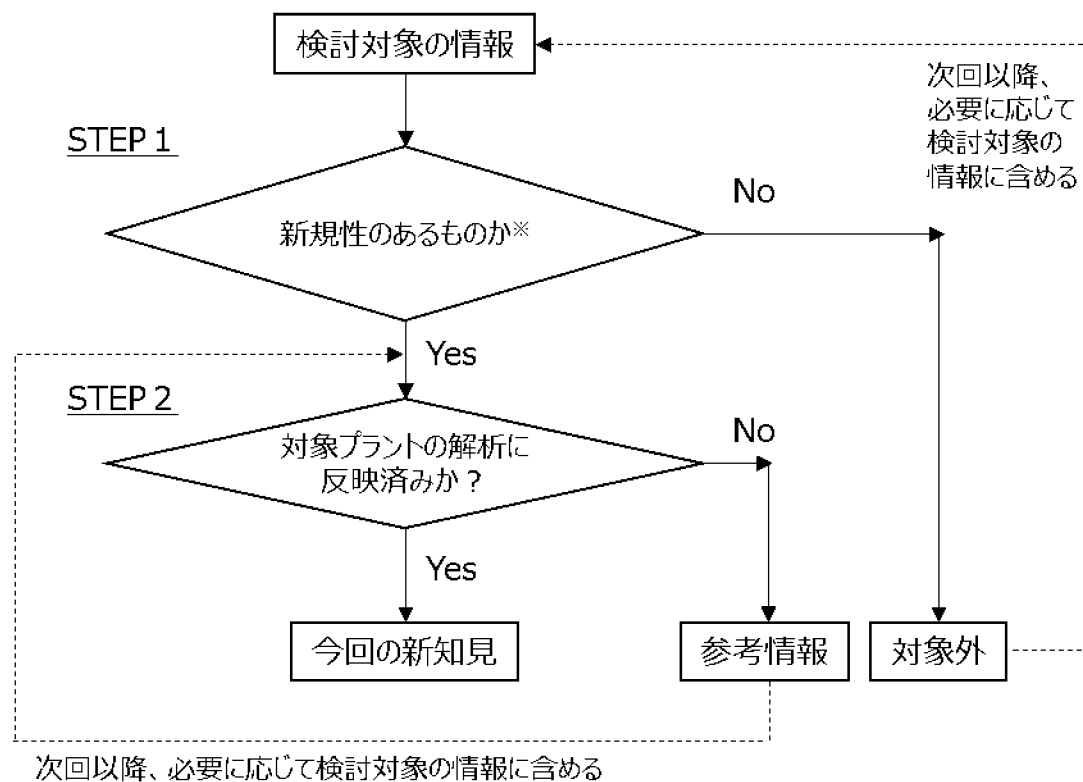
第 2.2.2.1 図 安全に係る研究の整理、分類方法（自社研究、電力共通研究*）

* 国内機関、国外機関の研究開発については、第2.2.2.5図の整理、分類方法とする。



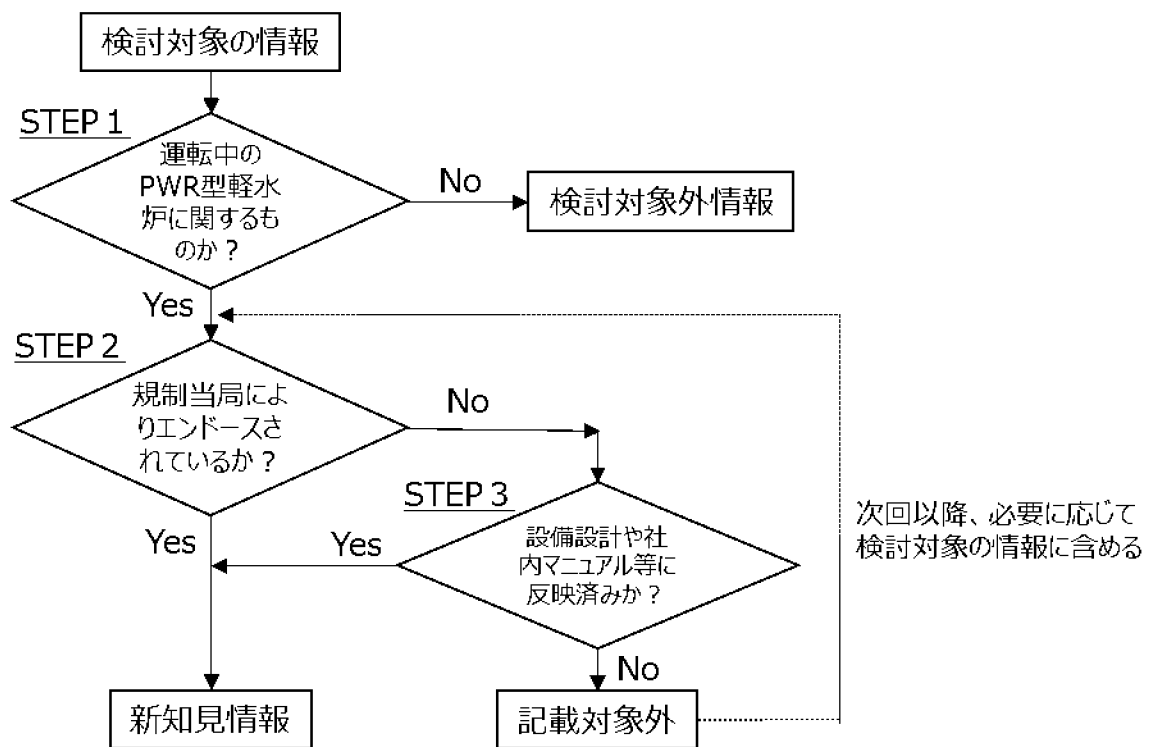
※ 同種不具合の未然防止等の観点で評価する。

第 2.2.2.2 図 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法



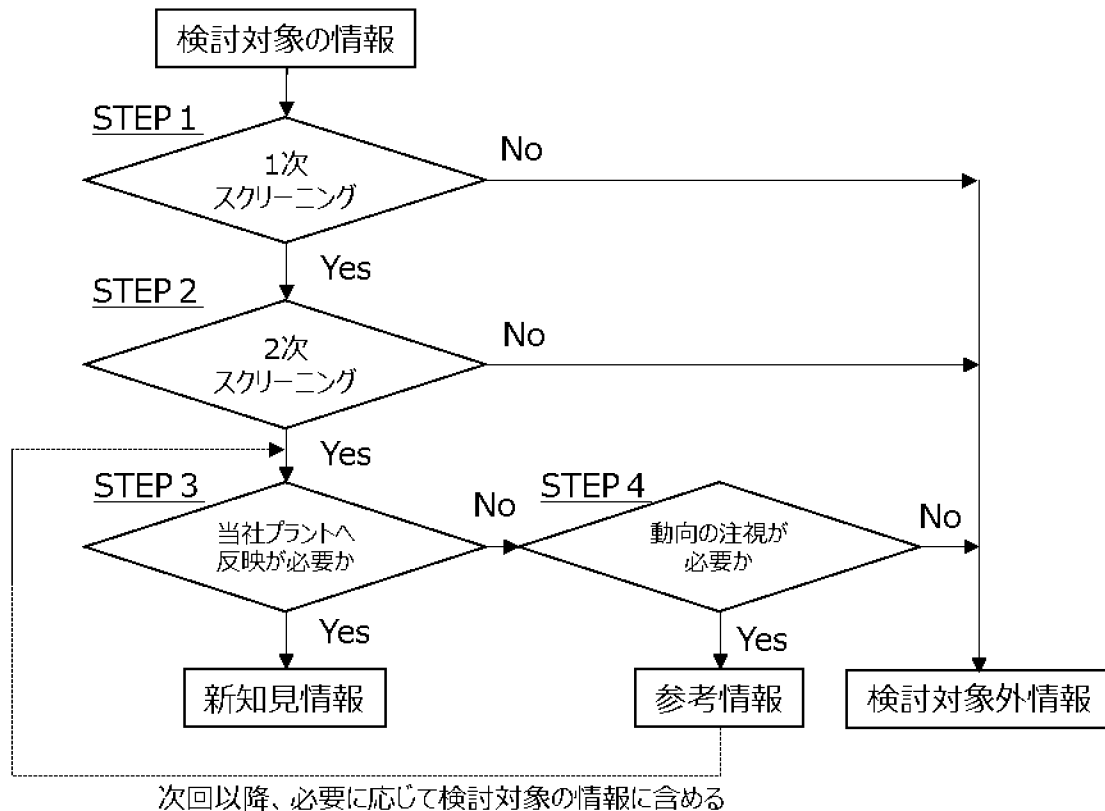
※ 単なるデータの蓄積といった、PRAを実施するうえで自明なものを除く。
また、ハザード評価については第 2.2.2.6 図（1 / 3）の整理、分類方法とする。

第 2.2.2.3 図 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータの整理、
分類方法



第 2.2.2.4 図 国内外の基準等の整理、分類方法（国内規格基準†）

† 国外規格基準については第2.2.2.5図の整理、分類方法とする。



【STEP 1】 1次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報

- ・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設（例 将来炉、再処理等）
- ・将来の燃料技術
- ・保障措置、核物質防護（核物質管理）（サイバーセキュリティ等は検討対象）
- ・違法行為及び規則類への意図的な違反
- ・事務的なもの等（例 型式認定承認の官報、P A・広報、コミュニケーション等）
- ・商用軽水炉以外の施設（例 研究施設、医療施設、一般産業施設等）

【STEP 2】 2次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報

- ・既往データ等に基づいており、新たな知見が示されていない。
- ・既往の知見の取りまとめ等であり、新たな手法等を提案していない。
- ・既に反映済みである。
- ・今後の研究動向を注視する必要がある。（検討事例が少ない、検証データ数が少ない等）
- ・実務に適用するには、更なる検討が必要である。
- ・工学的判断に基づき暫定的に採用した手法や条件が多数あり、実務に適用する段階にない。
- ・具体的な効果が示されていない。
- ・発電所の安全性を直ちに向上させるものではない。

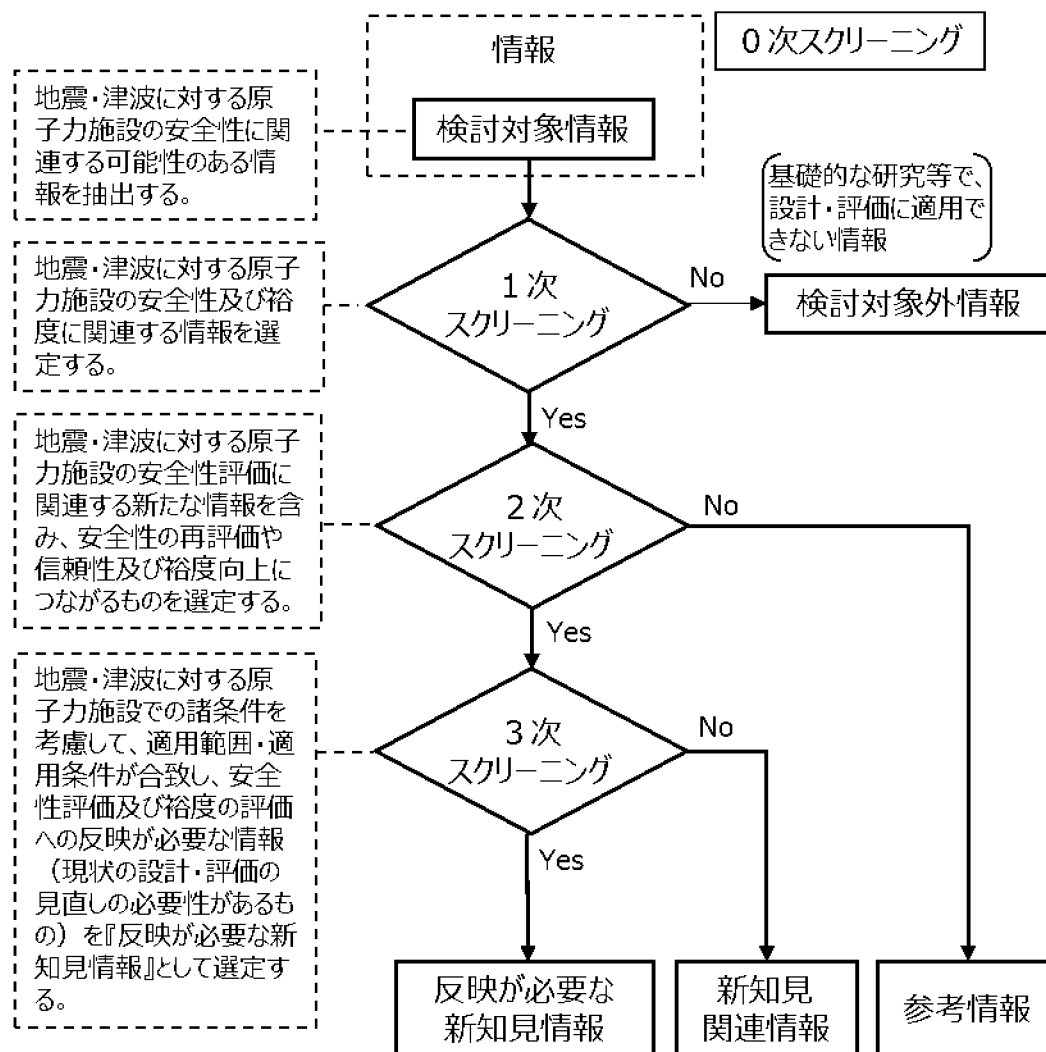
【STEP 3】 評価対象の新知見情報

- ・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

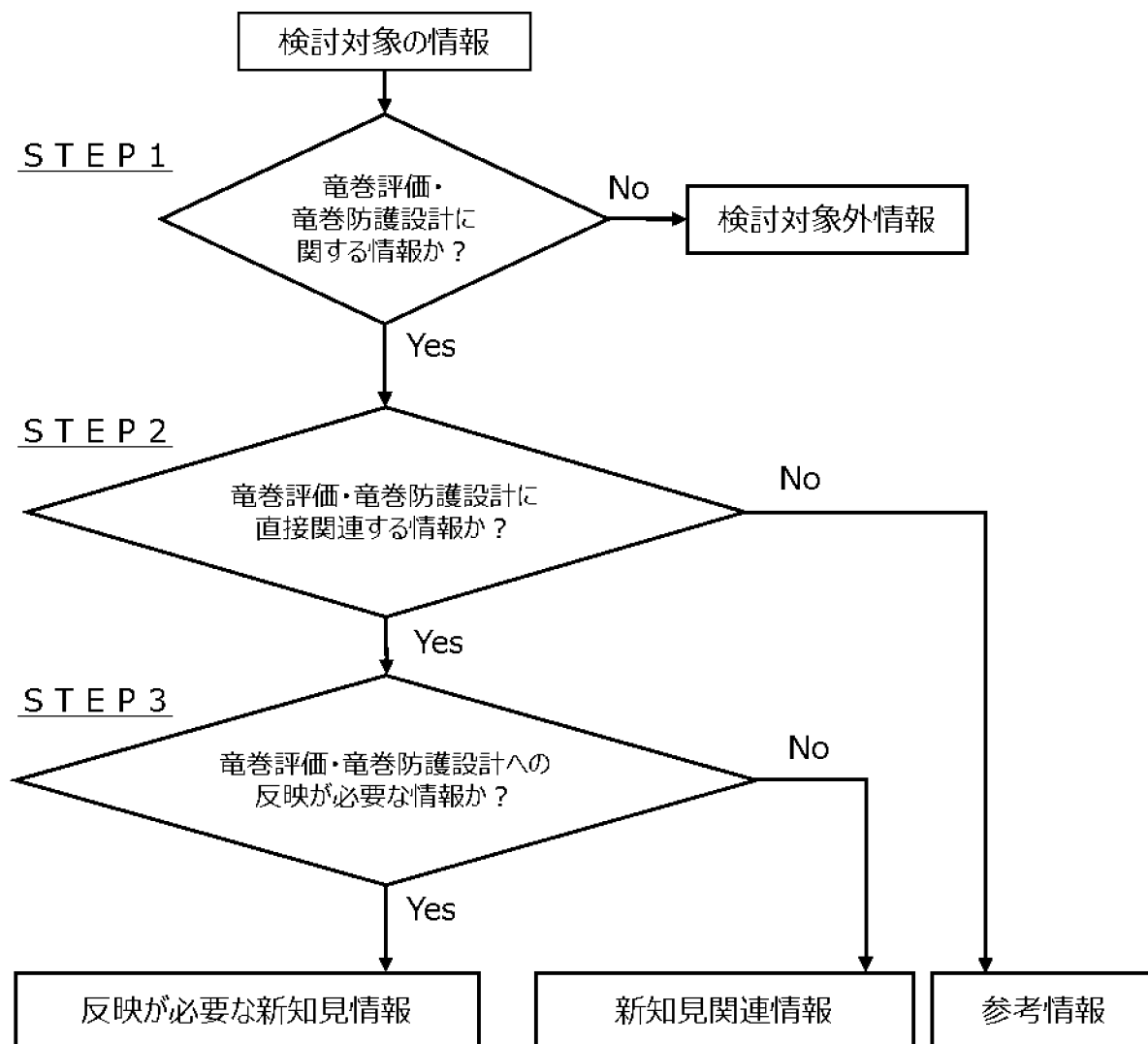
【STEP 4】 参考情報

- ・今後の研究動向等によっては、プラントの安全性、信頼性向上につながりうる情報。（次回以降の安全性向上評価の際に、必要に応じて検討対象の情報に含める。）

第 2.2.2.5 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）の整理、分類方法



第 2.2.2.6 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）
の整理、分類方法（1 / 3）（地震、津波）

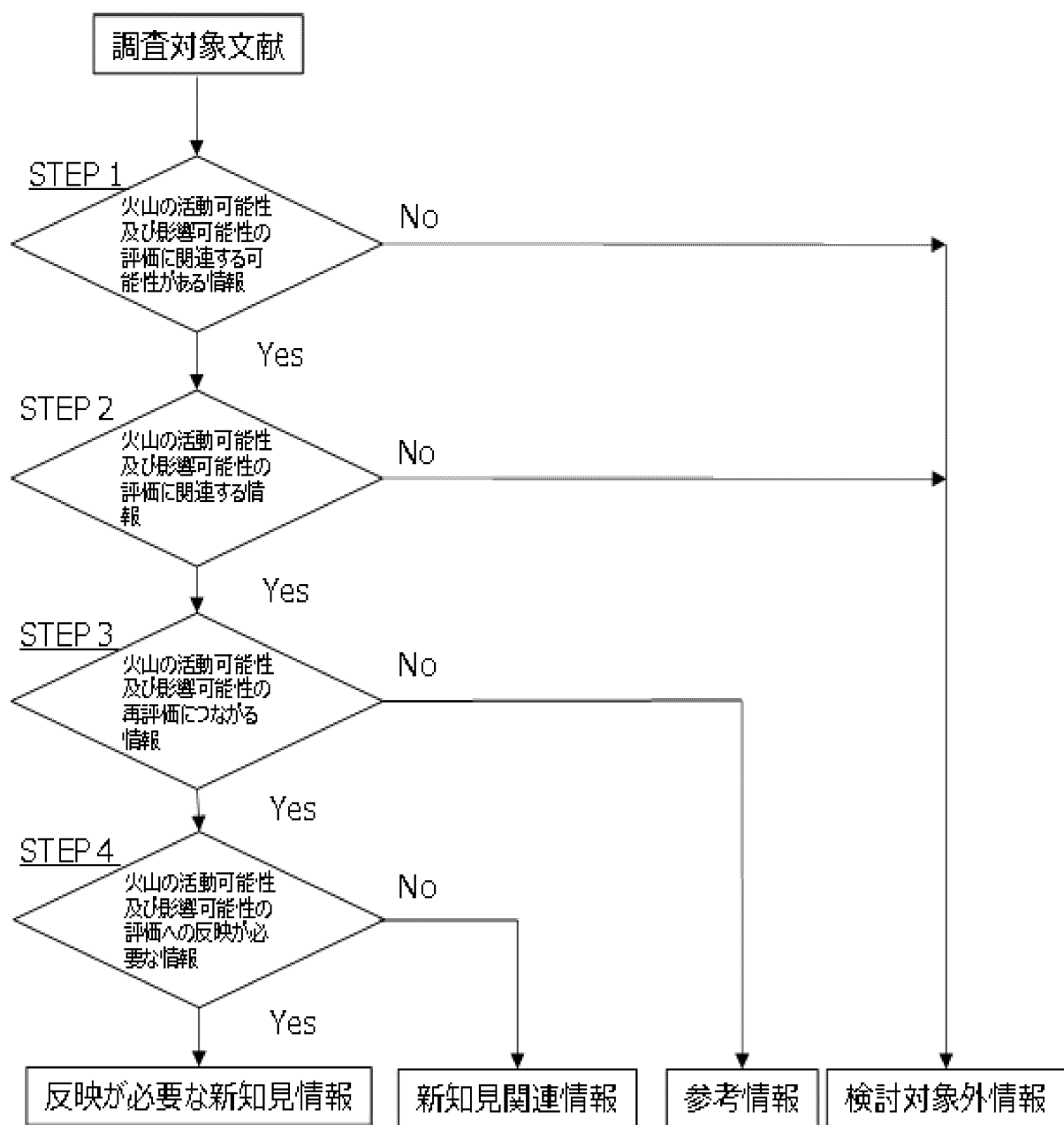


【STEP 1】 検討対象外とする情報
 ・ 竜巻に直接関連しない情報
 ・ 防護設計に関連しない情報 等

【STEP 2】 参考情報とする情報
 ・ 基礎的な研究段階である
 ・ 既存情報のレビューである 等

【STEP 3】 新知見関連情報
 ・ 既存の評価、設計の方が保守的である
 ・ 運用等の変更が不要である 等

第 2.2.2.6 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）
 の整理、分類方法（2 / 3）（竜巻）



第 2.2.2.6 図 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）
の整理、分類方法（3 / 3）（火山）

2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査（プラント・ウォークダウン）

「3.1.2 確率論的リスク評価（P R A）」に記載の通り、安全性向上評価で実施する確率論的リスク評価（P R A）は第 2 回安全性向上評価届出書（2024 年 9 月 4 日付け関原発第 262 号）（以下、「第 2 回届出書」という。）の記載内容から変更はなく、プラント・ウォークダウンについても新たに実施していない。

安全裕度評価（ストレステスト）は、第 1 回安全性向上評価届出書（2023 年 3 月 28 日付け関原発第 636 号）（以下「第 1 回届出書」という。）で実施した安全裕度評価のためにプラント・ウォークダウンを実施している。今回、新たに「地震、津波及び地震と津波の重畳事象の随伴事象評価、事象進展と時間評価に関する評価」に対する安全裕度評価を実施し、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、第 1 回届出書の「3.1.4.1.2 評価の進め方」(1)の g.項に従い、P R Aのためのプラント・ウォークダウンを活用するとともに、新たに評価したストレステストのためのプラント・ウォークダウンを実施した。

2.3 安全性向上計画

「2.2.1 保安活動の実施状況」及び「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」を踏まえ抽出した、安全性向上に資する自主的な追加措置を第 2.3.1 表「保安活動及び新知見から抽出された追加措置」に示す。

第 2.3.1 表 保安活動及び新知見から抽出された追加措置

No	追加措置	追加措置概要	実施時期 (※1)	関連する 評価項目
1	タービン動補助給水 ポンプ取替	既設のタービン動補助給水ポンプは海外製であり、今後、製造中止もしくは撤退による調達リスクがあることから、国産機への取替えを行い、今後の部品調達等に万全を期す。	2027 年度	施設管理
2	安全注入系統補助注 入ライン隔離弁追設	弁シートリーク型熱成層に起因する高サイクル熱疲労を予防する観点から、安全注入系統補助注入ラインに弁を追設し 2 重化を図る。	2027 年度	施設管理

(※1) 総合評価チームによる追加措置決定時点（2025 年 11 月 12 日）の状況

2.4 追加措置の内容

「2.3 安全性向上計画」で示した追加措置について、各追加措置内容の概要を示す。

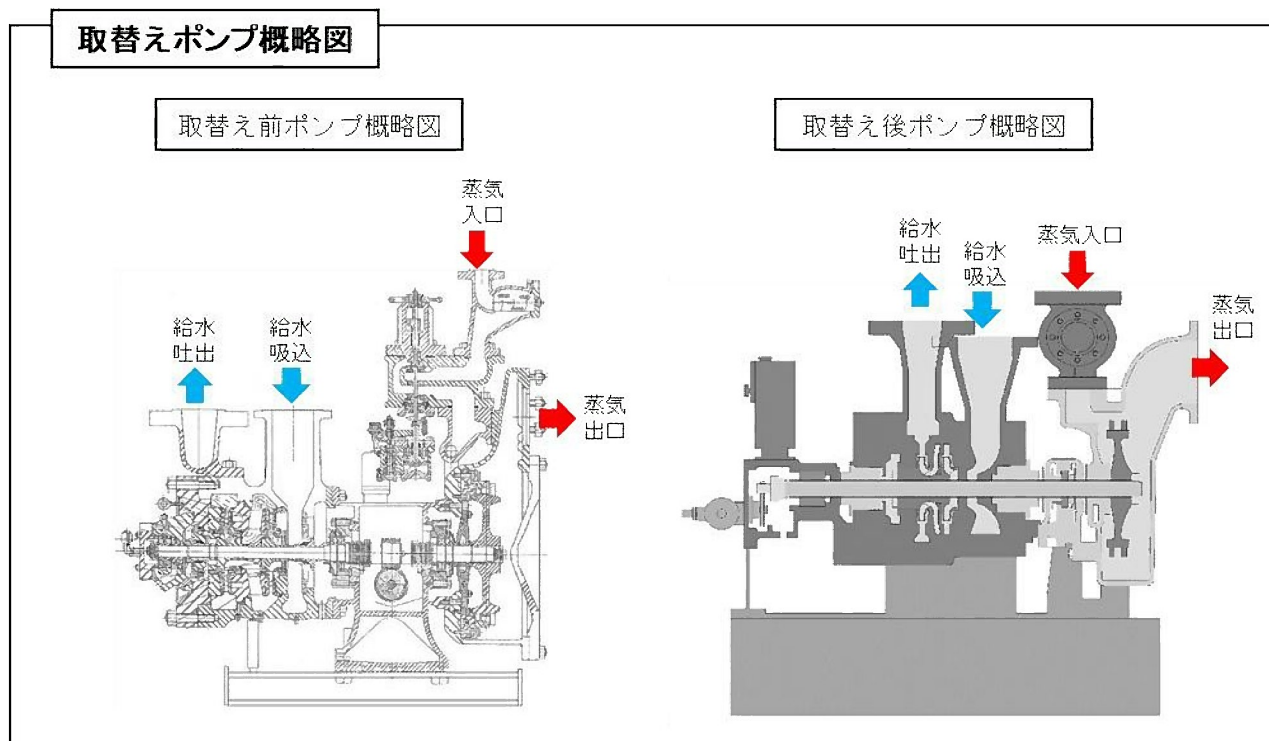
2.4.1 タービン動補助給水ポンプ取替

(1) 目的

既設のタービン動補助給水ポンプは海外の中小企業で製造されており、当該型式については製造停止、日本国内においてはメンテナンスのみ請け負っている状況であることから、今後、製造中止若しくは撤退による調達リスクがある。このため、国産機への取替えを行い、今後の調達に万全を期す。

(2) 措置の概要

海外製ポンプを国産ポンプに取り替える。なお、取替えにあたり事故時の運転操作を簡素化できるポンプを採用するが、基本性能（流量、揚程等）は従来から変更なし。



第 2.4.1 図 タービン動補助給水ポンプ取替

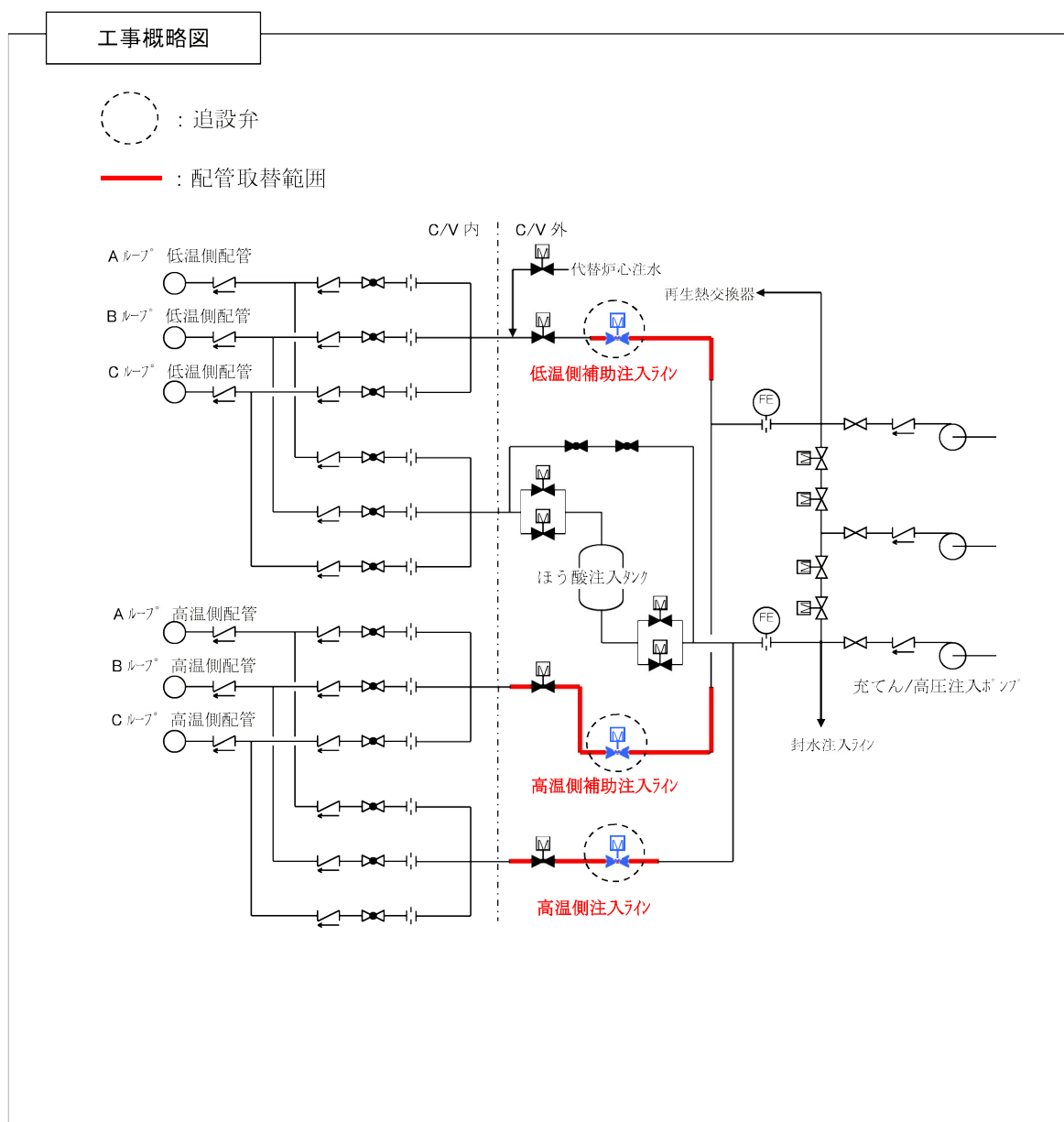
2.4.2 安全注入系統補助注入ライン隔離弁追設

(1) 目的

弁シートリーク型熱成層に起因する高サイクル熱疲労に対する予防保全の観点から、安全注入系統補助注入ラインについて、止め弁の2重化（弁追設）を実施する。

(2) 措置の概要

第 2.4.2 図に示す範囲の配管に止め弁を追設する。



第 2.4.2 図 安全注入系統補助注入ライン隔離弁追設

2.5 外部評価

2.5.1 外部組織による評価

当社の原子力事業について客観的な評価や外部の知見等の活用の観点で、世界原子力発電事業者協会（WANO）や（一社）原子力安全推進協会（JANSI）、国際原子力機関（IAEA）他電気事業者といった原子力安全に係る外部専門組織等の指摘や知見を活用しつつ、継続的な安全性向上に取り組んでいる。

2.5.2 WANO、JANSI、IAEAのSALTOによる評価と対応

調査期間中において、WANO及びJANSIによる美浜発電所3号機（美浜発電所）を対象としたレビューの実績を「2.5.2.1 WANO、JANSI、IAEAのSALTOによるレビュー実績」、対応等を「2.5.2.2 評価を踏まえた対応等」に示す。なお、評価の具体的内容については、WANO、JANSIとの取り決めにより非開示情報の扱いとしている。

IAEAのSALTOについては、2024年10月にIAEAから長期運転に向けた安全評価に係る報告書を受領した。

2.5.2.1 WANO、JANSI、IAEAのSALTOによるレビュー実績

(1) WANOによる評価

① ピアレビュー

実施期間：2024年3月7日～2024年3月22日

(2) JANSIによる評価

調査期間（2024年2月15日～2025年6月18日）において、JANSIによる評価は行われていないが、今後も計画的にレビューアを受け入れていく。

(3) IAEAのSALTOによる評価

実施期間：2024年4月16日～2024年4月25日

2.5.2.2 評価を踏まえた対応等

WANO及びJANSIによる評価結果については、保安活動への反映を通じて、改善を図り、発電所の安全性向上に資することとしている。

IAEAのSALTOによる評価結果については、今後、フォローアップ調査が行われ、今回の調査で受けた推奨事項の取組状況を確認いただく予定である。

2.5.3 他事業者による評価と対応

他電気事業者の知見を活用する観点で、他電気事業者の専門性の高い社員により、発電所の安全に関するパフォーマンスの客観的な評価を行い、更なる安全性向上を目指す「独立オーバーサイト」の仕組みを構築した。高浜発電所において 2018 年度から実施しており、その実績を「2.5.3.1 独立オーバーサイトの実績」、対応等を「2.5.3.2 独立オーバーサイトを踏まえた対応等」に示す。なお、評価の具体的内容については、他電気事業者との取り決めにより非開示情報の扱いとしている。

2.5.3.1 独立オーバーサイトの実績

(1) 実績

実施期間：2025 年 2 月 19 日～2025 年 2 月 21 日

参加会社：北海道電力株式会社

四国電力株式会社

九州電力株式会社

2.5.3.2 独立オーバーサイトを踏まえた対応等

独立オーバーサイトによる評価結果については、保安活動への反映を通じて、改善を図り、発電所の安全性向上に資することとしている。

2.5.4 今後の取組

前項までに述べたWANO及びJANSIによる評価活動や他電気事業者による独立オーバーサイト活動について、今後も引き続き取り組ん

でいく。

このように、外部組織が有する知見等を活用し改善を行う仕組みを充実させながら、継続的に安全性向上を図っていく。