2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

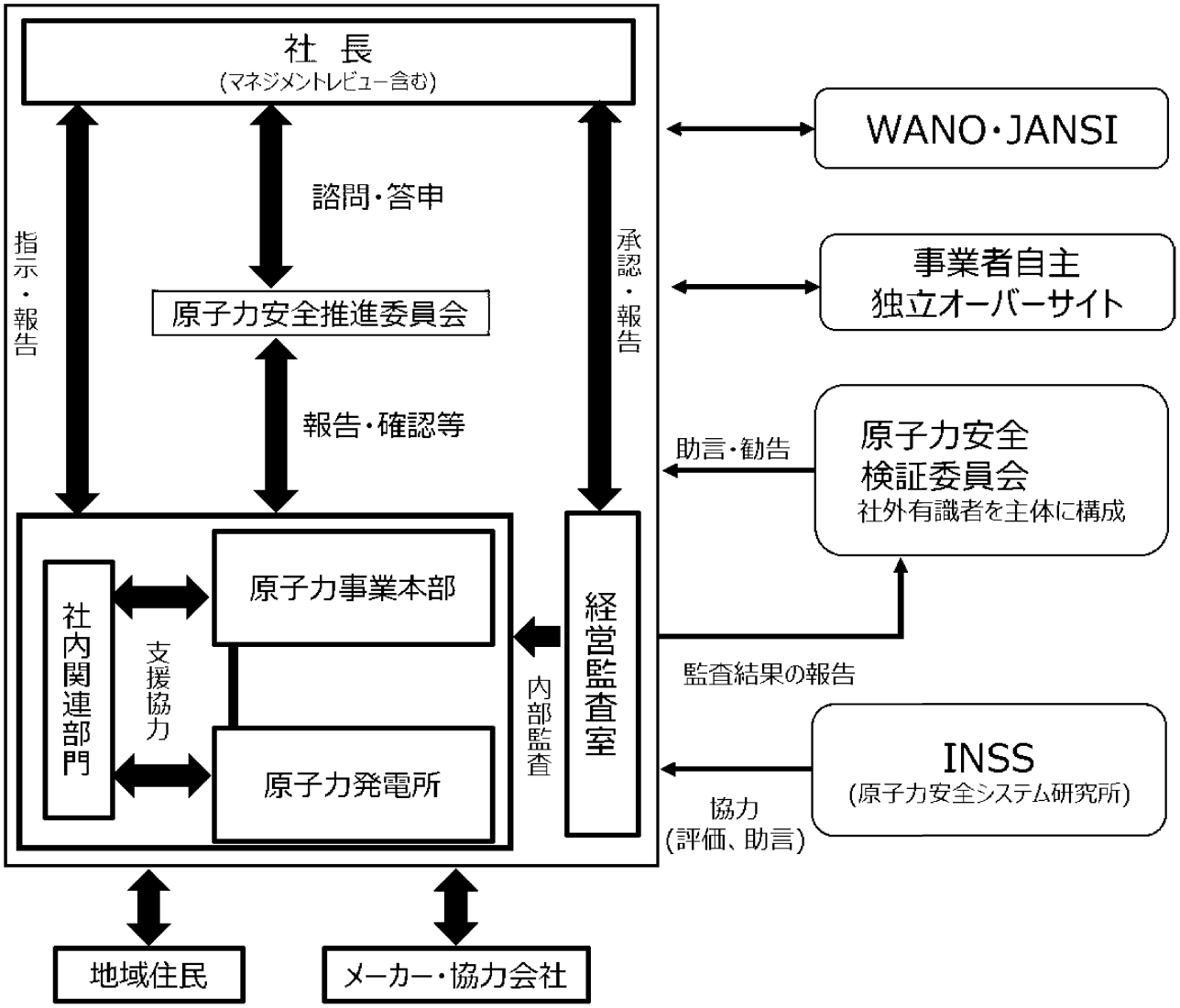
2.1 安全性の向上に向けた継続的取組の方針

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なら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

高浜発電所１号機安全性向上評価の実施体制を第 2.1.2 図「高浜発電所１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、高浜発電所、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」（2020 年 3 月 31 日 原規規発第 20033110 号 原子力規制委員会決定）に従った。

② 評価対象期間

高浜発電所１，２号機第４回定期安全レビュー評価対象期間終了日翌日（2023 年 4 月 1 日）から評価時点となる第 28 回定期事業者検査終了日（2024 年 9 月 24 日）とする。なお、以降、第 2 章において、分類する必要のある場合を除き「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

高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

高浜発電所１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。

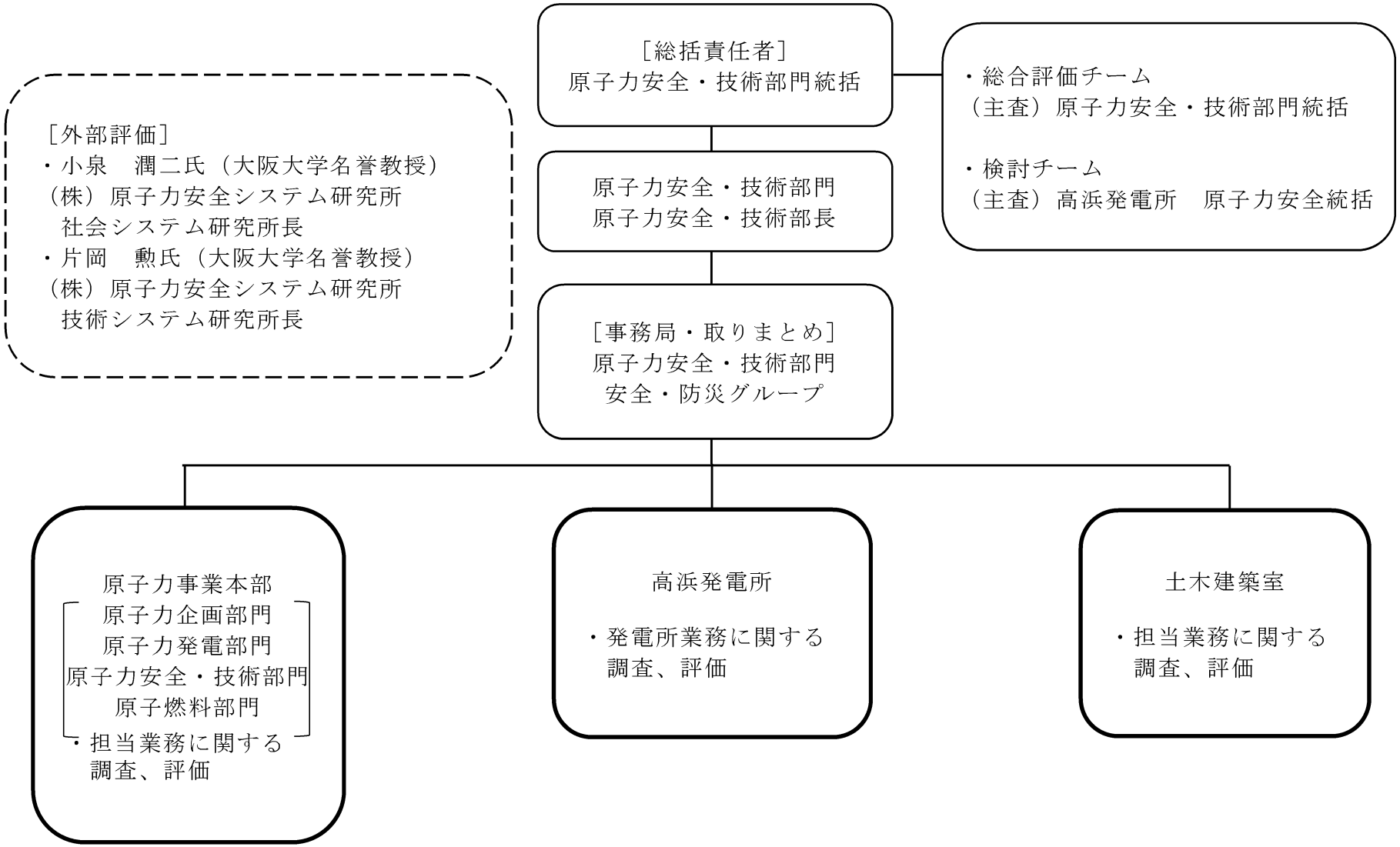
【評価者】

小　泉　潤　二　大阪大学名誉教授

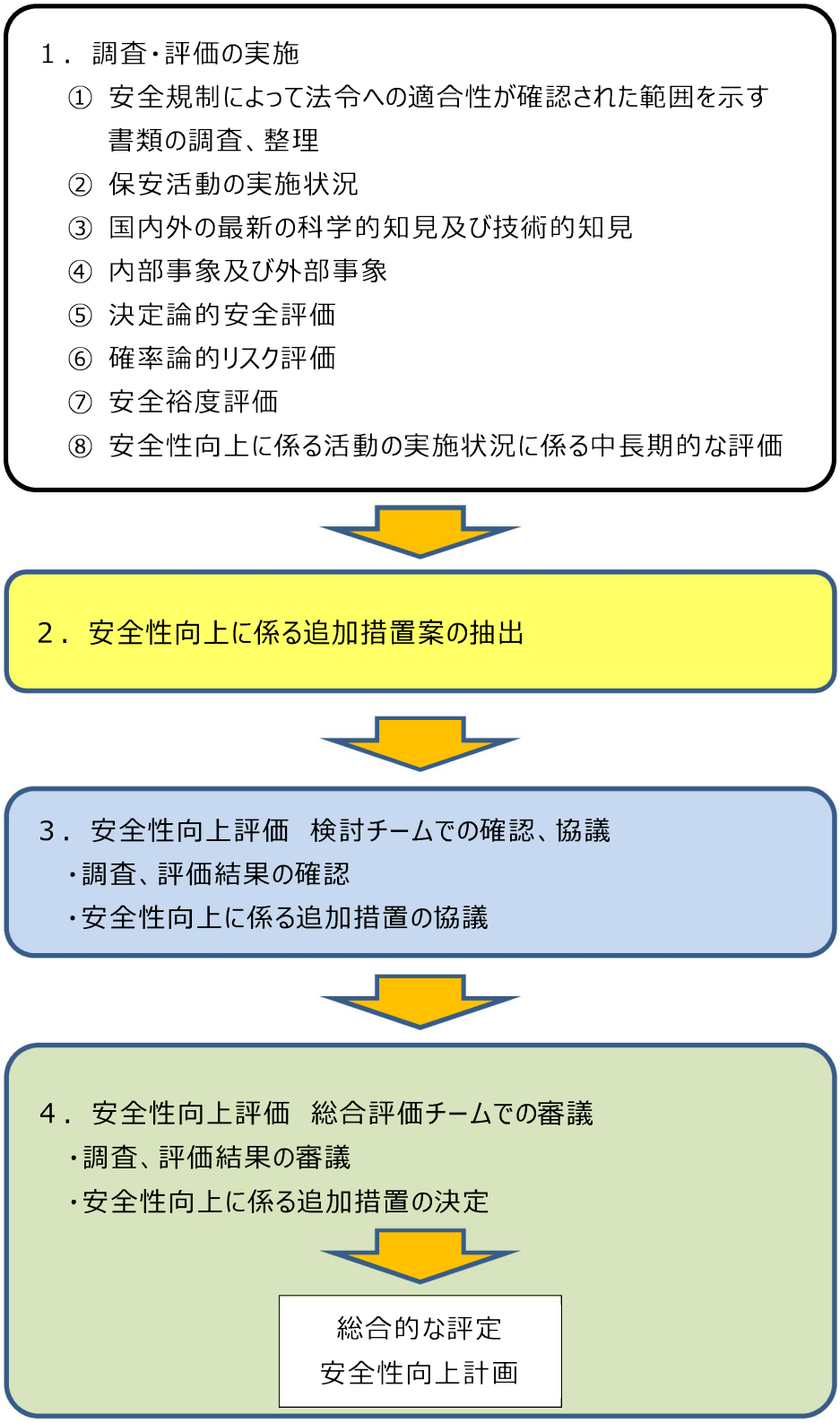
（（株）原子力安全システム研究所社会システム研究所長）

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）



第 2.1.2 図　高浜発電所 1 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、2023年4月1日～2024年9月24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」に高浜発電所1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、原子力発電所における品質マネジメントシステムを確立、実施及び評価確認し、継続的に改善することである。

そのため、組織及び体制や社内マニュアル、教育及び訓練を整備し、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、自主的改善活動（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ける改善事項は以下のとおり。

・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から、責任体制明確化の観点で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。

・保修課職務分担の見直し

発電所保修課が管理する一部設備について、各設備に対して付属機器も含めパッケージとして管理していたが、現場管理の状況を踏まえ、機器単位で管理するよう変更を行う職務分担の見直しを実施した。

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、他の施設から得られた知見及びＪＥＡＣ４１１１等民間規格の反映並びに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。

引き続き社内マニュアルが適正に確立されるよう、継続的な改善を図っていく。

2.2.1.1.2.3 教育及び訓練の改善状況

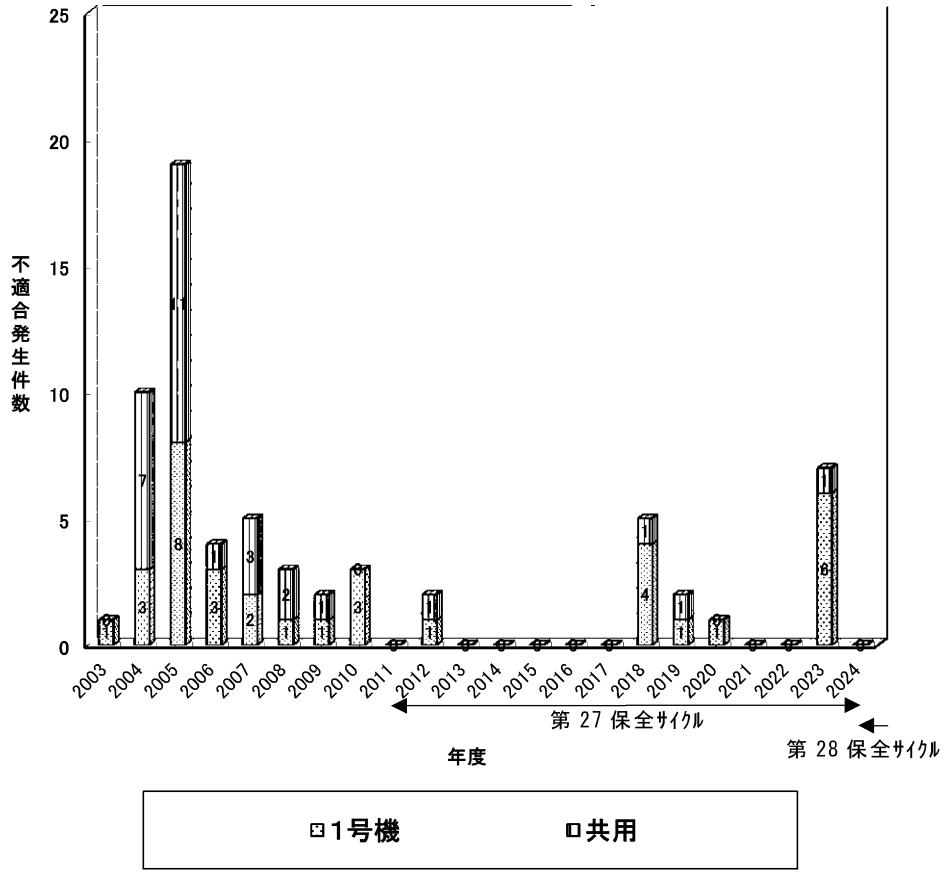
教育及び訓練については、品質保証活動に係る要員の力量の維持・向上に係る教育・訓練を確実に実施することが必要であり、そのために必要な教育・訓練についての改善を適切に図っている。

今回の評価期間においては、令和 5 年度 第 2 四半期 原子力規制検査指摘事項「現場シーケンス訓練における重大事故等対処設備への燃料補給の不成立」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。

今後とも、発電所員及び協力会社社員に対する保安教育等の実施及び教育の有効性を評価し、教育内容を適宜見直す活動を継続的に実施していく。

2.2.1.1.2.4 実績指標の推移

共用設備を含む当該ユニットの不適合発生件数のうち、不適合処理区分Ａ（影響度高～中の重要な不適合）の件数（2003 年 4 月から 2024 年 9 月 24 日に発生した件数）の推移を調査した。調査結果を第 2.2.1.1.1 図「不適合事象発生件数のトレンド」に示す。



（注）保全サイクルは、原子力規制検査のための解列日から次回原子力規制検査のための解列日の前日までの期間
第 27 保全サイクル：2011 年　1 月　10 日　～　2024 年　6 月　1 日
第 28 保全サイクル：2024 年　6 月　2 日　～

第 2.2.1.1.1 図 不適合事象発生件数のトレンド

その結果、2023年度は一時的に増加したものの、2024年度は減少していることを確認した。

高浜発電所 3 号機における 2022 年度第 2 四半期から 2023 年度

第 1 四半期の 4 四半期の期間において、重大事故等対処設備の運転上の制限からの逸脱が 4 件に達したことから、その他検査指摘事項を含め事象の根本的な原因の特定及び安全文化要素の劣化兆候を特定して改善措置を高浜発電所で実施しており、今後も計画に沿って改善を行う。

今回の評価期間における改善事項は以下のとおり。

・組織におけるリスク管理の向上

是正処置プログラム（ＣＡＰ：Corrective Action Program）活動における課題として抽出された「組織におけるリスク管理の弱さ」の対応として「ＣＡＰガイドライン」を新たに制定し、ＣＲ登録事例やリスク重要度判断事例等の他、過去の不具合事例等に対して所員一人ひとりが「自分事」として捉えるとともに、常に問いかける姿勢を持ちＣＡＰ審議を行うこと等を反映している。

・調達管理の向上

「特定重大事故等対処施設に係る運転上の制限からの逸脱」（2022 年 7 月）は、請負会社の「外部から提供される製品の管理」に関する調達不備が起因の事象であったことから、定期的な請負会社品質監査を活用し、“外部調達先に関する管理の重要性”について当該事例等を活用した意識づけの活動を行い、請負会社が実施する調達管理に関する意識向上を図っている。

2.2.1.1.2.5 まとめ

品質保証活動の調査・評価結果から、改善活動は保安活動に定着し、継続的に行われていると判断し、改善活動が適切であると評価する。

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・故障時に至るまで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、今後とも運転経験等を適切に反映し、一層の充実に努める。

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。

・仮設中圧ポンプ使用可能条件の運転マニュアルへの反映について、事故時に蒸気発生器への給水に使用する仮設中圧ポンプの使用条件を限定することで、蒸気発生器のドライアウトもしくは炉心損傷を回避可能であることが確認されたため、使用可能条件を運転マニュアルに反映した。（2023 年 5 月）

・「高浜発電所 3 号機 原子炉補機冷却水冷却器の連続運転時間の管理不備による冷却器伝熱管漏えい」（2023 年 3 月）に係る対策として、原子炉補機冷却水冷却器の通水管理及び切替頻度の変更について運転マニュアルに反映した。（2023年6月）

・原子力エネルギー協議会の「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」に係る追加対策に伴い、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した際に、デジタル安全保護回路の安全保護機能の喪失によって、原子炉停止系統及び工学的安全系施設が自動作動していないことを運転員が認知した場合に、その要因がソフトウェア共通要因故障の重畳によることを判断したうえで、必要な運転操作を実施し、事象収束を図ることを目的とした運転マニュアルを追加した。（2024 年 4 月）

・海外ＰＷＲプラントで確認された、余熱除去ポンプ吸込管に発生する蒸気ボイドによる余熱除去系統の機能不全の可能性（余熱除去系統フラッシュ事象）の問題に対し、抽出水オリフィスを通水量の大きいものに取り替えたことにより、余熱除去系統をフラッシュ事象が発生する温度に達する前に隔離し、低圧注入系として待機する運用が可能となったため、運転マニュアルに反映した。（2024 年 7 月）

運転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、

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・訓練内容の見直し等、運転経験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。

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。

・デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策設備の導入に際し、ソフトウェア共通要因故障事象に対する教育・訓練を追加した。（2023 年 10 月）

・マネジメントオブザベーション（ＭＯ）を用いたパフォーマンス改善プロセスを実施しており、観察者相互の観察視点のチェックや外部評価者による訓練観察を取り入れることで、新たな知見の獲得を図った。（2023 年 8 月、2024 年 7 月）

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・向上並びに技術の伝承に努める。

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が行われており、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。

・プラントに異常徴候が認められるが、承認された運転マニュアルでは明確に定義されていないプラントの安全性や運転の信頼性が低下する状態に対し、適切に対応するための運転上の意思決定（ＯＤＭ）を導入した。（2024 年 8 月）

設備・運用の改善に向けた明確な課題はないが、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・運用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・故障等発生件数は 1 件、計画外自動・手動停止件数 0 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ことが評価できる。

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及び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。

なお、高経年化対策に関する検討結果は、「高浜発電所１号炉高経年化技術評価書」にて評価している。

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。

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、運転経験等を適切に反映し、継続的な改善を図っていく。

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。

・高浜発電所１号機 B－主給水ポンプ入口給水配管の熱伸びによる亀裂事象（2024 年 1 月）の対策の反映として、原子力発電所請負一般仕様書に関する社内マニュアルに、工事完了後の現場確認において熱変位による影響も考慮したうえで周辺機器との接触、干渉がないことを確認する手順を追加した。

（2024 年 2 月）

その他、以下のとおり、リスク情報を活用した発電所の活動について、社内マニュアルの整備状況及び活動の実施状況の事例を確認した。

ａ．設計変更及び手順変更時のリスク情報活用

設備の設計変更時及び手順変更時に、炉心損傷頻度（ＣＤＦ）等のリスクへの影響を確認する活動が社内マニュアルに整備され、実施されていることを確認した。

ｂ．定期事業者検査に係るリスク情報活用

定期事業者検査中の各工程の系統状態を踏まえたＣＤＦを事前に評価すること、工程の変更が実施される場合はＣＤＦに与える影響を考慮し必要に応じて再評価を実施すること、リスクを監視するための管理目標値及びリスクの高い期間に対しては注意喚起等のリスクを抑制する措置を実施することが社内マニュアルに整備されていることを確認した。

また、第 28 回定期事業者検査において、事前にＣＤＦを評価し、ＲＣＳ水抜き期間等のリスクの高い期間に注意喚起等のリスク抑制措置が実施されていることを確認した。

ｃ．リスクの高い工事に係るリスク情報活用

リスクの高い工事を実施する際には、リスクの回避・低減の対策を検討するにあたり、ＰＲＡによるリスク評価結果を考慮することが社内マニュアルに整備されていることを確認した。

また、定期事業者検査中における機器の待機除外等によるリスクへの有意な影響がないことを評価していることを確認した。

ｄ．計画的に運転上の制限外に移行して実施する作業に対するリスク情報活用

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（青旗作業）を実施する際に、

ＰＲＡ等を用いて安全措置の有効性を検証することが社内マニュアルに整備されていることを確認した。

このように、リスク情報を活用した発電所の保安活動の方法や目標が社内マニュアルに整備されていることを確認した。また、工事に伴うリスクを特定し、それに対応する対策を検討する発電所の会議体において、リスク増減の可視化にＰＲＡを活用する等、リスク情報を積極的に活用する環境が構築されつつあることを確認した。今後も、リスク情報を活用し効果的に安全性を向上させるために、従来の活動の継続・充実に加え、リスク情報を活用した運転中保全等の新しい分野への展開を検討し、必要に応じて社内マニュアルを充実させていく。

また、発電所においてリスク情報活用活動を進めるにあたり、それぞれの活動を個別の取組みではなく、共通の目標に向かう取組みとすることが重要と考えている。効果的な安全性向上に資するため、リスク情報を活用する活動全般の共通の目標となる性能目標とその活用に関する考え方を原子力事業本部の社内マニュアルに整備した。（2024 年 6 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、運転経験等による改善を継続的に図り、適切に業務が実施できるよう一層の充実に努める。

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、今後とも、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。

・高感度型主蒸気管モニタ他取替工事

電子部品の製造中止等に伴う保守性向上の観点から、放射線管理施設プロセスモニタリング設備のうち高感度型主蒸気管モニタ（３台）及び同モニタが接続されている盤を含む放射線監視装置信号処理盤（２面）の取替えを実施した。（2024 年 7 月）

・化学体積制御系統抽出水オリフィス取替工事

余熱除去系統の信頼性向上の観点から、プラント起動時に化学体積制御系統を用いた１次冷却材系統の圧力調整が実施出来るよう、当該系統の抽出水オリフィスを口径の大きいものに取替えを実施した。（2024 年 7 月）

・共通要因故障対策設備改良工事

デジタル安全保護系のソフトウェア共通要因故障（以下「ＣＣＦ」という。）に対する更なる信頼性の向上として、ＣＣＦ対策設備から自動安全注入信号を発信させる回路及びＣＣＦ対策設備から一部の格納容器隔離弁を自動隔離させる信号回路を新たに設置した。（2024 年 7 月）

・１次系強加工曲げ配管取替工事

国外 BWR プラントにおいて、芯金を使用して曲げ加工した配管の内面で応力腐食割れが発生した事象を踏まえ、予防保全として、１次冷却材系統につながる曲げ配管のうち、芯金を使用して曲げ加工したものを、芯金を使用せずに曲げ加工した配管等に取替えを実施した。（2024 年 7 月）

設備の改善に向けて、今後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として、下記の改善を実施予定としている。

・タービン動補助給水ポンプ取替工事

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、一部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を請け負っている状況であることから、今後、製造中止もしくは撤退による調達リスクがある。このため、早期に国産機への取替えを行い、今後の調達に万全を期す。

・海水ポンプ軸受取替工事

信頼性及び保守性向上のため、海水ポンプの軸受をゴム軸受から潤滑水を必要としないテフロン製の軸受に取替えを実施する。

・安全注入系統補助注入ライン隔離弁追設工事

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。

・炉内構造物取替工事

炉内構造物のバッフルフォーマボルトにおける照射誘起型応力腐食割れ事象を踏まえ、炉内構造物の取替えを計画しており、計画に基づき取替えを実施する。

・ＲＣＰシャットダウンシールの導入

全交流電源喪失時におけるＲＣＰシール部からの１次冷却材漏えいの可能性を低減するため、ＲＣＰシール漏えい防止機構として、ＲＣＰシャットダウンシールを導入する。

今後とも、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

（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）」等の６（高経年化対策検討）に従って実施された高経年化対策検討の評価結果をもって本評価結果とする。

長期施設管理方針として、炉内構造物の取替計画に基づき取替えを実施することとしている。

2.2.1.3.2.6 実績指標の推移

今回の評価期間中における安全実績指標については全て「緑」と分類された。

しかし、高浜発電所３号機については 2022 年度第 2 四半期から 2023 年度第 1 四半期の 4 四半期の期間における重大事故等対処設備の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）が 4 件に達し、「白」と分類された。

よって、上記指標に係る事象に加えて高浜発電所全体におけるその他の運転上の制限逸脱事象、検査指摘事項を含めた事象の根本的な原因の特定及び安全文化要素の劣化兆候の特定を行い、これらを踏まえた課題に対する改善措置活動の計画を策定した。

施設管理に係る以下の課題に対する改善措置活動について、取組みを開始し、適宜進捗の確認を行っていることから、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。

・リスクレビュー会議の運用改善

工事におけるリスク管理及び安全管理方策の充実を図り、安全確保に万全を期す目的で、「リスクレビュー会議」を開催し、工事準備段階における自然環境悪化を含めたプラントへの重大な影響・重篤災害に至るリスク抽出・対策の検討結果について発電所幹部を含めた関係者でレビューを行う仕組みがある。

従来のリスクレビュー会議の運用としては、全ての工事のうち、安全への影響度等を勘案したスクリーニングを行った

うえでリスクレビュー会議への付議要否を工事所管課にて判断することとしていた。

今後、付議の漏れ防止に係るガバナンスを強化することとし、工事所管課がリスクレビュー会議の付議を不要と判断した工事等についても、発電所幹部である原子力安全統括が付議の必要性を確認する運用に見直した。

・社員の技術力向上

当社社員の技術力向上を図るべく下記の取組みを開始した。

(1) 保修課員の業務の効率化、アウトソースの推進

工事の発注手続きを削減するための手続き簡略化や、グループ会社による重要度の低い設備の委託管理範囲の拡大を行い、当社社員が現場にて保修業務に必要な知識、感性を養うために必要な時間的な余裕を確保する。

(2) 保修課員への現場に出る意義の意識づけ活動

現場に出ることの目的・理由を明確にしたうえで、役職者が意識づけを行う。

(3) 他社ベンチマーク等を通じた良好事例の展開

事業環境や経験の違いから当社にはないノウハウを有する他電力等社外のベンチマークを行うことで良好事例を把握し、当社への展開を検討する。

(4) 協力会社主催の実務研修等への参加

協力会社の研修について、研修内容を把握するとともに参加機会の創出を図ることで、技術力の向上につなげる。

・協力会社の技術力向上

協力会社員の技術力向上を図るべく下記の取組みを開始した。

(1) 協力会社間の相互ＭＯによるベストプラクティスの共有

同じ作業をしている協力会社間で、作業方法等を共有し、改善点を抽出するだけでなく、現場においても、お互いの作業を開始から完了まで観察して問題点や良好事例を報告

し合うことにより、協力会社員の技術力向上を図る。

(2) 当社ＭＯの重点項目を設定し、集中的なＭＯを実施

当社が協力会社に対して実施するＭＯにおいて、心理的な抵抗を減らすため、重要な観点を明確化した集中型のＭＯを定着させていく。さらに、定着状況を確認し、長時間滞在型のＭＯの導入も検討する。

(3) 技術力アップに寄与する協力会社の独自の取組みの横展開

協力会社とのコミュニケーションにより得られた良好事例を他の協力会社に紹介、実践を進める。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ことを確認している。

2.2.1.3.2.7 まとめ

施設管理の調査・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ことが評価できる。

保安活動の改善に係る課題としては現場での施設管理に係る技術力の低下がみられることを踏まえ、今後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として技術力向上に向けた取組みを開始した。

さらに、設備改善として、タービン動補助給水ポンプ取替工事、海水ポンプ軸受取替工事、安全注入系統補助注入ライン隔離弁追設工事、炉内構造物取替工事、ＲＣＰシャットダウンシールの導入を実施予定としている。

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５件を抽出した。

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

・炉内構造物取替工事

・ＲＣＰシャットダウンシールの導入

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集合体の取扱い、運搬、貯蔵管理、検査、健全性の監視・評価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。

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、原子燃料に関する力量を維持し、検査の独立性を引続き担保する等、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。

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。

・使用済燃料ピット未臨界性評価の変更に伴い社内マニュアルを改正した。（2023 年 10 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、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、燃料管理が確実に実施できる仕組みが構築されている。

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のない対応を実施している。

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。

・設備の信頼性向上のため、燃料形状測定装置を更新した。（2024 年 3 月）

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

運転中及び原子炉停止時における燃料の健全性が適切に管理できる指標として、運転中の１次冷却材中のよう素１３１濃度及び原子炉停止時の１次冷却材中のよう素１３１増加量の推移を調査している。

今回の評価期間においては、運転中のよう素１３１濃度及び原子炉停止時のよう素１３１増加量はともに管理基準値より低い値で推移し、特異な変化傾向もないことから、特に監視強化等を行

う必要もなく適切に管理されている。

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ことが評価できる。

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。

なお、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く。

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は抽出されなかった。

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、ＡＬＡＲＡ（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確実に行っている。

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、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、日常業務の運営も問題なく遂行できており、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確認された改善例は以下のとおり。

・原子力発電の安全に係る品質保証組織の見直しに伴う改正（2023 年 6 月）

・ＲＩの規制に関する法律施行規則等の改正およびＲＩ教育時間の見直し等に伴う改正（2023 年 9 月）

・ＷＡＮＯ　ＰＯ＆Ｃおよ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。

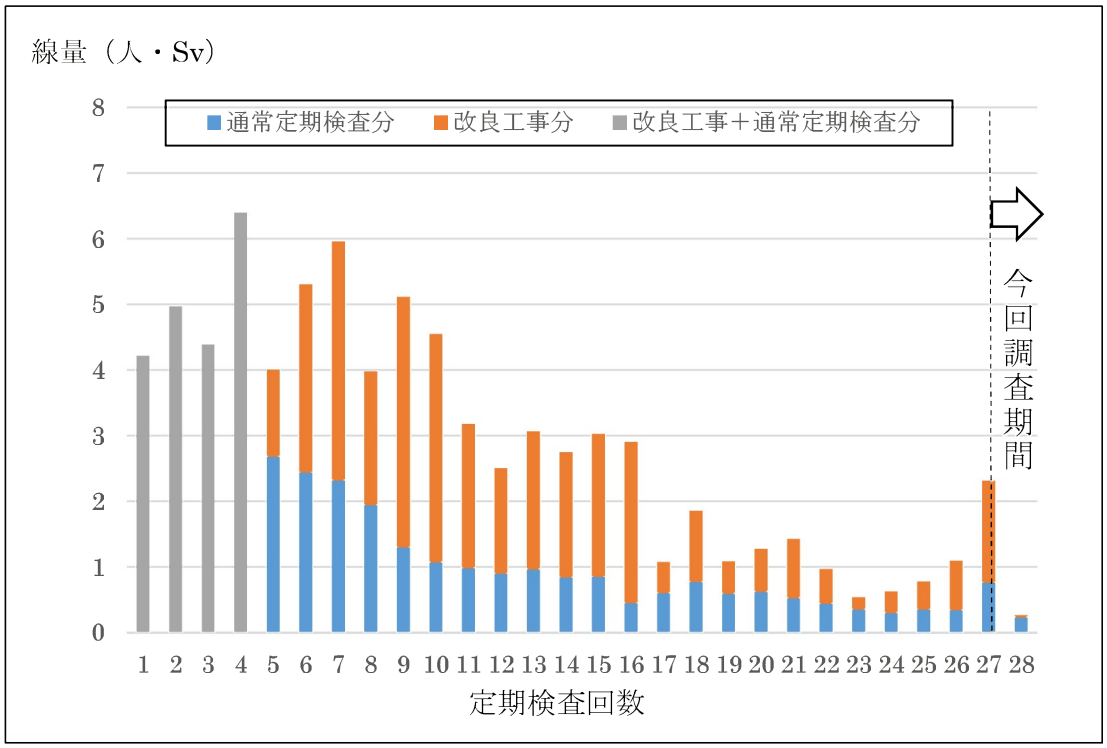
設備改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、内部・外部評価における不適切な箇所の対策、改善はもちろんのこと、国内外の運転経験等から得られる教訓を適切に反映させる等、継続的

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、調査対象期間における放射線業務従事者が受ける線量が低く推移した。（第2.2.1.5.1図「定期検査期間中の線量の推移（高浜発電所1号機）」参照）

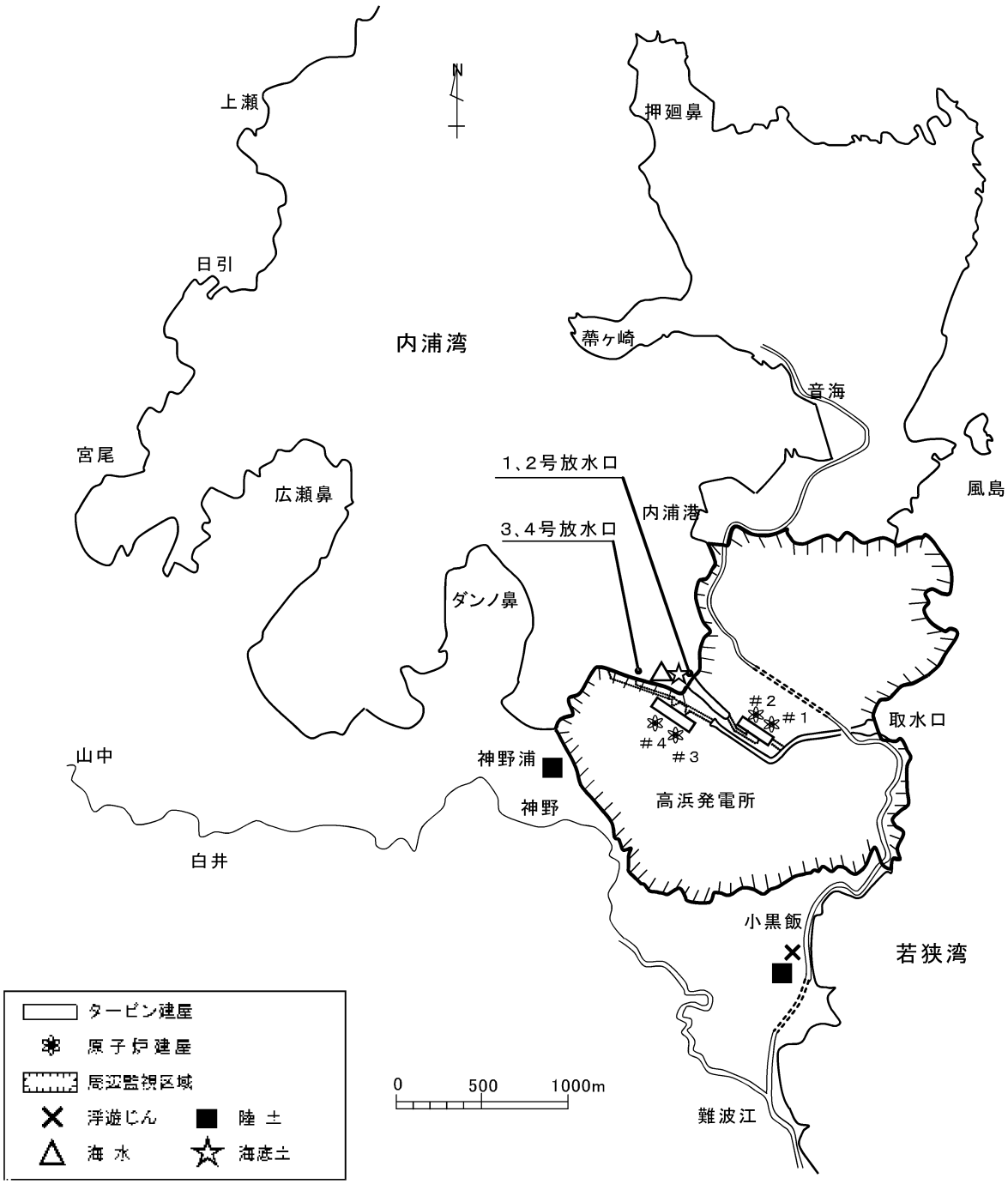


第2.2.1.5.1図　定期検査期間中の線量の推移（高浜発電所1号機）

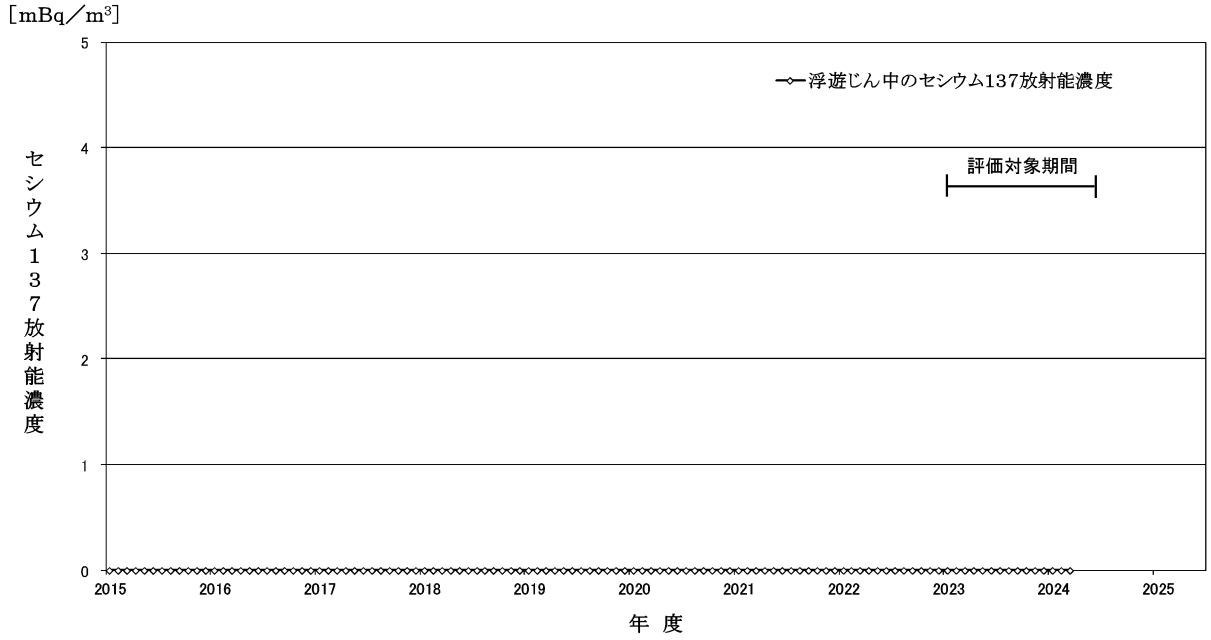
身体汚染防止については、調査対象期間における身体汚染発生率（退出モニタ等の測定件数と汚染警報発生件数の割合）が0.05%以下と低い水準で推移している。

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。

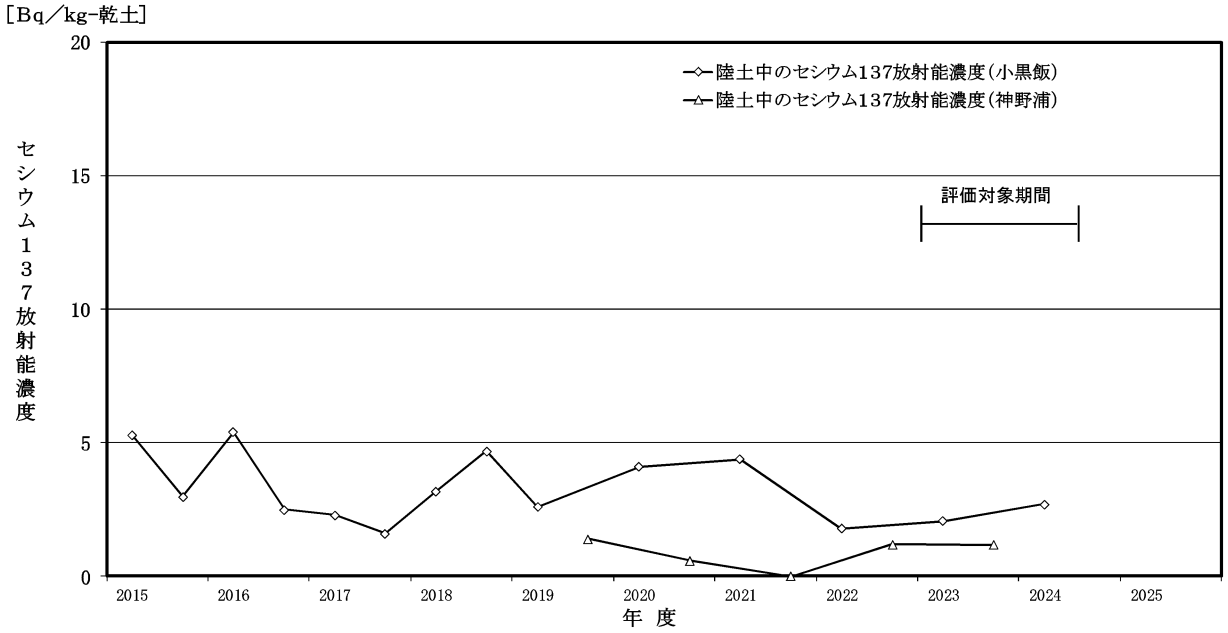


第 2.2.1.5.2 図　高浜発電所周辺の試料採取地点資料



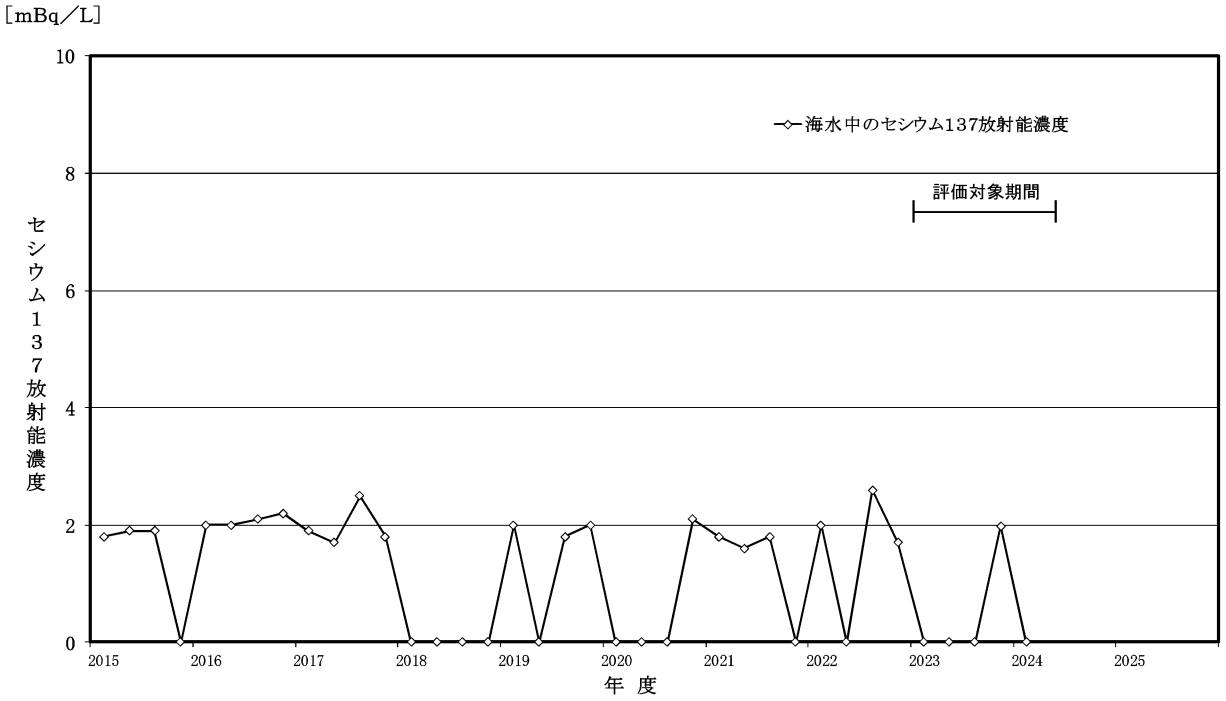
・X 軸上の 0 データは、検出限界値未満を示す。（参考：2024 年 6 月の検出限界値＝1.7×10^{-2}mBq/m^3）

第 2.2.1.5.3 図　環境試料（浮遊じん）中の放射能濃度



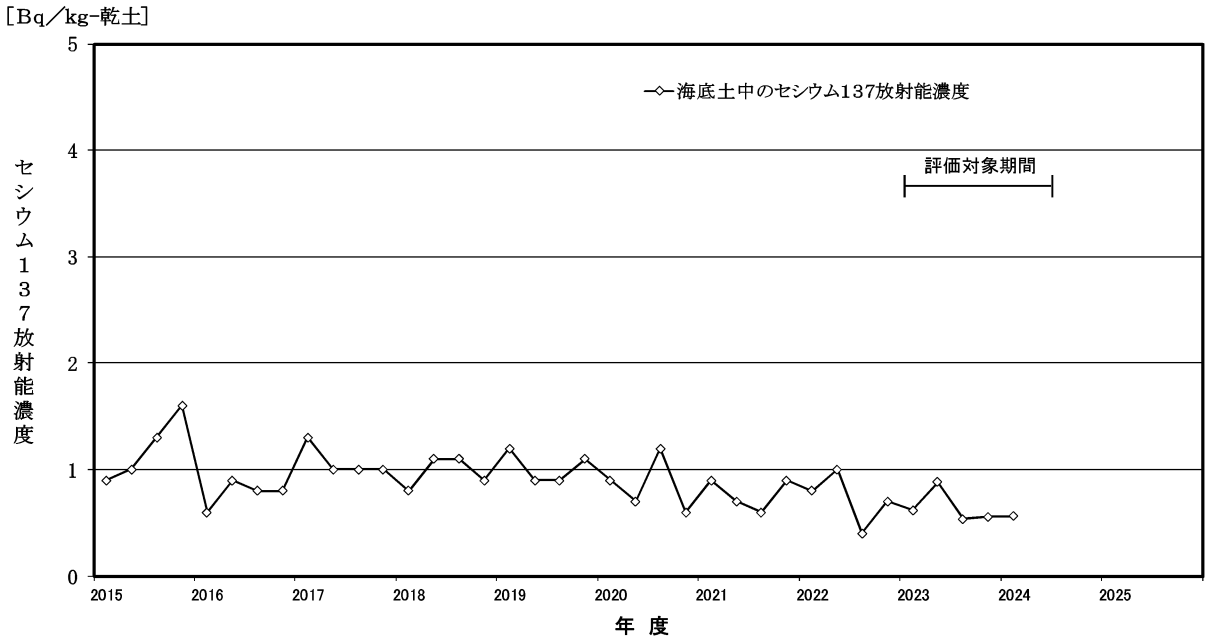
・X 軸上の 0 データは、検出限界値未満を示す。（参考：2021 年 10 月の検出限界値＝6.0×10^{-4}Bq/kg-乾土）

第 2.2.1.5.4 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：2024 年 6 月の検出限界値＝1.5mBq/L）

第 2.2.1.5.5 図　環境試料（海水）中の放射能濃度



第 2.2.1.5.6 図　環境試料（海底土）中の放射能濃度

2.2.1.5.2.6 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ことが評価できる。

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、ＡＬＡＲＡ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、ＡＬＡＲＡ（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、ＡＬＡＲＡ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）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おり、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を図り、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。

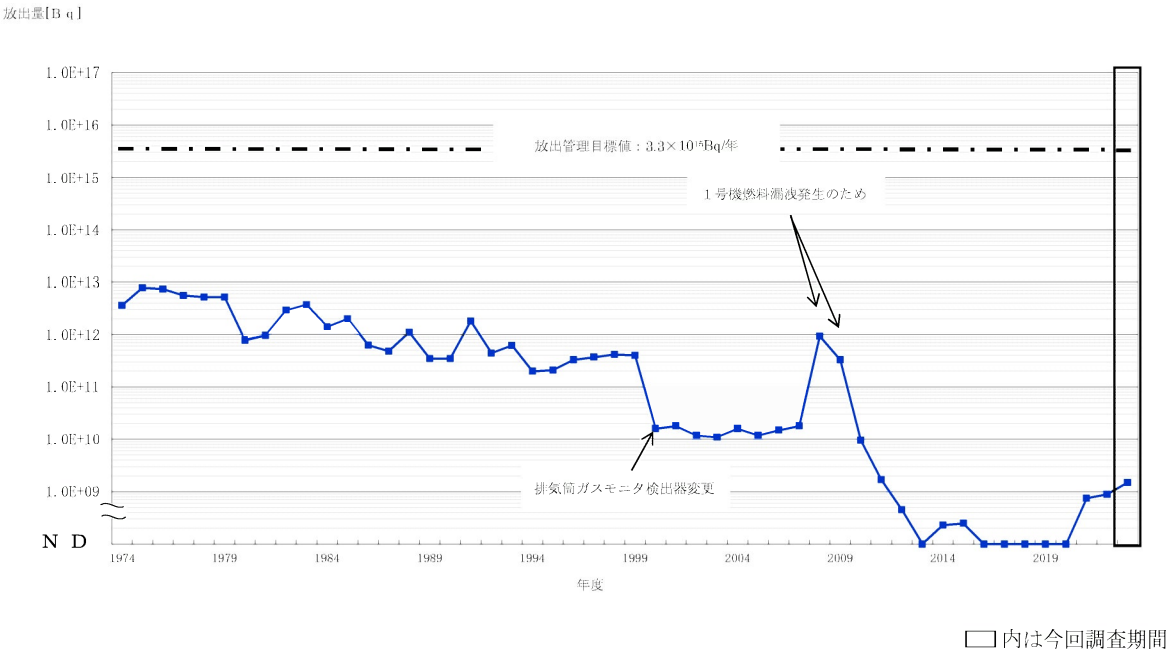
今回の評価期間においては、安全性向上に資することとなった大きな改善事項はない。

設備・運用の改善に向けた明確な課題はないが、今後とも、放出量及び発生・保管量を低減させる対策、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。

2.2.1.6.2.5 実績指標の推移

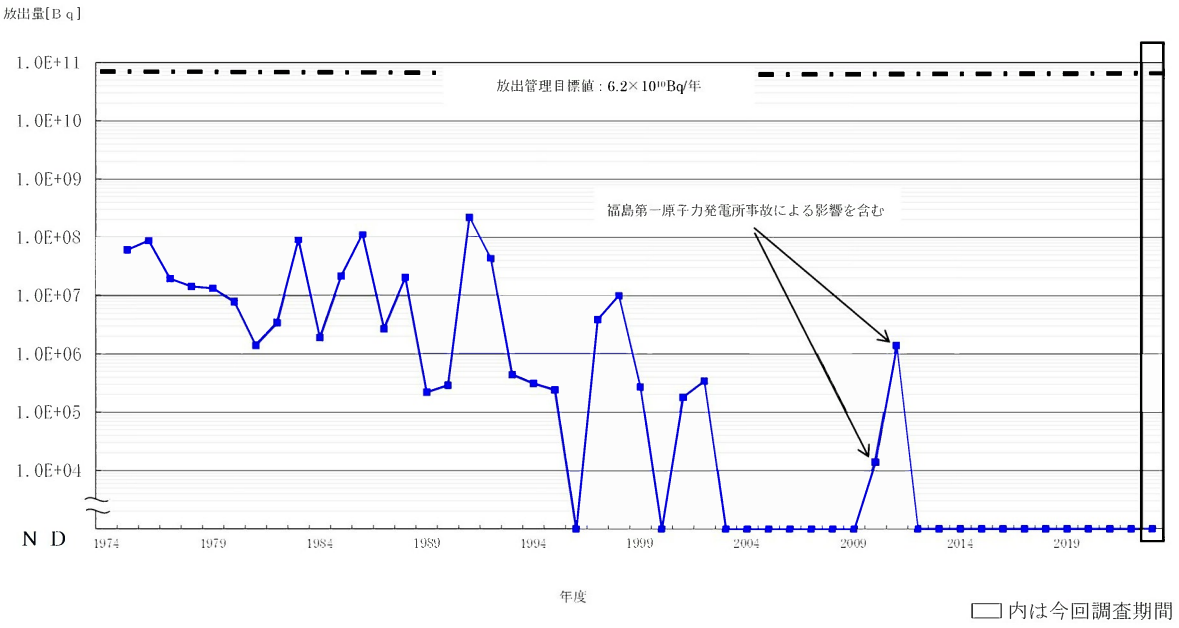
放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出実績並びに放射性固体廃棄物の発生・保管実績を調査し、放射性廃棄物の放出量及び発生・保管量を適切に管理していることを評価する。

・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）」の放出実績が高浜発電所全体の年間放出管理目標値（3.3×10^{15}Bq/年及び 6.2×10^{10}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。



・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：1974 年 11 月、２号機：1975 年 11 月、３号機：1985 年１月、４号機：1985 年６月に運転開始
・2000 年度の減少は、排気筒ガスモニタの検出器種類を信頼性向上のため、電離箱式からプラスチックシンチレーション計数装置に取り替え、また、放射性気体廃棄物放出評価方法について、合理化を図るため排気筒ガスモニタの測定結果を用いる方法に変更したことによる。（検出器種類を変更したことで天然α核種の影響を受けなくなった。）
・ＮＤは、検出限界濃度未満を示す。なお、検出限界濃度は 2×10^{-2}Bq/cm³ 以下である。

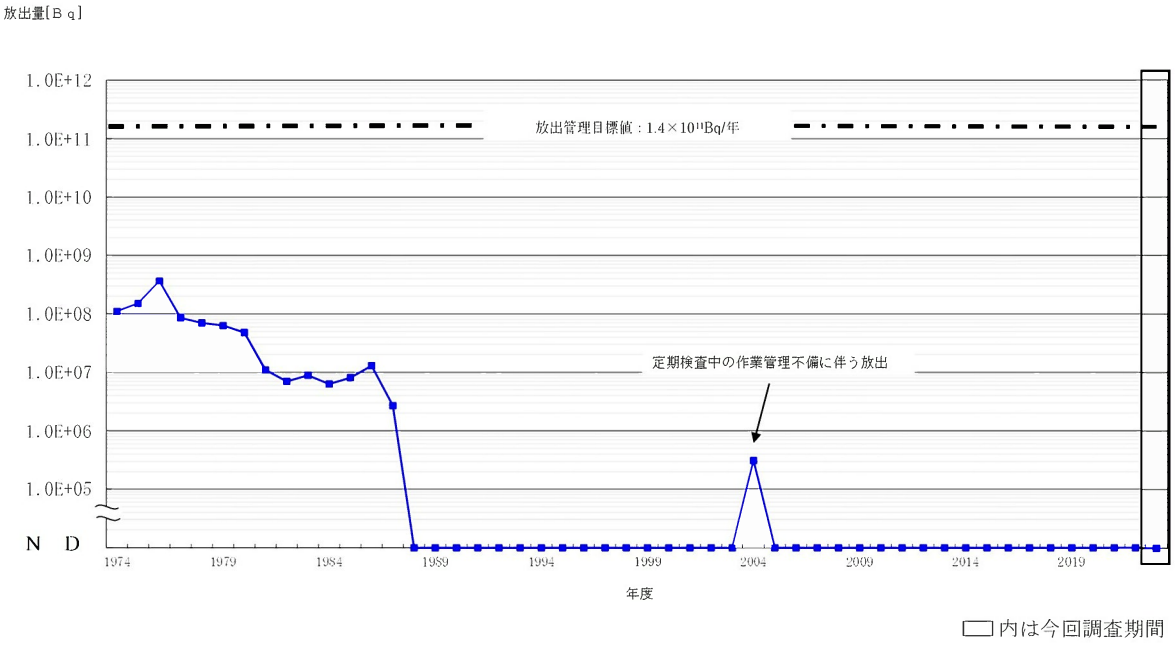
第 2.2.1.6.1 図　放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの放出実績



・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：1974 年 11 月、2 号機：1975 年 11 月、3 号機：1985 年 1 月、4 号機：1985 年 6 月に運転開始
・NDは、検出限界濃度未満を示す。なお、検出限界濃度は 7×10^{-9}Bq/cm³以下である。

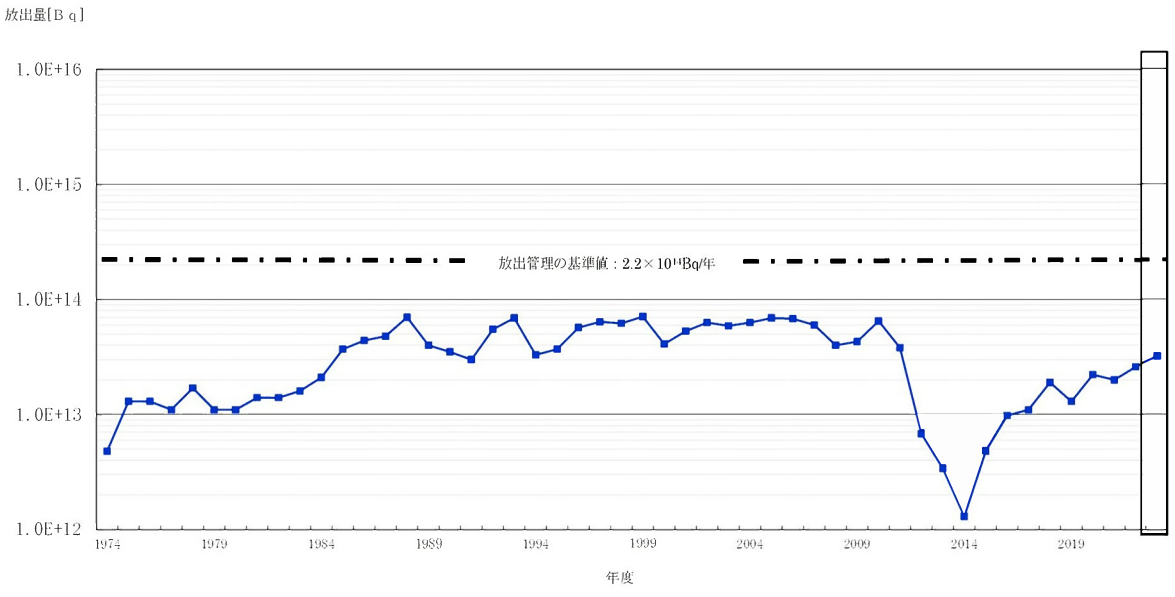
第 2.2.1.6.2 図　放射性気体廃棄物中の放射性よう素（Ｉ-１３１）の放出実績

・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高浜発電所全体の年間放出管理目標値（1.4×10^{11}Bq/年）及び放出管理の基準値（2.2×10^{14}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。



・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：1974 年 11 月、２号機：1975 年 11 月、３号機：1985 年１月、４号機：1985 年６月に運転開始
・ＮＤは、検出限界濃度未満を示す。なお、検出限界濃度は 2×10⁻²Bq/cm³（⁶⁰Co で代表した）以下である。

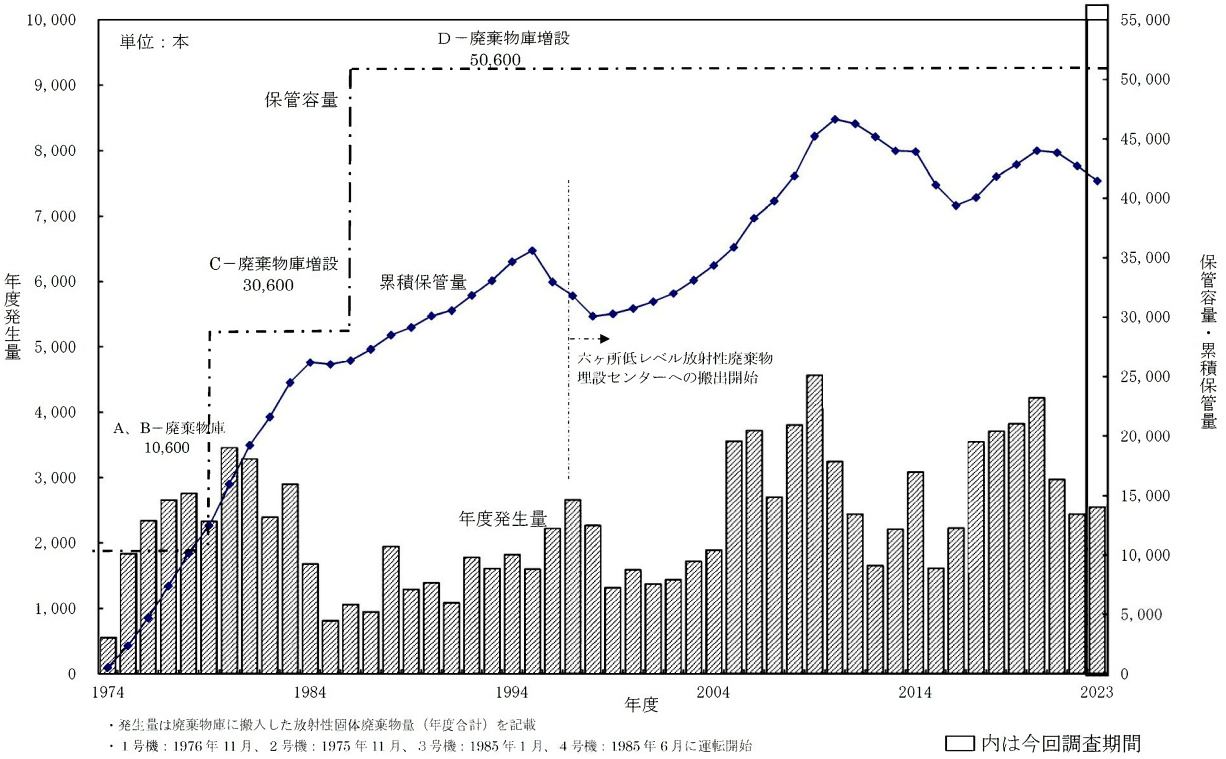
第 2.2.1.6.3 図　放射性液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出実績



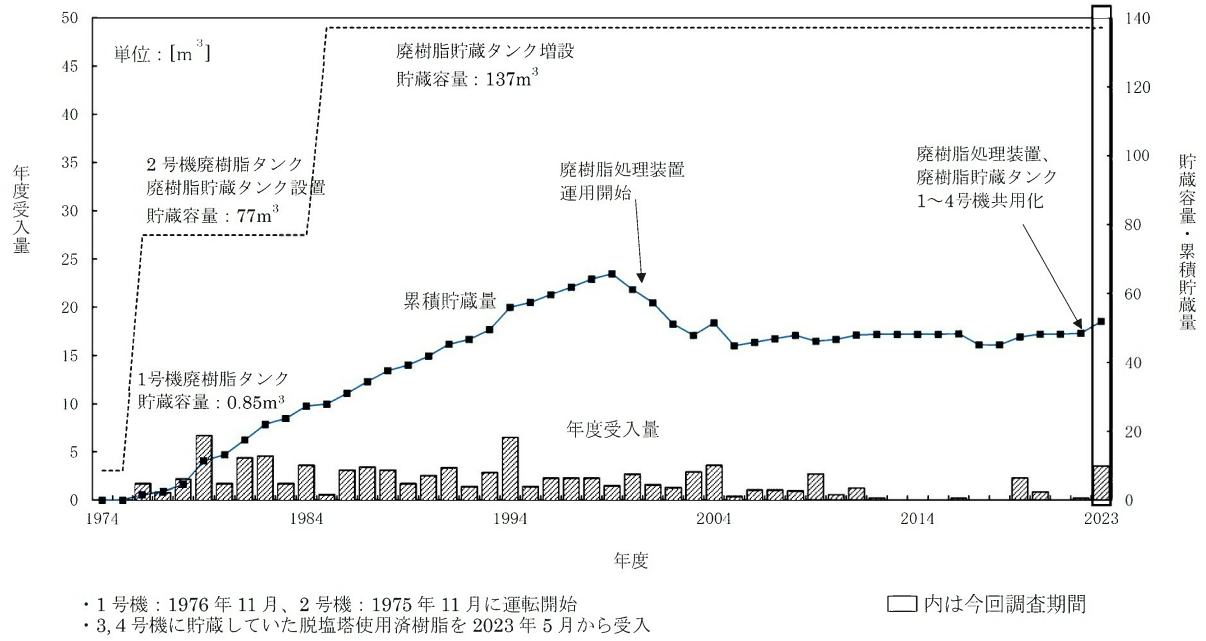
・1988 年度以前の数値は、キュリー単位（有効数字 2 桁）で報告した値をベクレル単位に換算した。
・１号機：1974 年 11 月、２号機：1975 年 11 月、３号機：1985 年１月、４号機：1985 年６月に運転開始

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「廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンクの貯蔵樹脂」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。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「廃樹脂タンク・廃樹脂貯蔵タンクの受入量、貯蔵量の推移」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　廃樹脂タンク・廃樹脂貯蔵タンクの受入量、貯蔵量の推移

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。

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。

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、対応手順を策定し、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・故障等の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。

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、訓練等を踏まえて事故・故障等発生時及び原子力緊急事態等発生

時の対応に係る組織及び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、高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の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が図られている。

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となる資機材を配備し、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、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ける改善例としては、令和 5 年度 第 2 四半期 原子力規制検査指摘事項「現場シーケンス訓練における重大事故等対処設備への燃料補給の不成立」を受けて実施した、図や写真の追加による手順書の充実、力量維持向上訓練実施後の理解度

確認方法の改善等があった。また、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。

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を図り、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。

2.2.1.7.2.4 設備の改善状況

設備については、事故・故障等の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。

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

原子力防災訓練は社内マニュアルに基づき年 1 回実施しており、第 2.2.1.7.1 表「過去に実施した原子力防災訓練の概要」のとおり、継続的かつ確実に実施されていることを確認している。また、原子力防災訓練については、今後も継続的かつ確実に実施していく。

第 2.2.1.7.1 表　過去に実施した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
2023年度	高浜発電所１，３号機においては全交流電源喪失、２，４号機においては外部電源喪失を想定し、緊急時組織の各種訓練を実施するとともに、「高浜発電所原子力事業者防災業務計画」に基づき、通報連絡や「重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」等に基づく緊急応急対策などの確認をシナリオ非提示（ブラインド訓練）方式で行った。	・現場線量に関する発電所対策本部内への情報共有の改善

2.2.1.7.2.6 まとめ

非常時の措置の調査・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ことが評価できる。

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。

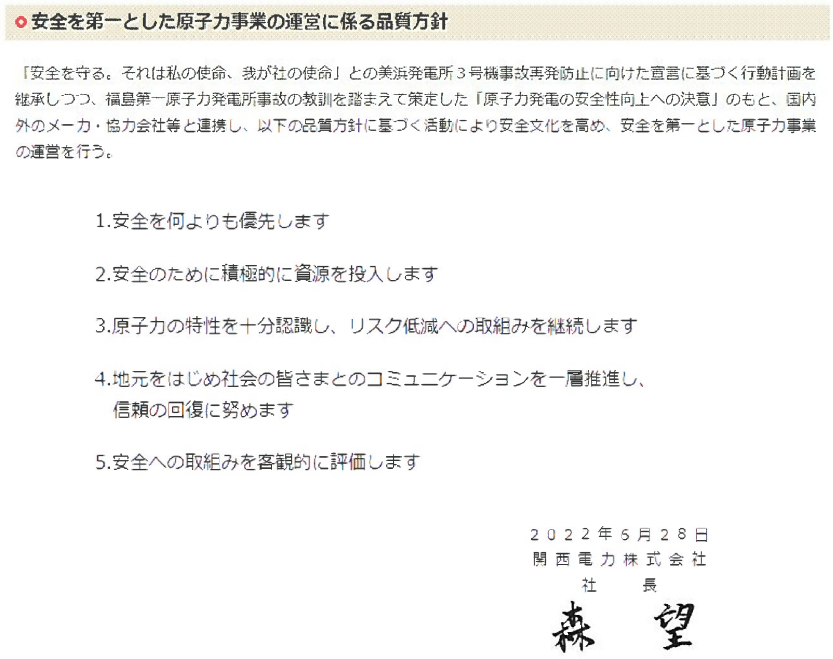
以上より、保安のための有効な安全性向上に係る追加措置は抽出されなかった。

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

安全文化醸成活動の目的は、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

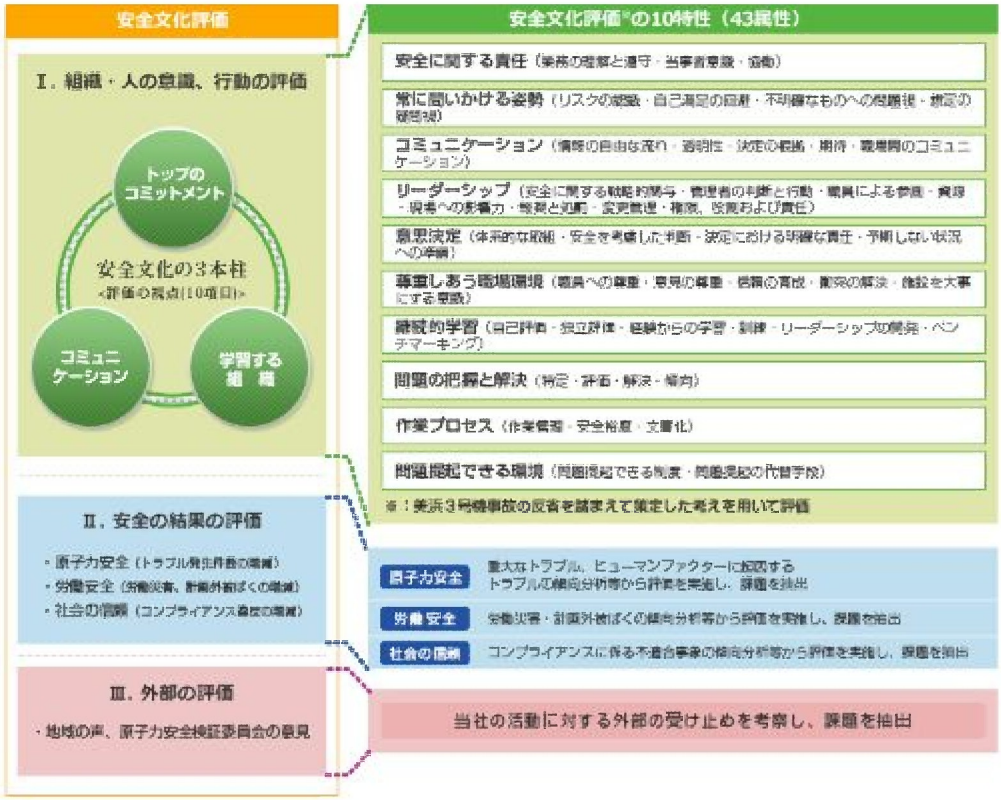
２０２２年５月２８日
関西電力株式会社
社　長
森　望

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

・意識、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。

・その状況から意識、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 安全文化の醸成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対象は、高浜発電所１号機であるが、安全文化は号機ごとの取組みではないため、2023 年度の高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、ＰＡ（安全に関する責任)、ＱＡ（常に問いかける姿勢)、ＬＡ（リーダーシップ)、ＷＥ（尊重しあう職場環境)、ＣＬ（継続的学習）およびＷＰ（作業プロセス）で以下に示す課題・気がかりが抽出された。

・ＰＡの観点では、作業員一人ひとりが当社の基準を理解・遵守できるよう、現場第一線までルール遵守の重要性などの期待事項を浸透させる必要がある。また、組織の上下機関の関係について、互いに相手の事情の把握・理解に努め、効果的な意思疎通を図る必要がある。

・ＱＡの観点では、問いかける姿勢を実践し、現状の活動やルール等について疑問を持った場合は、自ら考え・行動する組織文化を定着させる必要がある。

・ＬＡの観点では、業務量低減のため仕事の質や効率性を高める取組みを実施し、業務繁忙感の解消を図る必要がある。また、作業員一人ひとりが当社の基準を理解・遵守できるよう、現場第一線までルール遵守の重要性などの期待事項を浸透させる必要がある。

・ＷＥの観点では、モチベーションの維持・向上や快適な職場環境の構築に向けた取組みを行う必要がある。

・ＣＬの観点では、要員減少等の構造的な課題により、技術・知識の継続的向上及び伝承については、今後具体的な対応も含め、戦略的に取り組んでいく必要がある。

・ＷＰの観点では、要員減少等の実態を踏まえた納得感のある作業工程の策定に取り組んでいく必要がある。

2.2.1.8.2.2 改善活動の調査

現在、高浜発電所では、自ら考え・行動する組織文化に変えていくための独自の取組みとして、経営理念にて大切にしている「共感」の価値観のもと、ともに高浜発電所を良くしていくために所員一人ひとりの想いを聴く「共感」コミュニケーションを実施している。

また、過去の不具合事例等に対して所員一人ひとりが「自分事」として振り返るとともに、小集団でのディスカッション等を行うことで、所員一人ひとりの意識の向上を図る取組みを実施している。

上記に加え、工程短縮やコスト削減に伴う原子力安全への影響について、所属内及び発電所内にて「見える」形で議論し、発電所幹部が「声」を把握したうえで、適宜上位機関へ働きかけるなどにより、所員の納得感を高めることに取り組むとともに、その他、将来のビジョンや重要課題等、従業員が知るべき内容が確実に伝わるコミュニケーションを実施している。

また、現場第一線までルール遵守の重要性などの期待事項を浸透させるべく、社員自らルールの熟知に努めるとともに、現場に出向いて双方向コミュニケーションを行うことで、安全性を向上させる取組みを実施している。

また、要員不足による業務繁忙感が高いという懸念の声が多くあることから、高浜発電所において、業務効率化プロジェクトを開始しており、現在も業務量低減のため仕事の質や効率性を高める取組みを進め、業務繁忙感の解消に取り組んでいる。

さらに、安全文化に係る社員アンケートの結果を踏まえ、具体的な対策について、発電所幹部と各課・室の所属長にてディスカッションを実施している。

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、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規制委員会のガイドラインに基づき安全文化に係る検査を受けることになった。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を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インターバルが極めて短いことから、2024 年度より俯瞰評価の頻度を 3 年に 1 度に見直している。

2.2.1.8.2.3 実施状況の評価及び今後の取組み

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。

なお、高浜発電所3号機における2022年度第2四半期から2023年度第 1 四半期の 4 四半期の期間において、重大事故等対処設備の運転上の制限からの逸脱が 4 件に達したため、その他検査指摘事項を含め事象の根本的な原因の特定及び安全文化要素の劣化兆候の特定に向けた改善措置検討を実施しており、その結果、根本原因の特定結果から導かれた以下の課題に対して、今後計画的に改善していく。

・問いかける姿勢の醸成

・要員不足による業務繁忙の解消

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 に規定の基準（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、高浜発電所 1 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	－	ＡＴＷＳ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 （発電機出力側しゃ断器スイッチ） （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）	－	ＡＴＷＳ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ＡＴＷＳ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】 ＡＴＷＳ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） 主蒸気隔離弁 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 主蒸気大気放出弁 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）	－	ＡＴＷＳ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、主蒸気隔離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】 主蒸気隔離弁（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 主蒸気大気放出弁 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	－	ＡＴＷＳ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 主蒸気大気放出弁	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 格納容器サンプＢ 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） 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） 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。 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。	
			主蒸気大気放出弁	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	主蒸気大気放出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 全交流動力電源 又は 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（現場手動操作）及び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	非常用油ポンプの機能が喪失した場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げること及び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大気放出弁及びタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、１次冷却材圧力が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。 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 （現場手動操作） 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 又は タービン動補助給水ポンプ 補助油ポンプ		空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプへの給電）	全交流動力電源が喪失した場合でかつ、常設直流電源系統が健全な場合に、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ付き補助油ポンプの起動及びタービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作により、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大気放出弁及びタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、１次冷却材圧力が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。 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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
					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。 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2.2.1.9.1.2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	主蒸気大気放出弁 全交流動力電源 （制御用空気） 又は 直流電源	主蒸気大気放出弁の機能回復	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	主蒸気大気放出弁は、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大気放出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。 主蒸気大気放出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大気放出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】 主蒸気大気放出弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ボンベ （主蒸気大気放出弁作動用） 可搬式空気圧縮機 （主蒸気大気放出弁作動用） 大容量ポンプ Ｂ計器用空気圧縮機 （海水冷却）
					窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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大気放出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（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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）による主蒸気大気放出弁の機能回復	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、主蒸気大気放出弁の機能を回復する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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大気放出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2.2.1.9.1.2表　多様性拡張設備整理表（２／１９）（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	－	－	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 蒸気発生器広域水位計 蒸気発生器狭域水位計 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 主蒸気大気放出弁	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 格納容器サンプＢ 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） 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） 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。 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。	
			主蒸気大気放出弁	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	主蒸気大気放出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。 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） 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） 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。 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）	主蒸気大気放出弁による蒸気放出	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、主蒸気大気放出弁の開を確認し、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。主蒸気大気放出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】 主蒸気大気放出弁 【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	主蒸気大気放出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	加圧器補助スプレイ弁による減圧	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、加圧器補助スプレイ弁を中央制御室で開操作し減圧を行う。	【多様性拡張設備】 加圧器補助スプレイ弁

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
サポート系機能喪失時	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 全交流動力電源 又は 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（現場手動操作）及び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	非常用油ポンプの機能が喪失した場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げること及び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大気放出弁及びタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、１次冷却系の圧力が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。 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 （現場手動操作） 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 又は タービン動補助給水ポンプ 補助油ポンプ		空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプへの給電）	全交流動力電源が喪失した場合でかつ、常設直流電源系統が健全な場合に、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ付き補助油ポンプの起動及びタービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作により、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大気放出弁及びタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、１次冷却系の圧力が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。 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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
					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。 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2.2.1.9.1.3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	主蒸気大気放出弁 全交流動力電源 （制御用空気） 又は 直流電源	主蒸気大気放出弁の機能回復	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	主蒸気大気放出弁は、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大気放出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手順を整備する。 主蒸気大気放出弁による蒸気放出を行う場合は、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大気放出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】 主蒸気大気放出弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用） 可搬式空気圧縮機 （主蒸気大気放出弁作動用） 大容量ポンプ Ｂ計器用空気圧縮機（海水冷却）
					窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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できる。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気大気放出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（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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大気放出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）による主蒸気大気放出弁の機能回復	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、主蒸気大気放出弁の機能を回復する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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大気放出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	窒素ボンベ（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、窒素ボンベ（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。 窒素ボンベ（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※6のボ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、ボ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】 窒素ボンベ（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（加圧器逃がし弁用） 空冷式非常用発電装置 可搬式整流器 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【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（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（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（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、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を防止	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、主蒸気大気放出弁による冷却、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大気放出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】 主蒸気大気放出弁 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、主蒸気大気放出弁による冷却、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】 主蒸気大気放出弁 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	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（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。	【重大事故等対処設備】 Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ （ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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） 仮設組立式水槽 送水車 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク
						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１，２号機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。	
				余熱除去ポンプ 又は 余熱除去クーラ 又は 余熱除去ポンプ格納容器サンプＢ側第１入口弁 若しくは 余熱除去ポンプ格納容器サンプＢ側第２入口弁	代替再循環運転	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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サンプＢ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）及びＢ内部スプレクーラにより格納容器サンプＢ水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） Ｂ内部スプレクーラ Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ格納容器サンプＢ側入口弁 格納容器サンプＢ 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	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	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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 【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
					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	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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】 Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ （ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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） 仮設組立式水槽 送水車 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク

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。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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） 仮設組立式水槽 送水車 【多様性拡張設備】 Ｃ、Ｄ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 １，２号機淡水タンク
						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、Ｄ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、Ｃ、Ｄ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１，２号機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１，２号機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 格納容器サンプＢ 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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
						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	原子炉補機冷却水系	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。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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） 仮設組立式水槽 送水車 【多様性拡張設備】 Ｃ、Ｄ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 １，２号機淡水タンク 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、Ｄ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、Ｃ、Ｄ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１，２号機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１，２号機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	原子炉補機冷却水系	代替再循環運転	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 格納容器サンプＢ 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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水） 格納容器サンプＢ 格納容器再循環サンプスクリーン
						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。	
						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の冷却（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、溶融発生時に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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る復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンク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。 また、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こととする。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広域圧力計により監視するが、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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 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） 仮設組立式水槽 送水車

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	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） 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） 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	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。 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）	主蒸気大気放出弁による蒸気放出	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大気放出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】 主蒸気大気放出弁 【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	－	主蒸気大気放出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、送水車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より排出させ、適時水質を確認する。 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】 送水車

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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） 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。 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）	主蒸気大気放出弁（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大気放出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】 主蒸気大気放出弁（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	－	主蒸気大気放出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、送水車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より排出させ、適時水質を確認する。 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】 送水車

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。 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 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】 Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ （ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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） 仮設組立式水槽 送水車 【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 １，２号機淡水タンク
						Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（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。	
						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１，２号機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。	
					代替再循環運転	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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】 Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ （ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） Ｂ内部スプレクーラ 格納容器サンプＢ 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） 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） 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	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。 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）	主蒸気大気放出弁による蒸気放出	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大気放出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】 主蒸気大気放出弁 【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	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、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室にて開操作し、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	－	主蒸気大気放出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、送水車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、適時水質を確認し排出する。 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】 送水車

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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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） 仮設組立式水槽 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 燃料取替用水タンク（重力注水） Ｃ、Ｄ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 １，２号機淡水タンク
						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。	

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	サポート系機能喪失時	全交流動力電源	代替炉心注水	Ｃ、Ｄ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	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、Ｄ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。	【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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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） 仮設組立式水槽 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 Ｃ、Ｄ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 １，２号機淡水タンク
						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１，２号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。 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１，２号機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	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 格納容器サンプＢ 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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
						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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用 給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） 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	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、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。 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）	主蒸気大気放出弁（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大気放出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】 主蒸気大気放出弁（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、主蒸気大気放出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、送水車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、適時水質を確認し排出する。 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】 送水車

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	サポート系機能喪失時	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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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） 仮設組立式水槽 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 Ｃ、Ｄ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 １，２号機淡水タンク Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ
						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。	

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	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却水系	代替炉心注水	Ｃ、Ｄ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	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、Ｄ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。	【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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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） 仮設組立式水槽 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー 【多様性拡張設備】 Ｃ、Ｄ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 １，２号機淡水タンク Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ
						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１，２号機淡水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。 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１，２号機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	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 格納容器サンプＢ 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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水） 格納容器サンプＢ 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。 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） 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） 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	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下「補助給水ポンプ」という。）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、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。 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大気放出弁の機能回復	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大気放出弁へ供給された場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出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】 主蒸気大気放出弁（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 窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用） 可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）
					タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気大気放出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。	
					主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	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、主蒸気大気放出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大気放出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。	
					窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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大気放出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（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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大気放出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2.2.1.9.1.5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	蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	送水車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に、海水を水源とする送水車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、タービンブ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。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】 送水車
				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） 燃料油貯油そう タンクローリー
				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 燃料油貯油そう タンクローリー 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） 空調用冷水ポンプ（Ａ余熱除去ポンプ冷却用）
					空調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、空調用冷水ポンプによる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。 なお、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。 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 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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） 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、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手順を整備する。 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）	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	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、主蒸気大気放出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】 主蒸気大気放出弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用） 可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用） Ｂ計器用空気圧縮機（海水冷却） 大容量ポンプ
					窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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大気放出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（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する。 この手順は、主蒸気大気放出弁（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大気放出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）による主蒸気大気放出弁の機能回復	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	送水車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、海水を水源とした送水車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、タービンブ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。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】 送水車
				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） 燃料油貯油そう タンクローリー
				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、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプ及びＢ格納容器外制御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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【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	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 内部スプレポンプ格納容器サンプＢ側入口弁	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 窒素ボンベ （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（ＳＡ）用） 【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備
			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による復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 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） 仮設組立式水槽 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	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復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンク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１，２号機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。	

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	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スプレイできない場合、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。	【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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 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） 仮設組立式水槽 送水車

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による復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク Ｃ、Ｄ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） 仮設組立式水槽 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から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復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンク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１，２号機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。	
					Ｃ、Ｄ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、Ｃ、Ｄ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Ｃ、Ｄ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。	

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	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	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（ＳＡ）用） 燃料油貯油そう タンクローリー

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 窒素ボンベ（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（ＳＡ）用） 【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備
				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。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 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） 仮設組立式水槽 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、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手順を整備する。 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による復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンク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2.2.1.9.1.6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	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	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１，２号機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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 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） 仮設組立式水槽 送水車
					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。	

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	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。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク Ｃ、Ｄ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） 仮設組立式水槽 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による復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンク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。	
					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１，２号機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。	
					Ｃ、Ｄ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、Ｃ、Ｄ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。	

第2.2.1.9.1.6表　多様性拡張設備整理表（６／１９）（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	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C、D内部スプレポンプ（自己冷却）により格納容器へ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。	【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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク C、D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） 仮設組立式水槽 送水車
				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（ＳＡ）用） 燃料油貯油そう タンクローリー

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（格納容器循環冷暖房ユニット 入口温度／出口温度　（ＳＡ）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 窒素ボンベ（１次系冷却水タンク加圧用） 海水ポンプ 【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備

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	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、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。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 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） 仮設組立式水槽 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、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による復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンク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。	
					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１，２号機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、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消火水注入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。	

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　（ＳＡ）用） 大容量ポンプ 燃料油貯油そう タンクローリー
				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。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク Ｃ、Ｄ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） 仮設組立式水槽 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手順を整備する。 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による復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンク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。	
					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１，２号機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。	

第2.2.1.9.1.7表　多様性拡張設備整理表（７／１９）（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	－	代替格納容器スプレイ	Ｃ、Ｄ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、Ｃ、Ｄ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。	【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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク Ｃ、Ｄ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） 仮設組立式水槽 送水車
					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、Ｃ、Ｄ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。 炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク
						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、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより１，２号機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。	

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。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 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） 仮設組立式水槽 送水車
						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、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより１，２号機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。	

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。 炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 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１，２号機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、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。	

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	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。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給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燃料取替用水タンク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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク Ｃ、Ｄ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） 仮設組立式水槽 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、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより１，２号機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。	
						Ｃ、Ｄ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代替格納容器スプレイができない場合、Ｃ、Ｄ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溶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 健全	－	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
					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。	
				代替炉心注水	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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、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、Ｄ内部スプレポンプ（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。 使用には、Ｃ、Ｄ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】 Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ １，２号機淡水タンク 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） 仮設組立式水槽 送水車
					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、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による復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替炉心注水（落下遅延・防止）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燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 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、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、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより１，２号機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、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2.2.1.9.1.8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による復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替炉心注水（落下遅延・防止）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燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 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。	【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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 Ｃ、Ｄ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 １，２号機淡水タンク 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） 仮設組立式水槽 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。 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。	
					Ｃ、Ｄ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、Ｃ、Ｄ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１，２号機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個設置している。 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焼装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
					原子炉格納容器水素燃焼装置	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焼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焼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焼装置は、生成した水素が格納容器内に拡散して蓄積する前に、水素を強制的に燃焼できるよう、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焼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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【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	－	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、アニュラス循環排気ファンを運転し、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排気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、Ａ系アニュラス循環排気系の弁に窒素ボンベ（アニュラス排気弁等作動用）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、Ａアニュラス循環排気ファンを運転する。 なお、重大事故等時においてアニュラス循環排気ファンにより、アニュラス循環排気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】 アニュラス循環排気ファン アニュラス循環排気フィルタユニット 窒素ボンベ（アニュラス排気弁等作動用） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
				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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 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。	

第2.2.1.9.1.11表　多様性拡張設備整理表（１１／１９）（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の発生時	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（２次系純水ポンプ使用）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
				１，２号機淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	１，２号機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、１，２号機淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、１，２号機淡水タンクは、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】 １，２号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
					１，２号機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、１，２号機淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、１，２号機淡水タンクは、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（１１／１９）（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の発生時	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	２次系純水タンク（消防ポンプ使用）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、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 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 燃料油貯油そう タンクローリー

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 燃料油貯油そう タンクローリー スプレイヘッダ
				大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	－	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 燃料油貯油そう タンクローリー
				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資機材を用いて、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（１１／１９）（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、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。上記の重大事故等対処設備による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を含む） 【多様性拡張設備】 使用済燃料ピット水位 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にて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、現場にて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等	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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー

第2.2.1.9.1.12表　多様性拡張設備整理表（１２／１９）（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 燃料油貯油そう タンクローリー
				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排水の流路を通って海へ流れるため、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。 シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する箇所が5箇所（取水路側1箇所、放水口側4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排水の流路を通って海へ流れるため、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ダ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ダにより海水を原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する。	【重大事故等対処設備】 送水車 スプレイヘッダ 燃料油貯油そう タンクローリー 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯油そう タンクローリー
					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（１２／１９）（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、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排水の流路を通って海へ流れるため、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。 シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する箇所が5箇所（取水路側1箇所、放水口側4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	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）及び放水砲による原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水により、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排水の流路を通って海へ流れるため、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シルトフェンスの内側に設置する。	
		原子炉建屋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措置	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	原子炉建屋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）、防火水槽又は淡水貯水槽から、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。	【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 可搬式消防ポンプ 中型放水銃 泡原液搬送車
					可搬式消防ポンプ及び中型放水銃による泡消火	原子炉建屋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、可搬式消防ポンプ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）、防火水槽又は淡水貯水槽から、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。	
				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	原子炉建屋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。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 泡混合器 燃料油貯油そう タンクローリー

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となる水の供給手順	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、海水を水源とした送水車による２次系純水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 送水車
				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、復水タンクから脱気器タンクへの水源切替を行う。	【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
				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の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
			復水タンク（枯渇）	２次系純水タンク（２次系純水系統使用）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（２次系純水系統使用）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
				１，２号機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、１，２号機淡水タンクから復水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 １，２号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				２次系純水タンク（消防ポンプ使用）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、２次系純水タンク（消防ポンプ使用）から復水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 ２次系純水タンク 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る復水タンクに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー

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となる水の供給手順	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、破損等により供給が必要な場合、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に水源切替を行う。	【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１，２号機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、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水タンクから１，２号機淡水タンクへの水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 １，２号機淡水タンク 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、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、破損等により供給が必要な場合、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 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
				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 燃料油貯油そう タンクローリー
				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、破損等により供給が必要な場合、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） 仮設組立式水槽 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー

第2.2.1.9.1.13表　多様性拡張設備整理表（１３／１９）（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
重大事故等の収束に必要となる水の供給手順	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）	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ピ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 加圧器逃がしタンク 格納容器冷却材ドレンポンプ
					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。	
				２次系純水タンクから使用済燃料ピ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ピ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 使用済燃料ピットポンプ
				１，２号機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、１，２号機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】 １，２号機淡水タンク 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、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により復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。 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又は代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉又は格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を格納容器へ切り替える。 炉心損傷後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又は代替炉心注水（落下遅延・防止）が必要と判断すれば、注水先をそれぞれ格納容器又は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が必要と判断すれば、注水先を格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を原子炉下部キャビティへ切り替える。 炉心損傷後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又は代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉下部キャビティ又は格納容器へ切り替える。	【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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
				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る復水タンクに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー

第2.2.1.9.1.13表　多様性拡張設備整理表（１３／１９）（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
重大事故等の収束に必要となる水の供給手順	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１，２号機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、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水タンクから１，２号機淡水タンクに水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 １，２号機淡水タンク 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、破損等により供給が必要な場合、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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
				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る復水タンクに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー
				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、破損等により供給が必要な場合、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） 仮設組立式水槽 送水車

第2.2.1.9.1.13表　多様性拡張設備整理表（１３／１９）（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
重大事故等の収束に必要となる水の供給手順	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）	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ピ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 加圧器逃がしタンク 格納容器冷却材ドレンポンプ
					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。	
				２次系純水タンクから使用済燃料ピ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ピ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 使用済燃料ピットポンプ
				１，２号機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、１，２号機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】 １，２号機淡水タンク 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、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により復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。 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又は代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉又は格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を格納容器へ切り替える。 炉心損傷後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又は代替炉心注水（落下遅延・防止）が必要と判断すれば、注水先をそれぞれ格納容器又は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が必要と判断すれば、注水先を格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を原子炉下部キャビティへ切り替える。 炉心損傷後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又は代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉下部キャビティ又は格納容器へ切り替える。	【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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー
				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 燃料油貯油そう タンクローリー

第2.2.1.9.1.13表　多様性拡張設備整理表（１３／１９）（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
重大事故等の収束に必要となる水の供給手順	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	格納容器サンプＢ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	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） による代替再循環	Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ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サンプＢ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）、Ｂ内部スプレクーラにより格納容器サンプＢ水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 格納容器サンプＢ 格納容器再循環サンプスクリーン Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ （ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） Ｂ内部スプレクーラ
			全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却系	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	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】 格納容器サンプＢ 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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 格納容器サンプＢ 格納容器再循環サンプスクリーン Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水）
				Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）による 低圧代替再循環	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	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となる水の供給手順	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（２次系純水ポンプ使用）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次系純水ポンプによる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
				１，２号機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、１，２号機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】 １，２号機淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				２次系純水タンク（消防ポンプ使用）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 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注水する。	【重大事故等対処設備】 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー

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となる水の供給手順	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へのスプレイ及び放水	－	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	－	重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等が発生し、使用済燃料ピットの機能が喪失した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下で、かつ水位低下が継続する場合、送水車及びスプレイヘッダを使用し、使用済燃料ピットへのスプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 送水車 燃料油貯油そう タンクローリー スプレイヘッダ
				大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	－	重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等が発生し、使用済燃料ピットの機能が喪失した場合において、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下で、かつ水位低下が継続する場合に、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を使用済燃料ピットへ放水を行う。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯油そう タンクローリー

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となる水の供給手順	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 燃料油貯油そう タンクローリー

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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 号機間電力融通恒設ケーブル（１号～２号） ディーゼル発電機（他号炉） 燃料油貯油そう（他号炉） 電源車 号機間電力融通予備ケーブル（１号～２号） 【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～３，４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号～２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号～２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。	
					号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３，４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	号機間電力融通恒設ケーブル（１号～２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、号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３，４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～３，４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。	
					号機間電力融通予備ケーブル（１号～２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	あらかじめ敷設した号機間電力融通恒設ケーブルが使用できず、電源車による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通予備ケーブル（１号～２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。	

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）からの給電	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を実施する。	【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）（枯渇）	代替電源（直流）からの給電	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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 号機間電力融通恒設ケーブル（１号～２号） ディーゼル発電機（他号炉） 燃料油貯油そう（他号炉） 電源車 号機間電力融通予備ケーブル（１号～２号） 【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～３，４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号～２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号～２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。	
					号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３，４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	号機間電力融通恒設ケーブル（１号～２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、号機間電力融通恒設ケーブル（１，２号～３，４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～３，４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	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）（枯渇）	代替電源（直流）からの給電	号機間電力融通予備ケーブル（１号～２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	あらかじめ敷設した号機間電力融通恒設ケーブルが使用できず、電源車による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、号機間電力融通予備ケーブル（１号～２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。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 号機間電力融通恒設ケーブル（１号～２号） ディーゼル発電機（他号炉） 燃料油貯油そう（他号炉） 電源車 号機間電力融通予備ケーブル（１号～２号） 【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～３，４号）

第2.2.1.9.1.14表　多様性拡張設備整理表（１４／１９）（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
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弁、計器用電源、アニュラス循環排気ファン、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））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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 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弁、計器用電源、アニュラス循環排気ファン、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））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次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難となった場合、代替パラメータの１次冷却材低温側温度（広域）又は１次冷却材高温側温度（広域）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心出口温度（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。 炉心出口温度（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次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）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次冷却材高温側温度（広域）を優先して使用する。 １次冷却材高温側温度（広域）と炉心出口温度（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次冷却材高温側温度（広域）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次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。なお炉心出口温度については、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。炉心出口温度の計測上限値は650℃であるが、可搬型計測器を使用することで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	１次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、代替パラメータの１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）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１次冷却材圧力により推定する。この推定方法では、測定精度は加圧器圧力に比べ劣るが、重大事故等時においては測定範囲が広い１次冷却材圧力を使用する。	

第2.2.1.9.1.15表　多様性拡張設備整理表（１５／１９）（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、サブクール度（ＶＤＵ）（多様性拡張設備）、１次冷却材圧力及び１次冷却材高温側温度（広域）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、サブクール度（ＶＤＵ）（多様性拡張設備）、１次冷却材圧力及び炉心出口温度（多様性拡張設備）、１次冷却材高温側温度（広域）、１次冷却材低温側温度（広域）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次冷却材高温側温度（広域）及び１次冷却材低温側温度（広域）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	低温側安全注入流量、高温側安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量及び充てんライン流量（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サンプＢ広域水位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サンプＢ広域水位は、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サンプＢ広域水位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、仮設組立式水槽を水源と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１次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サンプＢ広域水位は、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（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１次冷却材圧力及び１次冷却材低温側温度（広域）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。 消火水注入流量積算（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（１５／１９）（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	内部スプレ流量積算、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、及び格納容器サンプＢ広域水位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、仮設組立式水槽を水源と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、格納容器サンプＢ広域水位は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。 低温側安全注入流量、高温側安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量及び充てんライン流量（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サンプＢ広域水位の水位変化により、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。格納容器サンプＢ広域水位は、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サンプＢ広域水位の水位変化により注水量を推定する。 消火水注入流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、水源である１，２号機淡水タンク水位及び格納容器サンプＢ広域水位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推定	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広域圧力により、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広域圧力、格納容器圧力（ナローレンジ）（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広域圧力又は格納容器圧力（ナローレンジ）（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。 格納容器広域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、格納容器圧力（ナローレンジ）（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（ナローレンジ）（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（１５／１９）（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	格納容器サンプＢ広域水位の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、格納容器サンプＢ狭域水位、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、内部スプレ流量積算、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サンプＢ狭域水位を優先して使用し、推定する。なお、溶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。 格納容器サンプＢ狭域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サンプＢ広域水位により、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サンプＢ広域水位、又は燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、内部スプレ流量積算、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、内部スプレ流量積算、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、代替パラメータである可搬型格納容器内水素濃度計測装置及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器排気筒高レンジガスモニタ（多様性拡張設備）、により推定する。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。 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（１５／１９）（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）、格納容器エアロック区域エリアモニタ（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、格納容器エアロック区域エリアモニタ（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。 格納容器エアロック区域エリアモニタ（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推定	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次冷却材高温側温度（広域）と１次冷却材低温側温度（広域）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、１次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次冷却材高温側温度（広域）と１次冷却材低温側温度（広域）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（１５／１９）（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広域圧力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（ＳＡ）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（ＳＡ）の計測が困難になった場合、短時間で取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（ＳＡ）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。 格納容器循環冷暖房ユニット出口冷却水流量（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。 主蒸気ライン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次冷却材低温側温度（広域）又は１次冷却材高温側温度（広域）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次冷却材低温側温度（広域）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次冷却材高温側温度（広域）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次冷却材低温側温度（広域）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。	【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	蒸気発生器狭域水位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広域水位との相関関係により保有水量を推定する。また、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）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、蒸気発生器広域水位を優先する。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次冷却材低温側温度（広域）、１次冷却材高温側温度（広域）の変化により推定する。 蒸気発生器広域水位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狭域水位、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）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狭域水位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次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）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次冷却材低温側温度（広域）、１次冷却材高温側温度（広域）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、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位の傾向監視により、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。 蒸気発生器主蒸気流量（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ライン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、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器広域水位の変化傾向と補助給水流量を監視することにより蒸気発生器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（１５／１９）（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	蒸気発生器狭域水位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広域水位により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン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。 主蒸気ライン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広域水位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。 １次冷却材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狭域水位の上昇及び主蒸気ライン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サンプＢ広域水位の上昇がないことで、インターフェイスシステムＬＯＣＡ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次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）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狭域水位及び主蒸気ライン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１次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器サンプＢ広域水位、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムＬＯＣＡ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１次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプＡ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ＬＯＣＡ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
					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サンプＢ広域水位、又は内部スプレ流量積算、内部スプレクーラ出口流量（多様性拡張設備）、低温側安全注入流量、高温側安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量、充てんライン流量（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、格納容器サンプＢ広域水位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、内部スプレ流量積算、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、仮設組立式水槽を水源とした補給をした場合、復水タンクへの補給量を考慮する。 ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸注入ライン流量（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（0~370℃）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心出口温度が健全である場合は、炉心出口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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【多様性拡張設備】 可搬型バッテリ （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（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源供給	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により電源を供給する。	
					制御盤ソフトウェアの機能喪失時における補機の手動操作手順	制御盤のソフトウェアが機能喪失し、中央制御室での補機操作ができなくなった場合の手段として、制御盤内をジャンパ器具を用いて操作し、補機の操作信号を手動で直接入力する。	
				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） 計器用電源（無停電電源装置） 可搬型整流器
				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

第2.2.1.9.1.15表　多様性拡張設備整理表（１５／１９）（その１０）

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	－	－	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又は多様性拡張設備であるユニット総合管理計算機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（可搬型温度計からデータを収集する設備） 【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等	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系隔離モードを行い、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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【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	重大事故等が発生し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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 【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等	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対応手段として、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。 アニュラス循環排気ファンを運転し、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排気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、Ａ系アニュラス循環排気系の弁に窒素ボンベ（アニュラス排気弁等作動用）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、Ａアニュラス循環排気ファンを運転する。	【重大事故等対処設備】 アニュラス循環排気ファン アニュラス循環排気フィルタユニット 窒素ボンベ（アニュラス排気弁等作動用） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー

第2.2.1.9.1.17表　多様性拡張設備整理表（１７／１９）（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囲む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	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、発電所山岳及び海岸の敷地境界方向を含み原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量は、可搬式モニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。ただし、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が使用できる場合の当該6方位の測定については、モニタステーション及びモニタポストを優先して使用する。	
			－		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。	【重大事故等対処設備】 電離箱サーベイメータ 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（空気中）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等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、GM汚染サーベイメータ、ＮａＩ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、GM汚染サーベイメータ、ＮａＩ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 GM汚染サーベイメータ ＮａＩシンチレーションサーベイメータ ＺｎＳ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 GM汚染サーベイメータ ＮａＩシンチレーションサーベイメータ ＺｎＳ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 ＺｎＳ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、気象観測設備露場に隣接した位置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 燃料油貯油そう 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ タンクローリー 可搬型モニタリングポスト 【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
			非常用所内電源					
			－		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（緊急時対策所建屋内）を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 【多様性拡張設備】 モニタステーション モニタポスト 可搬式モニタリングポスト
					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（緊急時対策所建屋内）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、１号炉、２号炉、３号炉及び４号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の間に設置する緊急時対策所外可搬型エリアモニタを、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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） 【資機材】 対策の検討に必要な資料 【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
					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、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（緊急時対策所建屋内）に配備し、資料が更新された場合には資料の差替を行い、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等	重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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（１８／１９）（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
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	放射線管理について	a. 放射線管理用資機材の維持管理等について 緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、通常時から維持･管理し、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、十分な放射線管理を行う。 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、放射線管理班長は、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。 b. チェンジングエリアの運用手順 緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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（緊急時対策所建屋内）への汚染の持ち込みを防止するための身体サーベイ（必要により物品等を含む）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、運用する。 c. 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。	【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
					飲料水、食料等について	所長室長は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄するとともに、通常時から維持・管理し、重大事故等が発生した場合には、食料等の支給を適切に運用する。 放射線管理班は、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内での飲食等の管理として、適切な頻度で緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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（緊急時対策所建屋内）内の空気中放射性物質濃度が目安値（1×10^{-3}Bq／cm^{3}未満）よりも高くなった場合であっても、発電所対策本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。	
		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（緊急時対策所建屋内）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（緊急時対策所建屋内）へ給電する。	【重大事故等対処設備】 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯油そう タンクローリー 空冷式非常用発電装置 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ

第2.2.1.9.1.19表　多様性拡張設備整理表（１９／１９）（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
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等	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（緊急時対策所建屋内）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（緊急時対策所建屋内）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（緊急時対策所建屋内）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	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）、携行型通話装置及びトランシーバーは、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（緊急時対策所建屋内）の電源から充電する。 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。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 電源車（緊急時対策所用）

第2.2.1.9.1.19表　多様性拡張設備整理表（１９／１９）（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
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（緊急時対策所建屋内）の緊急安全対策要員が、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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）及び衛星保安電話） 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（緊急時対策所建屋内）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）、携行型通話装置及びトランシーバーは、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（緊急時対策所建屋内）の電源から充電する。 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。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯油そう タンクローリー 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 電源車（緊急時対策所用）

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） （中央制御盤手動操作）	常設	Ｃクラス	約 1,600A	－	２台
制御棒操作器（中央制御盤手動操作）	常設	Ｃクラス	－	－	１個
ＭＧセット電源 （ＭＧセット発電機出力側しゃ断器 スイッチ）（現場手動操作）	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 （現場手動操作）	常設	Ｓクラス	約 1,600A	－	２台
タービントリップスイッチ （中央制御盤手動操作）	常設	Ｃクラス	－	－	１個

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 2,800m^3/h	約 770m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	C クラス	約 75m^3/h	約 950m	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 50m^3/h	約 300m	1 台
蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）	可搬	－	約 50m^3/h	約 40m	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
窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）	可搬	－	約 7Nm^3	－	9 本（1 号炉） 7 本（2 号炉）
可搬式空気圧縮機 （主蒸気大気放出弁作動用）	可搬	－	約 14.4m^3/h	約 60m	2 台
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m^3/h	約 120m	2 台
B 計器用空気圧縮機(海水冷却)	常設	S クラス	約 500m^3/h	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 2,800m^3/h	約 770m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	C クラス	約 75m^3/h	約 950m	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 50m^3/h	約 300m	1 台
蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）	可搬	－	約 50m^3/h	約 40m	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
加圧器補助スプレイ弁	常設	S クラス	－	－	1 個
窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）	可搬	－	約 7Nm^3	－	9 本（1 号炉） 7 本（2 号炉）
可搬式空気圧縮機 （主蒸気大気放出弁作動用）	可搬	－	約 14.4m^3/h	約 60m	2 台
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m^3/h	約 120m	2 台
B 計器用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	約 500m^3/h	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 450m³/h	約 100m	２台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 450m³/h	約 100m	２台
１，２号機淡水タンク	常設	Ｃクラス	約 6,000m³	－	５基
ほう酸ポンプ	常設	Ｓクラス	約 17m³/h	約 72m	３台
ほう酸タンク	常設	Ｓクラス	約 30.3m³	－	２基
１次系純水ポンプ	常設	Ｂクラス	約 40m³/h	約 70m	２台
１次系純水タンク	常設	Ｂクラス	約 510m³	－	１基
Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（自己冷却） （ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）	常設	Ｓクラス	約 423m³/h	約 124m	２台
燃料取替用水タンク	常設	Ｓクラス	約 1,720m³	－	１基
Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水）	常設	Ｓクラス	約 685m³/h（１号炉） 約 681m³/h（２号炉）	約 83m（１号炉） 約 82m（２号炉）	１台
格納容器サンプＢ	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 1,700m³/h	－	２個
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	－	約 150m³/h	約 150m	２台
電源車 （可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬	－	約 610kVA	－	２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２）

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
仮設組立式水槽	可搬	－	約 12m^3	－	2 基
送水車	可搬	－	約 210m^3/h	約 100m	2 台
主給水ポンプ	常設	C クラス	約 2,800m^3/h	約 735m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	C クラス	約 75m^3/h	約 950m	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 50m^3/h	約 300m	1 台
蒸気発生器仮設自吸式ポンプ（電動）	可搬	－	約 50m^3/h	約 40m	1 台
タービンバイパス弁	常設	C クラス	－	－	8 個
燃料取替用水タンク（重力注水）	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 2,800m³/h	約 770m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Ｃクラス	約 75m³/h	約 950m	1 台
脱気器タンク	常設	Ｃクラス	約 350m³	－	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	－	約 50m³/h	約 300m	1 台
蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）	可搬	－	約 50m³/h	約 40m	1 台
復水タンク	常設	Ｓクラス	約 700m³	－	1 基
タービンバイパス弁	常設	Ｃクラス	－	－	8 個
雑用空気圧縮機	常設	Ｃクラス	約 372m³/h	約 80m	3 台
窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）	可搬	－	約 7Nm³	－	10 本（1 号炉） 8 本（2 号炉）
可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）	可搬	－	約 14.4m³/h	約 60m	3 台
送水車	可搬	－	約 210m³/h	約 100m	2 台
Ｂ計器用空気圧縮機（海水冷却）	常設	Ｓクラス	約 500m³/h	約 70m	1 台
空調用冷水ポンプ（Ａ余熱除去ポンプ冷却用）	常設	Ｃクラス	約 189m³/h	約 23.5m	2 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
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m^3/h	約 120m	3 台
余熱除去ポンプ	常設	S クラス	約 685m^3/h（１号炉） 約 681m^3/h（２号炉）	約 83m（１号炉） 約 82m（２号炉）	2 台
１次系冷却水ポンプ	常設	S クラス	約 1,100m^3/h	約 60m	4 台
１次系冷却水クーラ	常設	S クラス	約 8.6×10^{3}kW	－	3 基
Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）	常設	S クラス	約 685m^3/h（１号炉） 約 681m^3/h（２号炉）	約 83m（１号炉） 約 82m（２号炉）	1 台

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
液化窒素供給設備	常設	－	約 200Nm³/h	－	1 台
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 450m³/h	約 100m	2 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 450m³/h	約 100m	2 台
１，２号機淡水タンク	常設	C クラス	約 6,000m³	－	5 基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	－	約 150m³/h	約 150m	3 台
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬	－	約 610kVA	－	3 台
仮設組立式水槽	可搬	－	約 12m³	－	3 基
送水車	可搬	－	約 210m³/h	約 100m	2 台
C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）	常設	S クラス	約 423m³/h	約 124m	2 台
燃料取替用水タンク	常設	S クラス	約 1,720m³	－	1 基
よう素除去薬品タンク	常設	S クラス	約 15m³	－	1 基

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
液化窒素供給設備	常設	－	約 200Nm³/h	－	1 台
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 450m³/h	約 100m	2 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 450m³/h	約 100m	2 台
1，2 号機淡水タンク	常設	C クラス	約 6,000m³	－	5 基
C、D 内部スプレポンプ（自己冷却）	常設	S クラス	約 423m³/h	約 124m	2 台
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	－	約 150m³/h	約 150m	2 台
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬	－	約 610kVA	－	2 台
仮設組立式水槽	可搬	－	約 12m³	－	2 基
送水車	可搬	－	約 300m³/h	約 130m	2 台
燃料取替用水タンク	常設	S クラス	約 1,720m³	－	1 基

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）

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 450m³/h	約 100m	2 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 450m³/h	約 100m	2 台
１，２号機淡水タンク	常設	Ｃクラス	約 6,000m³	－	5 基
燃料取替用水ポンプ	常設	Ｓクラス	約 30m³/h	約 60m	2 台
燃料取替用水タンク	常設	Ｓクラス	約 1,720m³	－	1 基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	－	約 150m³/h	約 150m	2 台
電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬	－	約 610kVA	－	2 台
仮設組立式水槽	可搬	－	約 12m³	－	2 基
送水車	可搬	－	約 210m³/h	約 100m	2 台
Ｃ、Ｄ内部スプレポンプ（自己冷却）	常設	Ｓクラス	約 423m³/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／揚程	台数
ガスクロマトグラフ	常設	－	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	－	600NL/h	約 20kPa	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
格納容器排気筒高レンジガスモニタ	常設	Ｃクラス	ＧＭ計数管	約 10^{1}～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}～10^{8}mSv/h	２個
可搬型格納容器内水素濃度計測装置	可搬	－	熱伝導式	約 0～20vol%	１基
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m^{3}/h	約 120m	３台
可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプ	可搬	－	約 1m^{3}/h	－	１台
可搬型格納容器ガス試料圧縮装置	可搬	－	約 0.6m^{3}/h	－	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	－	－	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	－	－	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 1720m³	－	1 基
燃料取替用水ポンプ	常設	S クラス	約 30m³/h	約 60m	2 台
2 次系純水タンク	常設	C クラス	約 2700m³	－	2 基※1
2 次系純水ポンプ	常設	C クラス	約 156m³/h	約 20m	3 台※1
1，2 号機淡水タンク	常設	C クラス	約 6000m³	－	5 基※1
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 450m³/h	約 100m	2 台※1
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 450m³/h	約 100m	2 台※1
1 次系純水タンク	常設	C クラス	約 510m³	－	1 基
1 次系純水ポンプ	常設	C クラス	約 40m³/h	約 70m	2 台
送水車	可搬	－	約 210m³/h	約 100m	2 台
消防ポンプ	可搬	－	約 46.8～67.8m³/h	約 30～80m	4 台※2
軽油用ドラム缶	可搬	－	約 200ℓ	－	70 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	常設	C クラス	－	－	2 個
使用済燃料ピット温度	常設	C クラス	－	－	2 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

※1　1 号炉及び 2 号炉共用設備

※2　消防ポンプ内訳　1 号炉：1 台、2 号炉：2 台、1 号炉及び 2 号炉共用予備：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
可搬式消防ポンプ	可搬	－	－	－	1 台
中型放水銃	可搬	－	－	－	1 台
泡原液搬送車	可搬	－	9,000ℓ	－	1 台
放射性物質吸着剤	可搬	－	10,000kg	－	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 2,700m^3	－	2 基※1
電動補助給水ポンプ	常設	Ｓクラス	約 75m^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 148m^3/h	約 950m	1 台
送水車	可搬	－	約 210m^3/h	約 100m	2 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 2,800m^3/h	約 770m	3 台
蒸気発生器水張りポンプ	常設	Ｃクラス	約 75m^3/h	約 950m	1 台
２次系純水ポンプ	常設	Ｃクラス	約 156m^3/h	約 20m	3 台※1
１，２号機淡水タンク	常設	Ｃクラス	約 6,000m^3	－	5 基※1
電動消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 450m^3/h	約 100m	2 台※1
ディーゼル消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 450m^3/h	約 100m	2 台※1
消防ポンプ	可搬	－	約 46.8～67.8m^3/h	約 80～100m	7 台※2
１次系純水タンク	常設	Ｃクラス	約 510m^3	－	1 基
１次系純水ポンプ	常設	Ｃ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
充てん／高圧注入ポンプ	常設	Ｓクラス	約 34m^3/h （最大充てん時） 約 147m^3/h （安全注入時及び再循環運転時）	約 732m	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
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 12m^3/h Ｂ　約 34m^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
電源車（可搬式代替低圧注水 ポンプ用）	可搬	－	約 610kVA	－	２台
仮設組立式水槽	可搬	－	約 12m^3	－	２基
格納容器サンプＢ	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 1,700m^3/h	－	２個
Ａ余熱除去ポンプ	常設	Ｓクラス	約 685m^3/h （再循環運転時）（１号炉） 約 681m^3/h （再循環運転時）（２号炉）	約 83m （１号炉） 約 82m （２号炉）	１台

※1　１号及び２号炉共用設備
※2　消防ポンプ内訳
- １号炉：１台
- ２号炉：５台
- １号及び２号炉共用予備：１台

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～３，４号）	常設	－	6,600V	350A	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 （炉外核計装盤、 放射線監視盤）	可搬	－	4,500Wh／個他	18 台（１，２号炉共用）
ジャンパ器具	可搬	－	－	１式
ユニット総合管理 計算機	常設	－	－	１式

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	数量
１次系冷却水タンク 圧力	常設	－	0～490kPa[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。

高浜発電所 1 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、高浜発電所１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、前回の定期安全レビュー評価対象期間終了日翌日（2023 年 4 月 1 日）から評価時点となる第 28 回定期事業者検査終了日（2024 年 9 月 24 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

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る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１ＰＲＡ編)：２０１３」((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及び原子力エネルギー協議会（以下「ＡＴＥＮＡ」という。）が発行したレポート、ガイド類を収集対象とする。

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、高浜発電所1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、高浜発電所1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、高浜発電所1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、発刊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、評価への反映の要否等の観点から、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提案

メーカ提案については、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 49,000 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

高浜発電所 1 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「高浜発電所 1 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、6 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、7 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、3 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、高浜発電所 1 号機が対象のものについて、12 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 6 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 9 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 4 件、津波関連が 1 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提案

メーカ提案からの新知見として、1 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.17 表「設備の安全性向上に係るメーカ提案に係る新知見情報」に示す。

(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、高浜発電所 1 号機に反映すべき知見を抽出した。

高浜発電所 1 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	・当社原子力発電所不具合情報 ・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)の IRS※1 情報 （INES※2 ≧2） 仏国 安全規制当局(ASN)情報 ・国内外メーカ情報 ・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 Reporting System for Operating Experience
※2　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)、原子力安全規制機関(ASN)ガイド ・仏国 原子力安全規制機関(ASN) 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　・原子力規制庁 ・中央防災会議　・産業技術総合研究所 ・地震予知連絡会　・海上保安庁　他
学協会等の大会報告、論文	・日本機械学会　・日本自然災害学会 ・日本建築学会　・日本計算工学会 ・日本地震学会　・日本混相流学会 ・日本地震工学会　・日本地すべり学会 ・日本地質学会　・日本応用地質学会 ・日本原子力学会　・地盤工学会 ・日本活断層学会　・土木学会 ・日本堆積学会　・日本コンクリート工学会 ・日本学術会議　・日本地球惑星科学連合 ・日本第四紀学会　・歴史地震研究会 ・日本海洋学会　・原子力安全推進協会 ・日本船舶海洋工学会　・日本電気協会　　他
雑誌等の刊行物	・地震研究所彙報　・科学　他 ・月刊地球
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提案

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

第 2.2.2.8 表　高浜発電所 1 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	軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発	安全研究成果報告 (RREP-2023-2001)
2	軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備	安全研究成果報告 (RREP-2023-2002)
3	PWRサンプスクリーン及びBWR ECCSストレーナの下流側影響に関する米国規制活動の調査 【完本版】	NRA技術ノート (NTEN-2022-1001,NTEN-2023-1002)
4	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)
5	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)
6	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

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	2022 年 10 月 21 日	大飯 ３，４号	火災防護チーム検査で、大飯発電所３，４号機海水管トンネルエリアのスプリンクラー消火装置用煙感知器２台が、消防法施行規則に適合していないとの指摘を受けた。 原因は海水管トンネルエリアの調査漏れ等であった。	現場確認の内容・場所等に応じて確認範囲を明確にした上で、当社自らが確認する。もしくは調達管理を行い協力会社が現場にて確認する旨を社内マニュアルに反映した。
2	2022 年 12 月 21 日	美浜３号	No.1 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）と No.1 可搬式代替低圧注水ポンプとの離隔距離が、新規制基準適合に係る工事計画申請書の添付資料「添付 13　耐震性に関する説明書」で定める 2m以上必要なところ最短で 1.8m しかないと現地検査官より指摘を受けた。 原因は、12 月 1 日に実施した可搬式代替低圧注水ポンプおよび電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）No.1 のサーベランスのため、これらの車両を移動させ、サーベランス終了後に保管場所に戻す際に、元の位置からずれたため 2m の離隔距離が保てなくなったものである。	サーベランス終了後に指定場所に戻す作業において、『車両間で 2m 以上離隔する』という離隔ルールの認識が不足していたため、社内マニュアルに反映した。
3	2023 年 5 月 17 日	大飯	原子力規制検査（基本検査）を実施したところ、新設した防護区域境界扉２箇所について、施錠されているが、侵入検知器が取り付けられておらず、警備員による常時監視もなされていないことが判明した。 原因は、事業本部の担当者は、侵入検知器の設置要否の決定を一旦保留扱いとしたが発電所の工事担当者へ連絡していなかった。また、発電所の担当者、核物質防護担当部署の関係者が現場確認実施時にも、侵入検知器の確認までには至らなかった。	工事書類の確認方法や関係者間の情報共有に関する規定を社内マニュアルへ反映した。

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
4	2023 年 6 月 13 日	美浜３号	充てん高圧注入ポンプについて、オイル受けタンクが設置されており、タンクには蓋がされていることから、ＦＤＴｓ評価は不要としていたが、火災防護の日常検査において、蓋のないオイルパンを経由してタンクに流れる構造であれば、ＦＤＴｓ評価が必要ではないかとのコメントを受けた。オイルパンには蓋がないことが確認されたことから、ＦＤＴｓ評価は必要と判断し、再評価を実施することとなった。 また、チラーユニットについて、その本体には蓋の役割はないが、蓋の役割を果たすと考え、火皿面積からチラーユニットの投影面積を除外した不適切な火皿面積でＦＤＴｓ評価を実施していた。このため、適切な火皿面積で再評価を実施することとなった。	油を全量回収できる油回収タンクが設置されていても、途中にオイルパンが設置されていれば一時的であっても油が滞留するため、オイルパンを火皿面積としての火災影響評価が必要となる旨、設備本体は蓋の役割を果たすことにはならないため、火皿面積から設備本体の投影面積を除外してはならず火災影響評価が必要となる旨を社内マニュアルに反映した。
5	2023 年 12 月 18 日	美浜３号	第２７回定期検査中の作業のため原子炉施設保安規定第８９条「予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合」を適用し、Ａ燃料油移送ポンプの作業を実施していた。この作業中に燃料装荷が開始され運転モード６へ移行し、原子炉施設保安規定第８９条「予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合」の適用可能時期を外れたことから、保安規定第８５条８５－１５－６に定める運転上の制限を満足していない状態であると判断した。 原因は、作業時期と作業可能期間（モード）との整合性を確認できていなかったことと推定した。	モード移行前に青旗作業（完了していないものに限る）について、モード移行しても問題がないことを発電室が確認する手順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
6	2024 年 3 月 25 日	美浜３号	２０２３年１１月２２日（水）に保安規定で定められた定期的な試験として「中央制御室非常用循環ファン起動試験」を実施した際に、制御建屋隔離ダンパ切替時にＡ制御建屋外気取入第１ダンパ（Ｂトレン）３Ｄ－６６４８Ａ１のＶＤＵ表示「調整開」→「閉」の切替不良が発生した。その対応のため当該ダンパの現地確認と触診を実施した結果、現地ダンパは閉状態で異常はなく、その後ＶＤＵ表示が「閉」となったことから試験を継続した。この状況について、ＮＲＡ日常検査で運転検査官が確認しており、ＮＲＡ　ＰＩ＆Ｒチーム検査においてこの触診行為はプレコンディショニングに該当するとの見解を得た。 原因は、定期点検の成立性に影響を及ぼす可能性のある事象発生時の処置フローとして定め運用していなかったと推定した。	保安規定で定められた定期的な試験を実施中に試験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運用を社内マニュアルに反映した。
7	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 2.2.2.11 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

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	2022 年 12 月 6 日	東海第二	定期事業者検査中、屋外敷地内駐車場の仮設照明コンセントから煙が発生していることを確認した。 原因は、コンセント内部への水分及び異物（土・砂）の流入を防げなかったためと推定。	屋外コンセント使用時の注意事項として、異物流入防止策を行う運用を社内マニュアルに反映した。
2	2023 年 5 月 17 日	川内 １，２号	放射線管理区域内での放射性物質による汚染が発生する可能性のある作業の作業環境評価に用いる放射線管理区域内の空気中の天然核種を除く放射性ダスト濃度の算出方法について、社内規定に定められている計算式に適用する定数の値に誤りがあることが確認された。 原因は、社内規定に定数に関する運用が明記されていなかったものと推定。	空気中放射性物質濃度計算において、定数を用いる場合の運用を社内マニュアルに反映した。
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	原子力発電所の新規制基準適合性に係る自然ハザード関係審査資料に誤り等があった事例 （NIN5-20230406-nu） （2023 年 4 月 6 日）	原子力発電所の新規制基準適合性に係る自然ハザード関係の審査資料に誤り等があった事例について通知するもの。	通知文書で挙げられた４事例に対し、審査資料作成時に誤りを防止する取組を実施していることから、新たな対策は不要であると判断した。
2	北海道山越郡長万部町で確認された水・ガス噴出事象の調査から得られた原子力施設への潜在的外部ハザード （NIN6-20230515-tc） （2023 年 5 月 15 日）	第 58 回技術情報検討会（令和 5 年 3 月 30 日）にて報告された水・ガス噴出事象に関する調査に基づき、原子力規制庁が認識した潜在的外部ハザードについて通知するもの。	当社サイト設置エリアにガス田は分布しておらず、過去に天然ガス開発が行われていたことは考えにくく、当該事象の発生する可能性は極めて低いと判断した。
3	ケーブル接続部への荷重の負荷による導通不良（Ｔ４原子炉自動停止事象） （NIN7-20230524-nu） （2023 年 5 月 24 日）	高浜発電所４号機の原子炉自動停止の原因となったケーブル接続部への荷重の負荷による同ケーブル接続部の導通不良について通知するもの。	検格納容器貫通部から端子箱までのケーブルを点検し、同様の荷重を受けていないことを確認した。 また、ケーブルの点検・保守方法に関する観点及び警報発信時の点検方法を社内マニュアルに反映した。
4	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 （NIN8-20230921s-pp） （2023 年 9 月 21 日）	行政機関の保有する情報の公開に関する法律第５条第１項第４号及び原子力規制委員会行政文書管理規則第２９条に該当する情報を含むため非公開とする。	対応状況についても非公開とする。
5	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。
6	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づ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。

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
7	「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。	高浜発電所１号機に関係す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。
8	「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。	高浜発電所１号機に関係す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２に示す。
9	原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン (ATENA 19－R01 Rev.2) (2023 年 7 月 7 日)	2023 年 3 月 2 日に改正した「原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン」について、核物質防護における補償時間の計測方法の変更、関連するガイドの最新版を反映、記載の適正化を行い、改定版(Rev.2)として発刊。	社内マニュアルに反映している。
10	設計の経年化評価ガイドライン (ATENA 20－ME03 Rev.1) (2023 年 6 月 6 日)	2020 年 9 月 25 日に発刊した技術レポート「設計の経年化評価ガイドライン」について、内的事象、地震、津波に係る評価手順の具体化及び記載の適正化を行い、改定版(Rev.1)として発刊。	設計経年化評価において活用した。なお、設計経年化評価の結果については添付資料３に示す。
11	原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書 (ATENA 20－ME05 Rev.1) (2022 年 10 月 5 日)	事業者が自主的にデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障(CCF)影響緩和対策を行うにあたり、多様性拡張設備への要求事項及び有効性評価手法を技術要件として提示するとともに、手順書の整備及び教育・訓練の実施要求について取りまとめている。	本技術要件書に示した技術要件に従い、有効性評価、設備の基本設計・詳細設計を行い、緩和対策を自主的に整備することとした。
12	PWR１次系ステンレス鋼配管粒界割れ 超音波探傷試験による亀裂性状把握手法の向上策 (ATENA 23－ME01 Rev.0) (2023 年 4 月 28 日)	PWR１次系ステンレス鋼配管粒界応力割れの知見拡充について、亀裂発生メカニズム解明／亀裂有り健全性評価と検査技術向上の課題について検討を進めている。このうち、検査技術の向上策について取りまとめたもの。事業者は、本レポートに基づき、安全対策を行うことを要求された。	本レポートに基づき、超音波探傷試験による亀裂性状把握手法の向上策について、調達に関する社内マニュアルに反映している。

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。		
(6)人的過誤の評価	・人的過誤確率の算出に「HRA Caluculator」を使用		
(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	ディ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	安全保護系へのディ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。

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：2022（追補 2）	AESJ-SC-P005：2022 (Amd.2)	社内マニュアルに反映し、高経年化技術評価に使用している。
2	原子力発電所の高経年化対策実施基準：2023（追補 3）	AESJ-SC-P005：2023 (Amd.3)	社内マニュアルに反映し、高経年化技術評価に使用している。
3	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

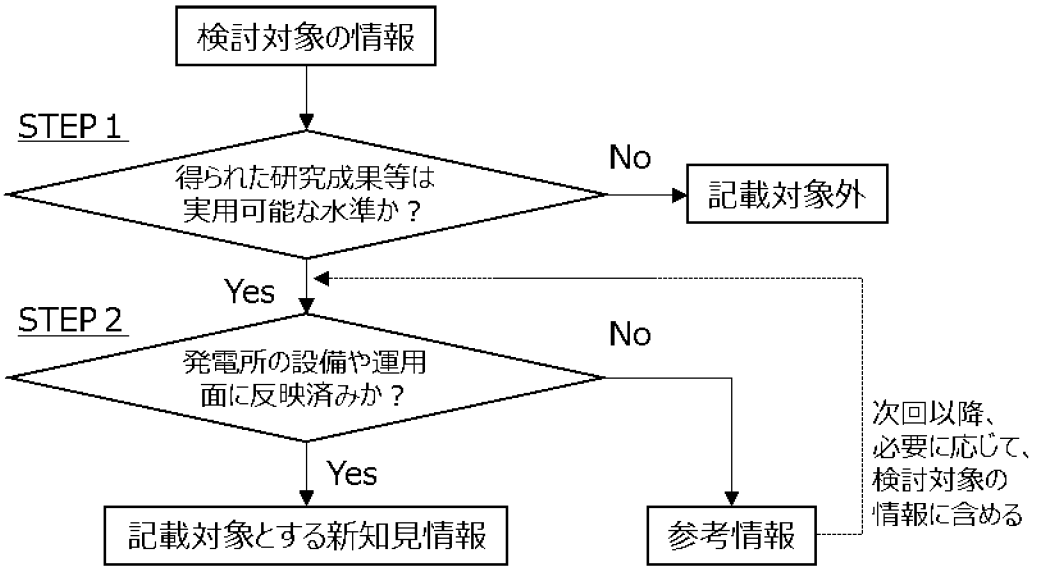
No.	表題	文献誌名
1	地震・溢水・熱流動シミュレーションによる加圧水型原子炉の地震誘因溢水の動的確率論的リスク評価	Journal of Nuclear Science and Technology
2	確率変数の変換に基づくフラジリティ曲線	Journal of Nuclear Science and Technology
3	津波確率論的リスク評価のための津波浸水解析グレーデッド・アプローチ・フレームワーク	Journal of Nuclear Science and Technology
4	RCP 受動サーマルシャットダウンシールを用いた PWR SBO シーケンスの解析	Journal of Nuclear Science and Technology
5	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
6	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
7	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
8	汎用 PWR シミュレータにおける PORV-Break LOCA 時の EOP に関する研究	Nuclear Technology
9	イベントおよび状態評価における潜在的共通原因故障の扱いに関連する研究活動	Nuclear Technology

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	原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2021）	原子力発電所耐震設計技術規程	耐震性評価に用いられる規格・基準であるが、機器の耐震裕度向上に繋がる知見又は既設プラントの設計・評価に反映済の知見であり、発電所の現状の設計・評価への反映は必要ない。
2	地震	JSME S SNC1-2020 設計・建設規格（2020 年版）第Ⅰ編軽水炉規格	日本機械学会出版物	改訂内容が引用年版や規格年版の改訂等の記載の充実、適正化であり、発電所の現状の設計・評価への反映は必要ない。
3	地震	増設せん断補強筋により耐震補強した鉄筋コンクリート平板の面外せん断耐力評価に関する一考察	日本建築学会構造系論文集	本研究では、増設せん断補強筋により面外せん断補強した部材の面外せん断耐力を評価できる手法が提案されているが、当社プラントの建物・構築物において増設せん断補強筋による補強は実施しておらず、耐震安全性評価への反映は必要ない。
4	津波	防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案	NRA 技術報告	防潮堤に作用する最大持続波圧の評価式を提案したものであるが、本評価式で新たに拡充された条件に該当する設備を有さないため、耐津波評価への反映は必要ない。
5	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	高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。

第 2.2.2.17 表　設備の安全性向上に係るメーカ提案に係る新知見情報

No.	件　名	概　要
1	ＲＣＰシールＬＯＣＡ対策	全交流電源喪失時におけるＲＣＰシール部からの一次冷却材漏えいの可能性を低減するため、ＲＣＰシール漏えい防止機構として、ＲＣＰシャットダウンシール導入の検討に活用している。

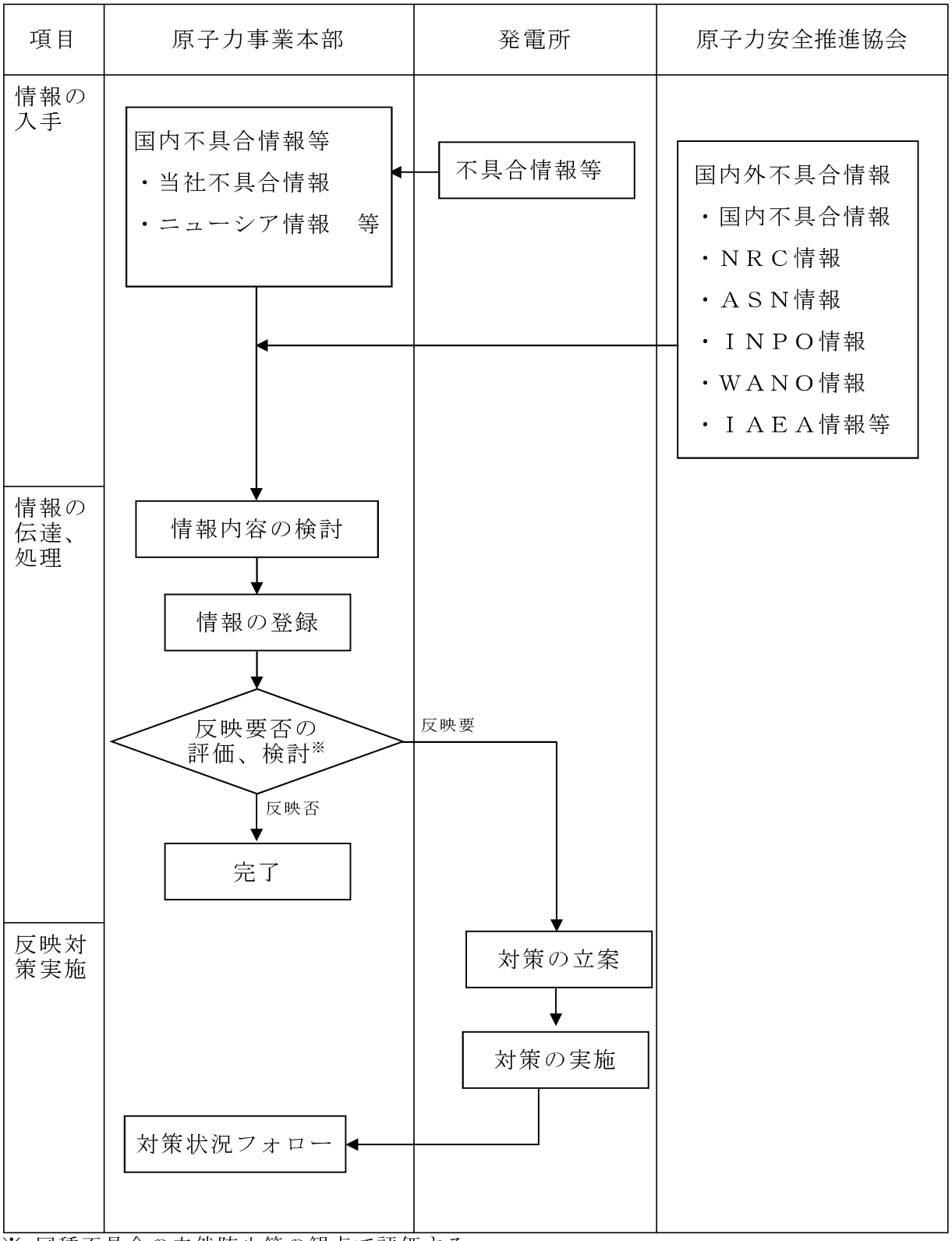


【ＳＴＥＰ１】
実用性のある水準に達していないもの（基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等）については記載対象外とする。（今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。）

【ＳＴＥＰ２】
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。

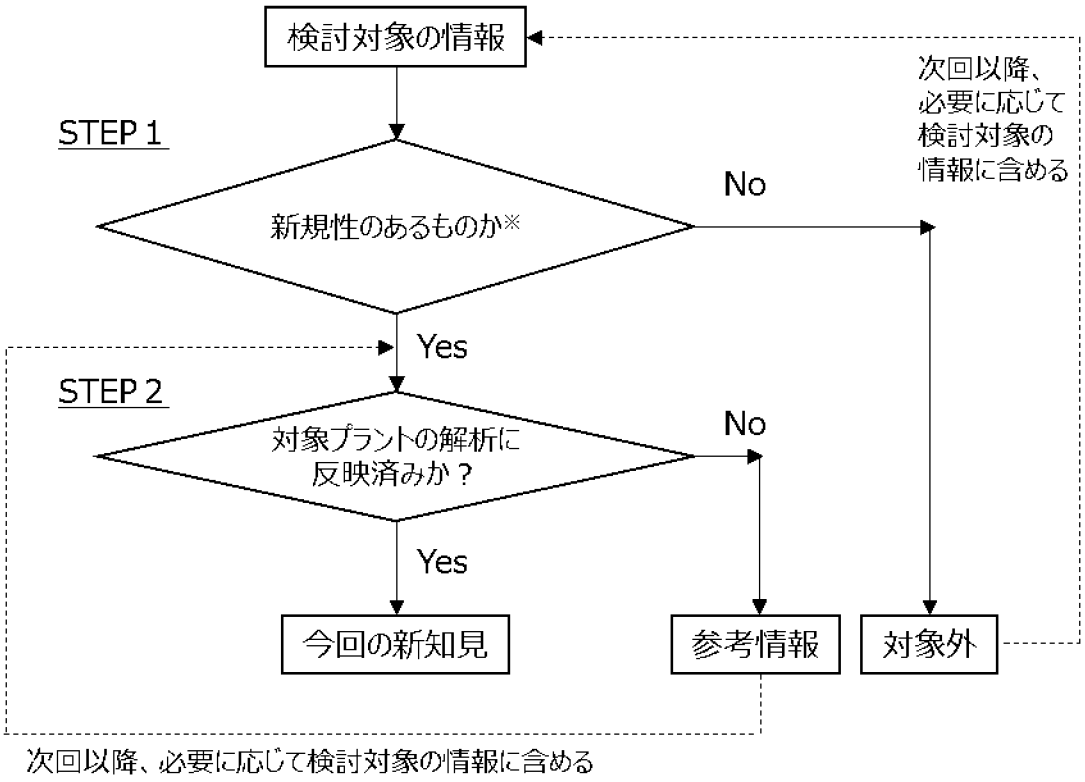
第 2.2.2.1 図　安全に係る研究の整理、分類方法（自社研究、電力共通研究*）

* 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。

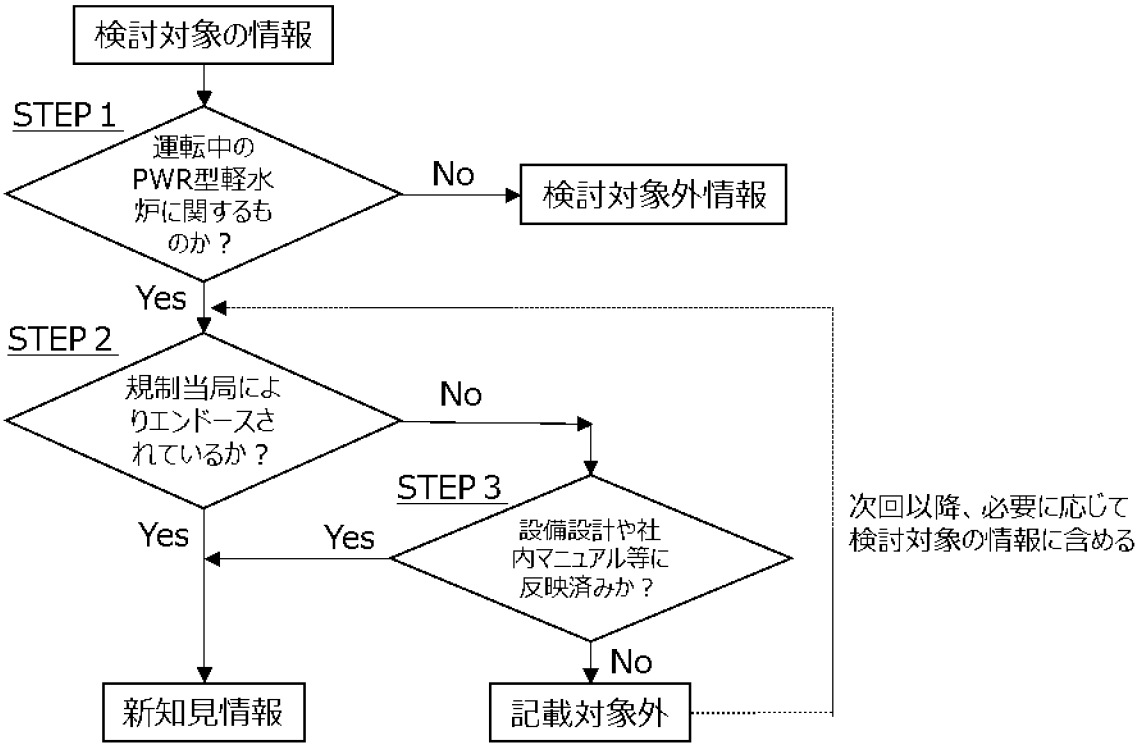
第 2.2.2.2 図　国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の整理、分類方法



※　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。

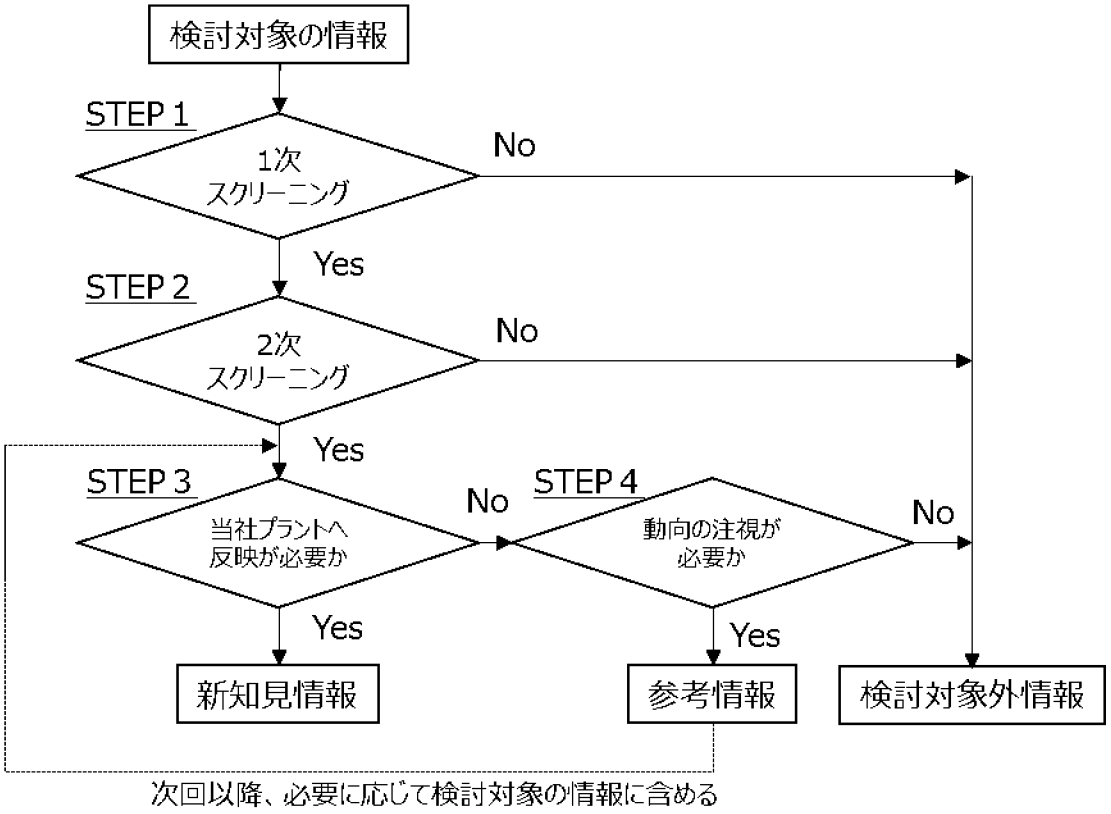
また、ハザード評価については第 2.2.2.6 図（１／３）の整理、分類方法とする。

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。



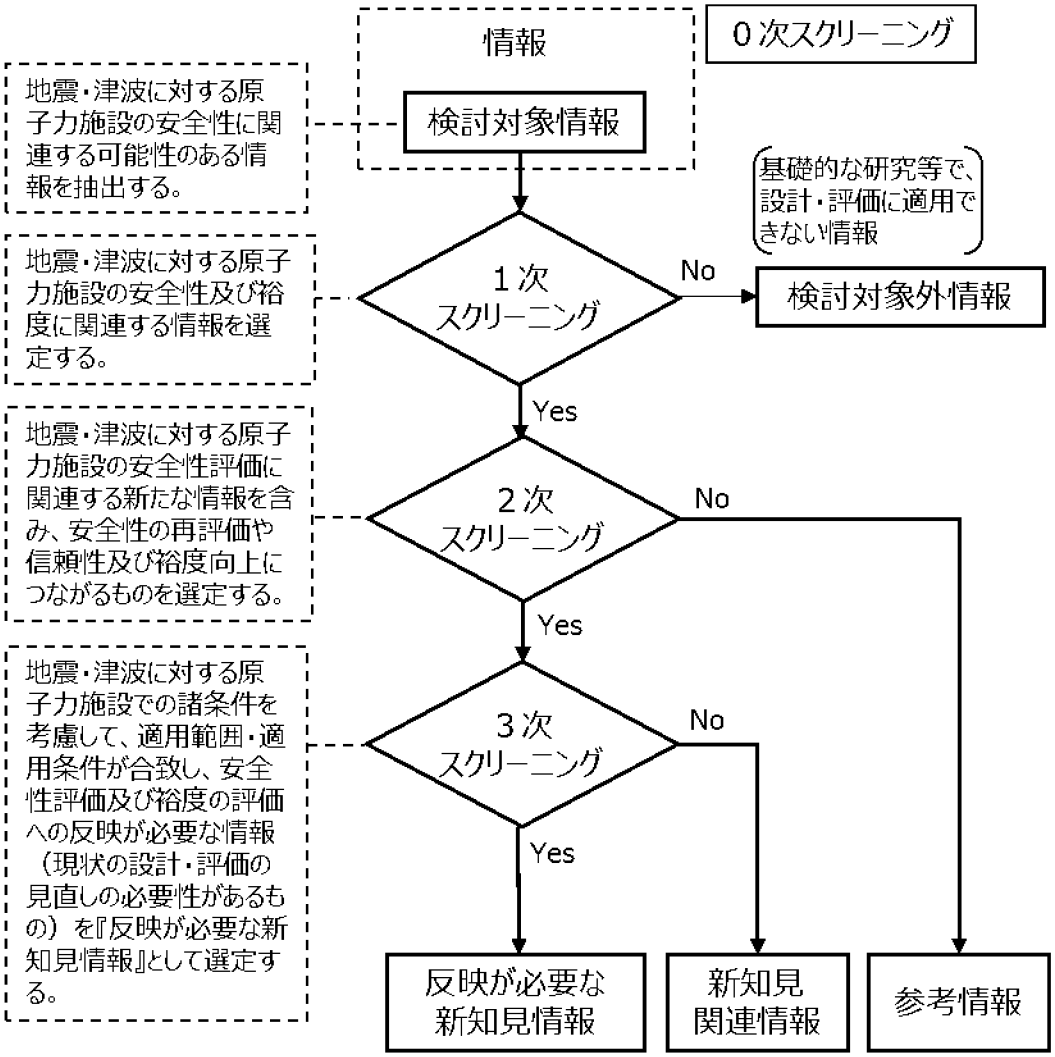
【ＳＴＥＰ１】　１次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設（例　将来炉、再処理等）
・将来の燃料技術
・保障措置、核物質防護（核物質管理）（サイバーセキュリティ等は検討対象）
・違法行為及び規則類への意図的な違反
・事務的なもの等（例　型式認定承認の官報、ＰＡ・広報、コミュニケーション等）
・商用軽水炉以外の施設（例　研究施設、医療施設、一般産業施設等）

【ＳＴＥＰ２】　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。

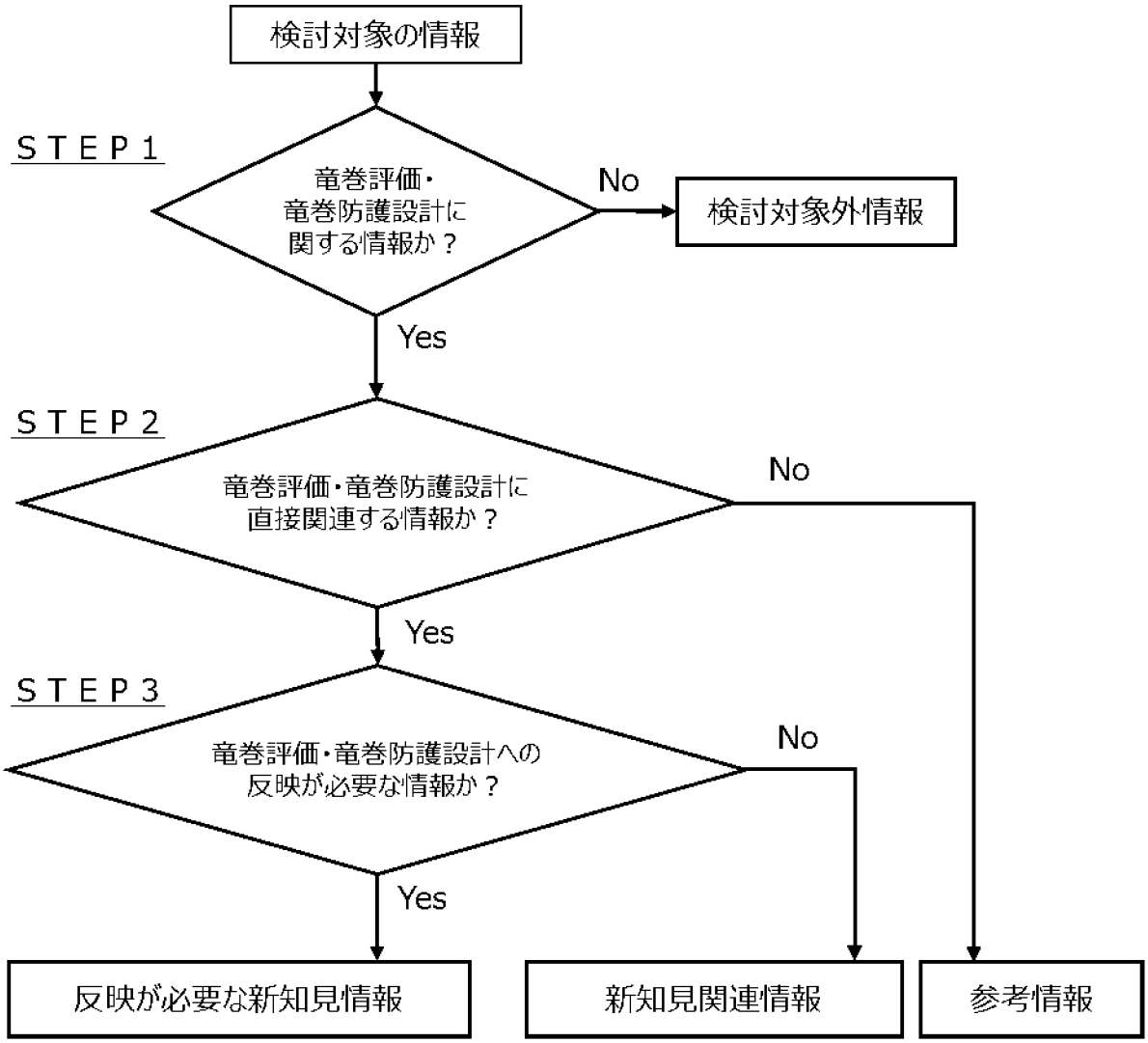
【ＳＴＥＰ３】　評価対象の新知見情報
・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

【ＳＴＥＰ４】　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）

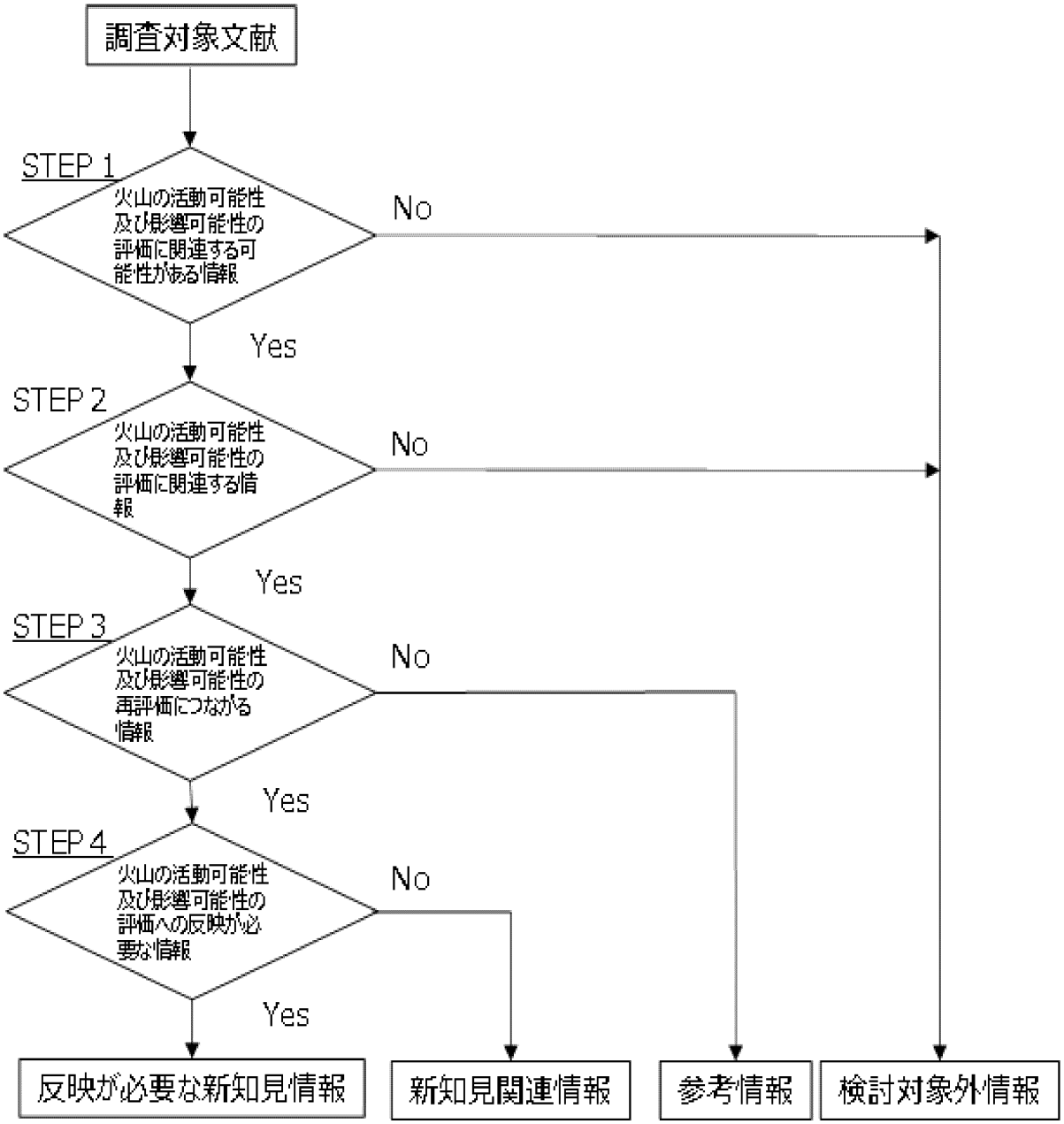


【ＳＴＥＰ１】　検討対象外とする情報
・竜巻に直接関連しない情報
・防護設計に関連しない情報　等

【ＳＴＥＰ２】　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

【ＳＴＥＰ３】　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）

高浜発電所１号機について、発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するために実施した調査（プラント・ウォークダウン）を以下に示す。

(1) 確率論的リスク評価（ＰＲＡ）のためのプラント・ウォークダウン

安全性向上評価で実施する確率論的リスク評価において、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するとともに、検討したシナリオの妥当性を確認するため、プラント・ウォークダウンを実施した。

実施目的、実施計画及び結果は以下の箇所に記載する。

（内部事象出力運転時ＰＲＡ）

「3.1.3.1.1.1(1)e. プラント職員への聞き取り調査等」

（内部事象停止時ＰＲＡ）

「3.1.3.1.2.1(1)c. プラント職員への聞き取り調査等」

（地震出力運転時ＰＲＡ）

「3.1.3.2.1.1(1)b. プラント・ウォークダウン」

（津波出力運転時ＰＲＡ）

「3.1.3.2.2.1(1)b. プラント・ウォークダウン」

(2) 安全裕度評価（ストレステスト）のためのプラント・ウォークダウン

安全性向上評価で実施する安全裕度評価（ストレステスト）において、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、「3.1.4.1.2 評価の進め方」(1)の g.項に従い、ＰＲＡのためのプラント・ウォークダウンを活用するとともに、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（１／３）

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。	2026 年度 （第 30 回定期事業者検査）	施設管理
2	海水ポンプ軸受取替	海水ポンプの軸受について潤滑水を必要としないテフロン製の軸受に取り替え、信頼性向上及びメンテナンス性向上を図る。	2026 年度以降実施予定 （第 30 回定期事業者検査以降）	施設管理
3	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。	2026 年度実施予定 （第 30 回定期事業者検査）	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 2 月 27 日）の状況

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（２／３）

No	追加措置	追加措置概要	実施時期 （※１）	関連する 評価項目
4	炉内構造物取替	長期的な信頼性を確保する観点から、上部・下部炉内構造物一式を経年劣化対策や保守性向上対策を施した最新型のものに取り替える。	2028 年度 （第 31 回定期事業者検査）	施設管理
5	設計経年化評価から得られた知見の技術資料（教育資料等）への反映	原子力エネルギー協議会の「設計の経年化評価ガイドライン」の新旧プラント設計の比較及び対策検討に係る手法を踏まえ、抽出した知見を技術資料（教育資料等）に反映する。	2025 年度以降実施予定	新知見

（※１）総合評価チームによる追加措置決定時点（2025 年 2 月 27 日）の状況

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（３／３）

No	追加措置	追加措置概要	実施時期 （※１）	関連する 評価項目
6	能登半島地震を踏まえた変圧器に係る安全対策	外部電源系統の信頼性向上を目的に、変圧器の絶縁油漏えいが発生した場合の変圧器停止手順を整備するとともに、放圧板の予備品を確保する。	2025 年 1 月実施	新知見
7	ＲＣＰシャットダウンシールの導入	全交流電源喪失時の対応能力向上及び信頼性向上を図るため、シャットダウンシールを導入する。	2028 年度以降実施予定	施設管理 新知見

（※１）総合評価チームによる追加措置決定時点（2025 年 2 月 27 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。

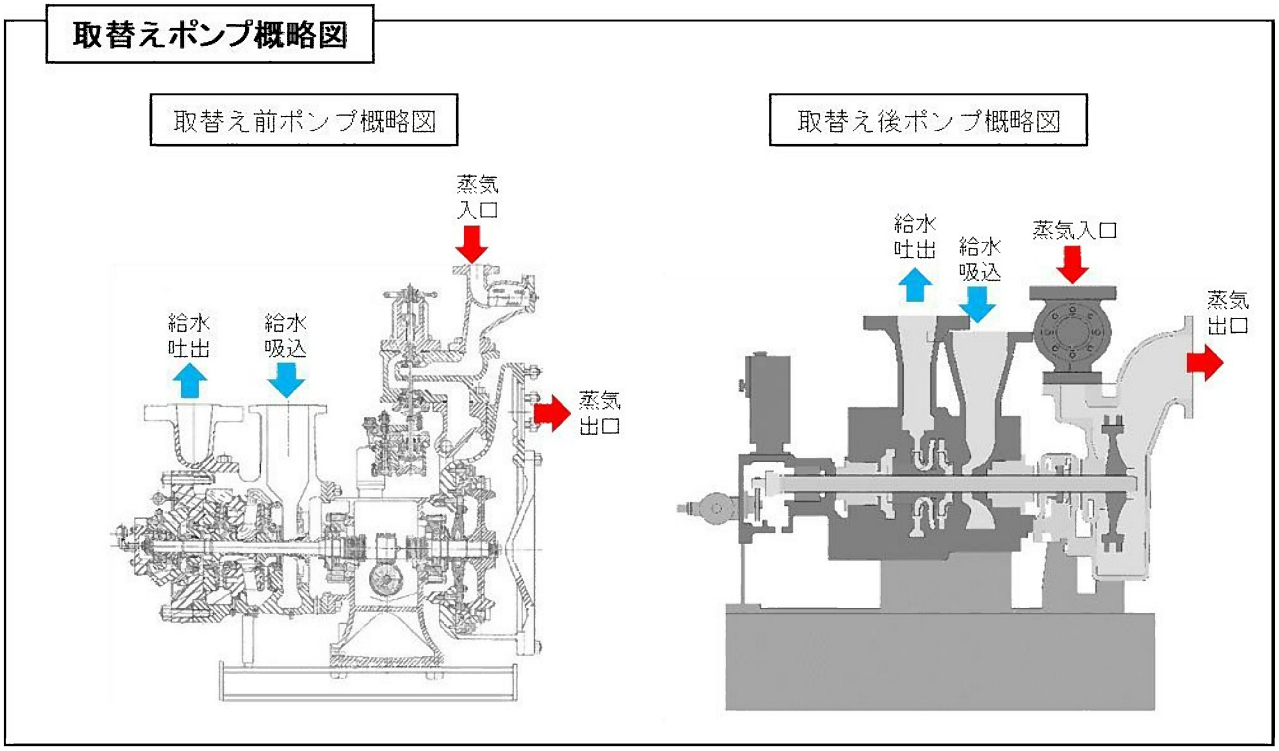
2.4.1 タービン動補助給水ポンプ取替

(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、製造中止も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

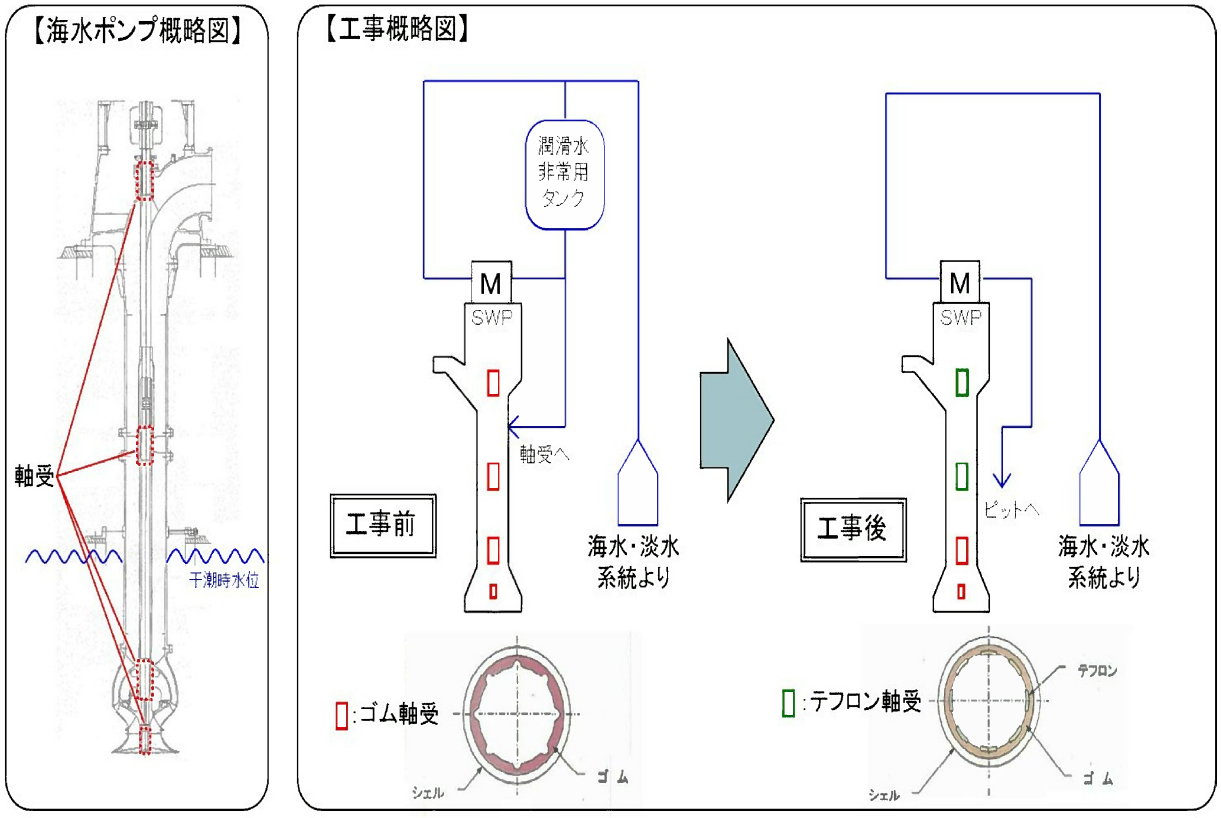
2.4.2 海水ポンプ軸受取替

(1) 目的

海水ポンプの軸受について潤滑水を必要としないテフロン製の軸受に取り替え、信頼性向上及びメンテナンス性向上を図る。

(2) 措置の概要

海水ポンプの軸受をゴム製の軸受からテフロン製の軸受に取り替える。また、軸受の取替えに伴い不要となる潤滑水配管、非常用タンクを撤去し、モータ冷却水配管のルートを変更する。



第 2.4.2 図　海水ポンプ軸受取替

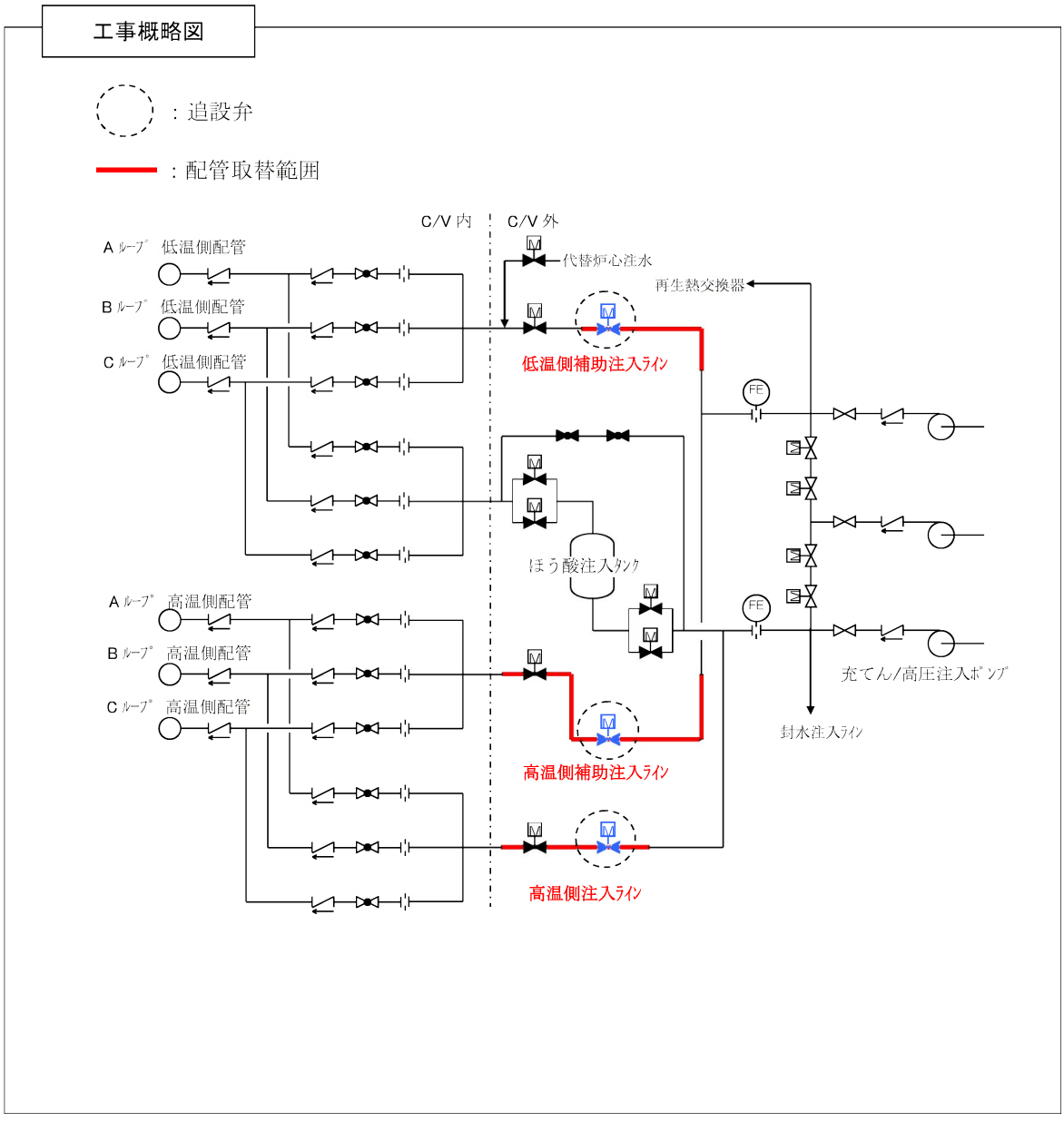
2.4.3 安全注入系統補助注入ライン隔離弁追設

(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 2.4.3 図に示す範囲の配管に止め弁を追設する。



第 2.4.3 図　安全注入系統補助注入ライン隔離弁追設

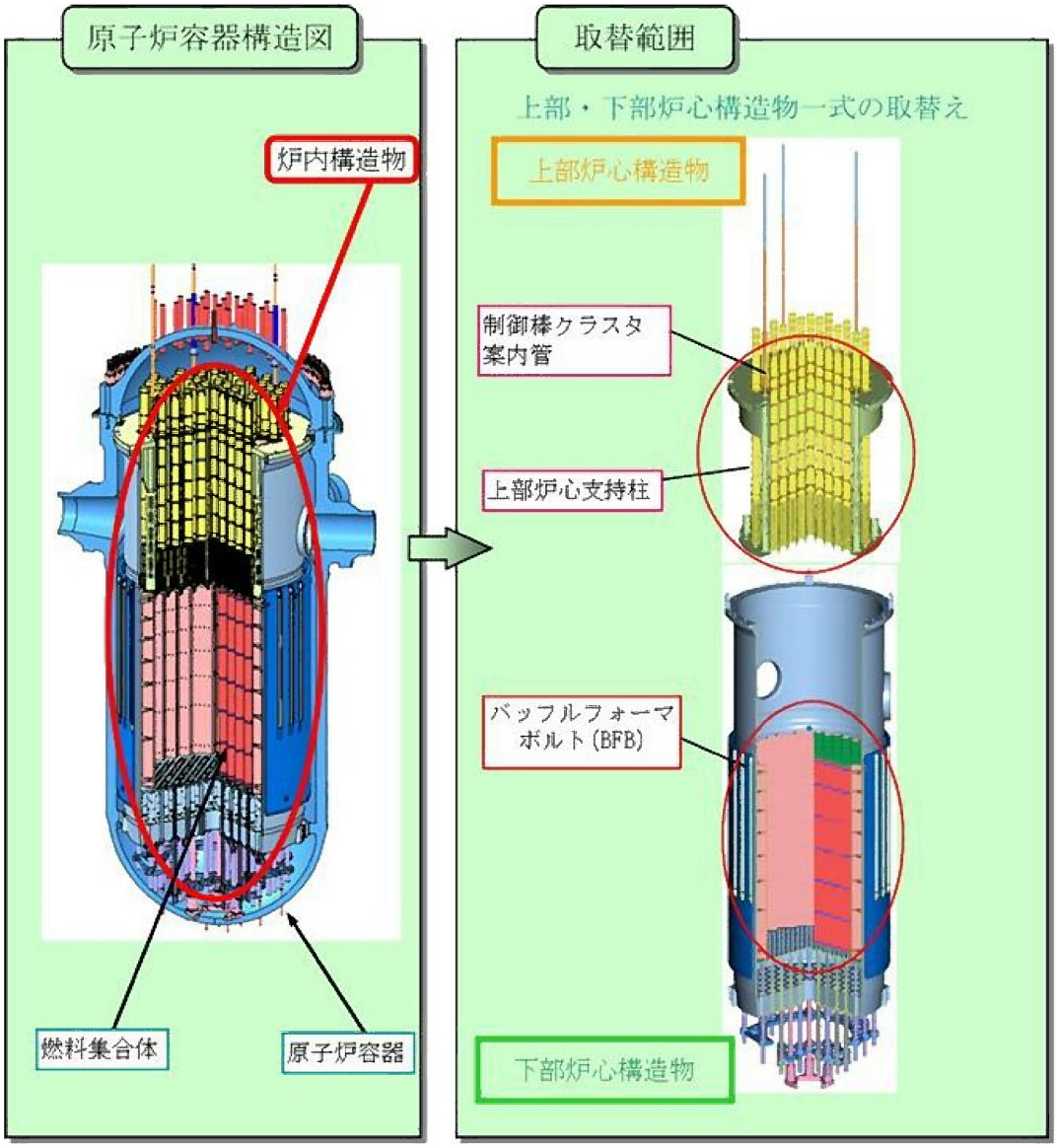
2.4.4 炉内構造物取替

(1) 目的

海外で発生した炉内構造物のバッフルフォーマボルトにおける照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）事象に鑑み、長期的な信頼性を確保する観点から、炉内構造物を取り替える。

(2) 措置の概要

上部・下部炉内構造物一式を経年劣化対策や保守性向上対策を施した最新型のものに取り替える。



第 2.4.4 図　炉内構造物取替

2.4.5 設計経年化評価から得られた知見の技術資料（教育資料等）への反映

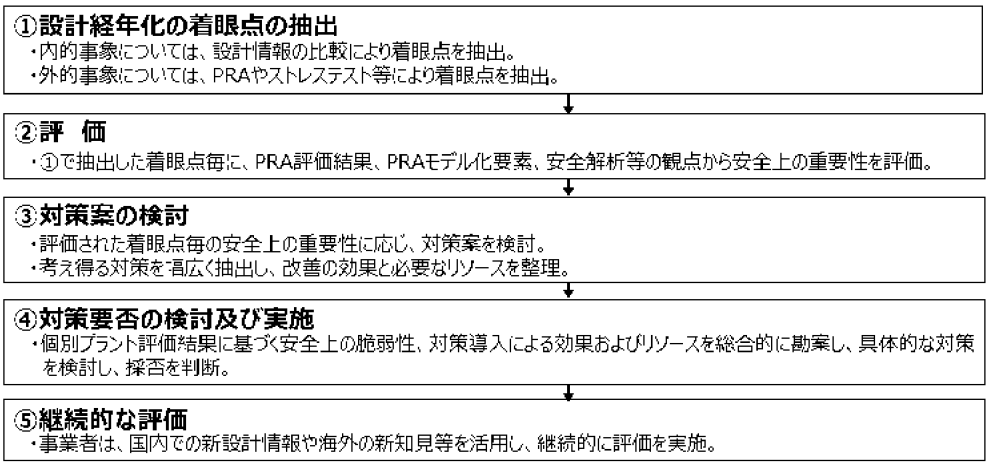
(1) 目的

設計差異に係るリスク情報等を把握することを目的に、運転員・保修課員等の認識の促進を図る。

(2) 措置の概要

今回、「ATENA 20-ME03 Rev.1 設計の経年化評価ガイドライン」に基づき、設置許可申請書等に記載の重要度分類クラス 1、2 の安全機能を有する 19 系統・設備の設計差異のうち、ＰＲＡ結果又は決定論的安全解析等に影響を与えると考えられる要素を含むものを評価の着眼点として抽出し、プラントの安全性への影響について評価し、対策案の検討を実施した。設計の経年化評価ガイドラインの評価フロー概要を第 2.4.5 図に示す。

本検討結果に基づく個別プラントの評価の結果、影響「有」と整理した設計差異に対する対策案については、高浜１号機では「ＥＣＣＳ再循環自動切替装置の導入」「ＲＣＰシャットダウンシールの導入」について、第 1 回安全性向上評価の他評価項目から追加措置として抽出予定であることを確認した。また、高浜１号機として他プラントとの設計差異の影響を把握することが重要であるため、抽出された知見を技術資料（教育資料等）に反映し、運転員・保修課員等の認識の促進を図る。



第 2.4.5 図　設計の経年化評価ガイドラインの評価フロー概要

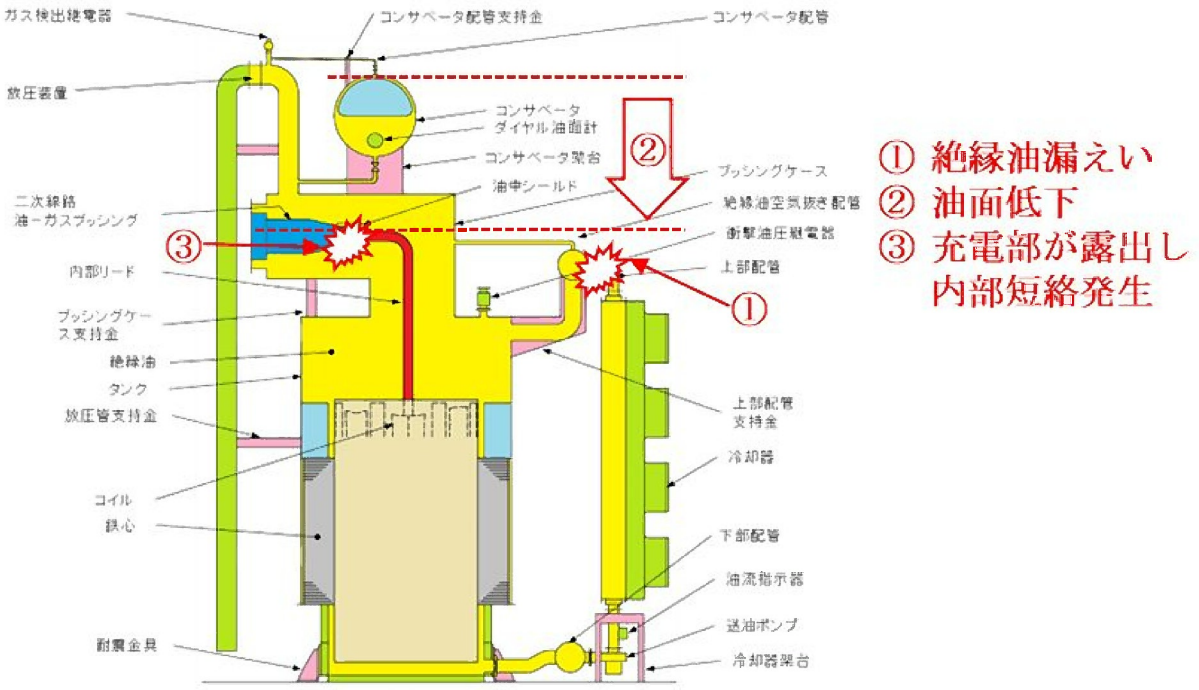
2.4.6 能登半島地震を踏まえた変圧器に係る安全対策

(1) 目的

2024 年 1 月 1 日に発生した能登半島地震の原子力発電所への影響を踏まえた対応として、外部電源系統の信頼性向上を目的に、変圧器について安全対策を実施する。

(2) 措置の概要

変圧器の絶縁油漏えいが発生した場合の変圧器停止手順を整備するとともに、放圧板の予備品を確保する。



第 2.4.6 図　絶縁油漏えいによる変圧器内部故障メカニズム

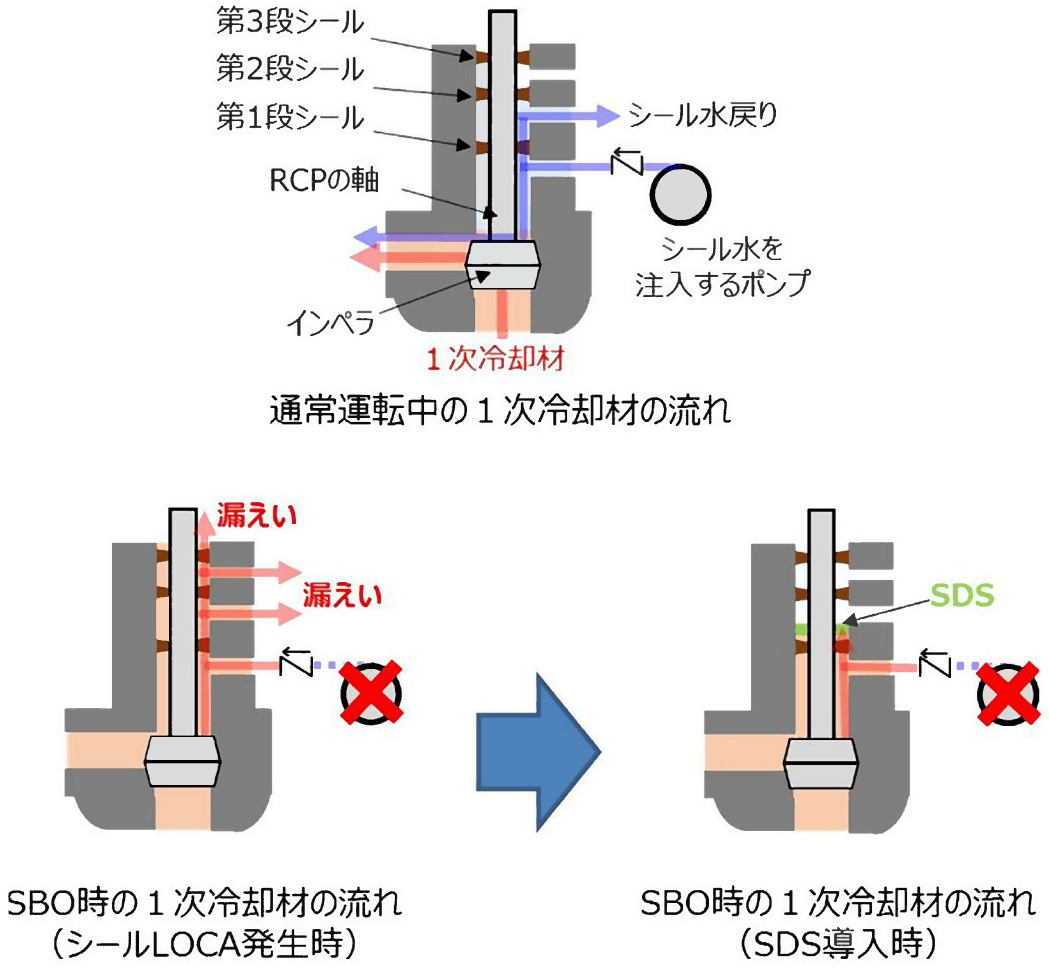
2.4.7 ＲＣＰシャットダウンシール導入について

(1) 目的

全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失の際に発生する可能性があるＲＣＰシール部からの１次冷却材の喪失（ＲＣＰシールＬＯＣＡ）事象の防止を図る。

(2) 措置の概要

既存のＲＣＰシール部に、熱で作動するシール（ＳＤＳ（シャットダウンシール））を導入する。



第 2.4.7 図　ＲＣＰシャットダウンシールの仕組み

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）、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による評価と対応

調査期間中において、ＷＡＮＯ及びＪＡＮＳＩによる高浜１号機（高浜発電所）を対象としたレビューの実績を「2.5.2.1 ＷＡＮＯ、ＪＡＮＳＩ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。

2.5.2.1 ＷＡＮＯ、ＪＡＮＳＩによるレビュー実績

(1) ＷＡＮＯによる評価

調査期間（2023 年 4 月 1 日～2024 年 9 月 24 日）において、ＷＡＮＯ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。

(2) ＪＡＮＳＩによる評価

調査期間（2023 年 4 月 1 日～2024 年 9 月 24 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。

2.5.2.2 評価を踏まえた対応等

今回レビューの実績はないが、今後とも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。

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：2024 年 9 月 18 日～9 月 20 日

参加会社：北海道電力株式会社
中国電力株式会社
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。