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

安全文化の醸成活動の目的は「安全文化醸成の方針」（第 2.1.1 図「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」参照）に則り、組織及び組織を構成するトップ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（プラント安全、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る。

そのため、次の活動を実施している。

・「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」に基づく発電所の自律的な保安活動に取り組むとともに、ＣＳＲ活動（コンプライアンスの徹底を含む、企業としての社会的責任を全うするための活動）などにも積極的に取り組む。各種活動には、前年度の安全文化評価結果より抽出された課題に対する重点施策を含める。

・保安活動を含むあらゆる活動を対象に、安全文化評価を実施する。評価に当たっては、「組織・人の意識、行動」、「安全の結果（プラント安全、労働安全、社会の信頼）」、「外部の評価（地域の声、原子力安全検証委員会の意見、幅広いステークホルダーからの意見）」の３つの切り口から実施する。また、安全文化評価結果より抽出された課題に対する重点施策を実施する。

・安全文化の醸成活動の実施状況を評価し、評価方法などに関して抽出された課題に対して改善を行う。

2.2.1.8.1.1 安全文化の醸成活動の仕組み

当社は、２００４年８月９日の美浜発電所３号機二次系配管破損事故（以下「美浜発電所３号機事故」という。）の調査を進める中で、「原子力設備二次系配管肉厚の管理指針（ＰＷＲ）」を不適切に運用していたことが明らかになり、この運用について、安全

確保の観点から改めるべき重大な問題であると認識した。また、この事故の直接的及び間接的な原因を踏まえ、「美浜発電所３号機事故再発防止に係る行動計画」を発表し、社長の宣言「安全を守る。それは私の使命、我が社の使命」と 5 つの基本行動方針のもと、二度とこのような事故を起こしてはならないと固く誓い、再発防止対策の着実な実施と安全文化の再構築に全社を挙げて取り組み、再徹底することで、美浜発電所３号機事故の反省と教訓を深く心にとどめ、安全最優先に取り組むことを継承している。

また、２００７年８月の「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の改正において「安全文化を醸成するための体制に関すること」を保安規定に定めることが規定されたことを受け、当社は、原子炉施設保安規定の第２条の２に「安全文化の醸成」について規定し、これを受けて制定した「安全文化要綱」（２００８年６月２４日制定）に従って安全文化の醸成のための活動を実施している。

さらに、２０１３年７月の「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」の施行に伴い、品質マネジメントシステムに安全文化醸成活動などが含まれたため、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に安全文化醸成活動を規定するとともに、「安全文化通達」（２０１３年７月３日制定）を新たに制定した。

加えて、福島第一原子力発電所事故から得られた教訓を踏まえ、今後とも安全最優先で原子力発電事業を運営していくための基本方針として社達「原子力発電の安全性向上への決意」（２０１４年８月１日制定）（第 2.1.2 図「原子力発電の安全性向上への決意」参照）を新たに制定した。

なお、これらの社内標準については、必要の都度見直しを実施している。

2.2.1.8.1.2 安全文化の醸成活動の概要

当社は、安全文化醸成のための活動の基本的な考え方として、「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」と同一である「安全文化醸成の方針」に則って実施する、「①美浜発電所３号機事故再発防止対策をはじめとした保安活動やＣＳＲ活動などを含むあらゆる活動の実施」、「②それらを評価する安全文化評価」、及び「③前年度の安全文化評価結果より抽出された課題に対する重点施策の策定と実施」により、安全文化醸成を行っている。ただし、①の活動は、安全最優先を日々実践する機会として、安全文化醸成における根源的な活動であるが、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」などで定め、実施している。

このため、安全文化醸成のための活動として、毎年度、次の(1)～(3)を実施し、安全文化に係るＰＤＣＡをまわしている。（第2.2.1.8.1図「安全文化醸成の活動の全体像」参照）

(1) 年度計画の策定

原子力部門の年度計画は、前年度の安全文化評価結果、及びそれに基づく社長からの指示事項を踏まえ、安全管理グループチーフマネジャーが作成し、原子力安全文化推進委員会に付議した後、原子力事業本部長の承認を得る。

発電所の年度計画は、上述の原子力部門の年度計画、及び前年度の発電所安全文化評価結果を踏まえ、安全・防災室長が作成し、発電所安全文化推進会議に付議した後、発電所長の承認を得て安全管理グループチーフマネジャーに報告する。

なお、年度計画には、安全文化評価及び重点施策について、その体制、方法などを含む。

(2) 重点施策の実施

原子力部門の重点施策の実施は、重点施策を所管する部門統括が、関連する組織と連携して、実施、管理及び評価を行う。また、原子力安全文化推進委員会が重点施策の実施状況を確認する。

大飯発電所の重点施策は、重点施策を所管する箇所が関連箇所と連携・協力して実施し、発電所安全文化推進会議が実施状況を確認する。

(3) 安全文化の評価

発電所の評価は、安全・防災室長が、発電所の年度計画及び「安全文化要綱」で定める安全文化評価要領に基づき、発電所の安全文化評価結果案を作成し、発電所安全文化推進会議に付議した後、発電所長の承認を得て安全管理グループチーフマネジャーに報告する。

原子力部門の評価は、安全管理グループチーフマネジャーが、年度計画及び「安全文化要綱」で定める安全文化評価要領に基づく発電所評価結果、原子力事業本部の各部門（原子力企画部門、原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門、地域共生部門）の評価（以下「原子力事業本部の部門の評価」という。）結果、本店の各室・センター（経営監査室、原子燃料サイクル室、総務室、調達本部、土木建築室、能力開発センター（２０１７年度まで)）の評価（以下「本店各室評価」という。）結果及び各指標などを踏まえ、原子力部門の安全文化評価結果案及び年度計画の実施状況の評価案を作成し、原子力安全文化推進委員会に付議した後、原子力事業本部長の承認を得る。

評価は、評価の枠組みに従い、保安活動を含むあらゆる活動を対象として、「組織・人の意識と行動」、「安全の結果」、「外部の評価」の３つの切り口から行う。「組織・人の意識と行動」の評価は、安全文化の要素である「トップのコミットメント」、「コミュニケーション」、「学習する組織」の３本柱について、安全文化評価の視点ごとに行い、改善すべき課題を抽出する。また、「安全の結果」の評価は、「プラント安全」、「労働安全」、「社会の信頼」について傾向などを分析し、安全文化評価の視点に反映すべき課題を抽出する。「外部の評価」の評価は、地域

の声、原子力安全検証委員会の意見、幅広いステークホルダーからの意見などから安全文化評価の視点に反映すべき課題を抽出する。さらに、これらの評価で抽出された課題に対し、重点施策の方向性を策定する。（第 2.2.1.8.2 図「安全文化評価の枠組み」参照）

また、安全文化の醸成活動の実施状況を評価し、評価方法などに関して抽出された課題に対して検討し、次年度計画の策定時に改善を行う。

これらの評価の結果については、マネジメントレビューのインプットとし、毎年度末に社長へ報告し、社長からの指示を受ける。（第 2.2.1.8.3 図「安全文化評価の流れ」参照）

上記の評価とは別に、安全文化醸成活動に関連して、全社を挙げて原子力安全を推進するべく、全ての部門の役員等が委員として参画する「原子力安全推進委員会」で広い視野から議論することに加え、社外の有識者を主体とした「原子力安全検証委員会」で法律、原子力、品質管理、安全等それぞれの分野の有識者から独立的な立場で助言等を受けている。

2.2.1.8.2 安全文化の醸成活動の実施状況の調査・評価

調査対象期間の安全文化の醸成活動を対象として、改善活動と実績指標を調査した結果を以下に示す。

2.2.1.8.2.1 改善活動の調査

安全文化の醸成活動の改善活動のうち、主な活動について、安全文化の要素（トップのコミットメント、コミュニケーション、学習する組織）ごとに調査した。なお、調査に当たっては、組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練及び設備の側面が含まれていることを確認している。

また、安全文化の醸成活動の仕組みに係る改善活動を調査した。

(1) トップのコミットメントに係る活動

トップのコミットメントに関する評価の視点は次の 4 つとしている。

① 安全（プラント安全、労働安全、社会の信頼）を何よりも優先するというプライオリティが明確か

② 組織の権限と責任が明確で適切であるか

③ 現場第一線はトップの考え、価値観を理解し、実践しているか（協力会社を含む）

④ 資源投入、資源配分は適切か

これらの視点に関連する改善活動を次に示す。

a. 社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定（社内マニュアルに係る活動）

福島第一原子力発電所事故から、原子力発電固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いうことを教訓として学んだ。今後とも安全最優先で原子力発電事業を運営していくためには、それらの教訓を踏まえ、将来世代に引き継ぐ原子力安全に係わる理念をあらためて明文化するとともに、すべての役員及び従業員が、原子力発電の意義･必要性を再認識し、誇りと使命感をもって、全社一丸となり原子力発電のたゆまぬ安全性向上に取り組むことが極めて重要である。そのため、「原子力発電の安全性向上への決意」を策定し、社達として２０１４年８月に制定した。（第 2.1.2 図「原子力発電の安全性向上への決意」参照）

b. 美浜発電所３号機事故再発防止対策（組織・体制に係る活動）

美浜発電所３号機事故再発防止対策として、安全最優先の価値観徹底について膝詰め対話の計画的な実施、協力会社の方々との実効的な対話活動について情報共有データベースによる対応状況の管理の実施、公聴活動の声を広報活動に活かす仕組みの構築など、それぞれ日常業務などで取組みを継続している。

（この活動は2.2.1.8.2.1(2) コミュニケーションに係る活動でもある。）

c. 安全まもる君の設置（設備に係る活動）

２０１５年度に、社達「原子力発電の安全性向上への決意」の浸透に活用する目的で、大飯発電所の安全文化推進のイメージキャラクターとして「安全まもる君」を設定した。これは、米国原子力発電所では安全推進のイメージキャラクターとして人形を作成し、安全についての意識高揚を図っている事例があることから、これを参考例としたものである。２０１６年３月には安全に関する標語を喋る人形が完成し、発電所内の人通りが多い箇所に設置することで、所内に注意を促し、安全最優先の考え方、社達の浸透に役立っている。また同人形は本店、東京支社、パリ事務所等にも設置している。（第2.2.1.8.4図「大飯発電所のキャラクター「安全まもる君」」参照）

d. 幹部から現場への伝達（組織・体制に係る活動）

膝詰め対話、協力会社との対話活動（所次長対話、親方対話、キーパーソン対話）を実施し、発電所幹部から現場へ安全最優先の意識を伝達している。至近の実施状況は下表のとおり。

	２０１６年度	２０１７年度	２０１８年度
膝詰め対話	2 回	1 回	2 回
キーパーソン対話	2 回	2 回	2 回
所次長対話	45 回	21 回	38 回
親方対話	10 回	10 回	8 回

e. 発電所運営計画の制定（組織・体制に係る活動）

２０１９年度の重点方針／重点実施項目として以下の８点を掲げている。

Ⅰ．３，４号機安全・安定運転の継続と定期検査の完遂

Ⅱ．新検査制度導入に向けた対応

Ⅲ．１，２号機廃止措置に向けた対応

Ⅳ．労働災害の撲滅

Ⅴ．安全文化の更なる醸成

Ⅵ．核セキュリティ文化の更なる醸成

Ⅶ．「働き方」改革・健康経営の推進

Ⅷ．原子力防災体制・サイバーセキュリティの強化

f. 保守管理における役割分担の明確化（組織・体制及び社内マニュアルに係る活動）

美浜発電所３号機事故の再発防止対策の検討において、保守管理に関する当社・メーカ・協力会社の役割分担の方法を明確化すべきとの課題が抽出され、社内標準（原子力発電所請負工事一般仕様書に関する要綱指針等）に規定して明確化した。これに基づき、２００６年度以降、「役割分担表」の考え方を各工事の仕様書へ展開した。２００９年３月に「役割分担表」の活用効果をアンケートにより確認した結果、定着していることが確認できた。従って、「役割分担表」の活用は継続して実施中である。

また、協力会社の作業責任者を対象とした安全管理研修の実施及び当社社員も含めた安全体感研修を行い、危険に対する感受性の向上等、保守管理を実践していくうえで重要な諸施策を継続している。

g. 基本行動方針の策定及び継続（組織・体制に係る活動）

２００４年８月に発生した美浜発電所３号機事故を受けて、２００５年３月に公表した「美浜発電所３号機事故再発防止に係る行動計画」において、美浜発電所３号機のような事故を二度と起こしてはならないという固い決意のもと、社長の「安全を守る。それは私の使命、我が社の使命」の宣言と、5つの基本行動方針を策定し、それらに基づき具体的な行動計画を展開することを明確にした。

２００５年５月には、上記の方針を「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」として「原子力発電の安全

に係る品質保証規程」に規定した。それ以降、毎年度末のマネジメントレビューにおいて、変更の必要性を検討している。

検討結果を踏まえた品質方針の変更状況は下表のとおり。

２００５年５月	２０１２年５月	２０１４年８月
新規制定	２０１１年３月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえた見直し	社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定に伴う見直し
前文：略	変更なし	前文に「品質方針に基づく活動により安全文化を高め」を追加
(c) 安全のために保守管理を継続的に改善し、メーカ、協力会社との協業体制を構築します	(c) 原子力の安全性を継続的に向上し、国内外のメーカ、協力会社等との連携を強化します	(c) 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
(d) 地元の皆さまからの信頼の回復に努めます	(d) 地元をはじめ、社会の皆さまからの信頼の回復に努めます	(d) 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
(e) 安全への取組みを客観的に評価し、広くお知らせします	変更なし	(e) 安全への取組みを客観的に評価します

【品質方針】

(a) 安全を何よりも優先します

(b) 安全のために積極的に資源を投入します

(c) 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

(d) 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

(e) 安全への取組みを客観的に評価します

「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」をカード大の印刷物にして社員に配布し、常時携帯可能にすることで、折に触れて確認できるようにしており、安全最優先の意識・行動の浸透を図っている。

また、定期的に原子力事業本部の幹部を発電所に招請し、安全最優先のメッセージを常駐する協力会社の幹部に直接伝えることで、安全文化再構築に向けた活動に関する協力要請を継続して行っている。

h. 協力会社への安全最優先の浸透（教育・訓練に係る活動）

協力会社が現場作業を実施するうえで重要な基本動作の徹底について、原子力事業本部が作成した入構時安全衛生教育ツールを用いて新規入構者に対する安全教育を行うとともに、協力会社の作業責任者を対象とした安全管理研修の実施、及び当社社員も含めた安全体感研修を行い、危険に対する感受性の向上等、保守管理を実践していくうえで重要な諸施策を継続している。

i. 安全最優先の定期検査工程策定（組織・体制、及び社内マニュアルに係る活動）

２０１４年度の発電所安全文化評価において、安全最優先の実践について当社と協力会社に認識のギャップが見られること、コミュニケーションやパートナーシップについて当社と協力会社の認識にギャップが見られることの 2 点の課題を受けて、２０１５年度より重点施策として活動を開始した。

具体的活動としては、定期検査の実施にあたり、定期検査着手約 6 ヶ月前から工程調整会議を行い、作業員への負担を軽減できるよう、協力会社からの意見を集約・反映し、定期検査工程を策定している。また、定期検査期間中においては、日々のミーティングにより定期検査工程の進捗状況や作業工程の変更等について、情報共有を実施している。

定期検査終了時には、協力会社を含めた定期検査反省会等

での意見について次回以降の定期検査工程に反映を実施している。

j. 保修グループの設置（組織・体制に係る活動）

美浜発電所３号機事故の再発防止対策の検討の中で、原子力事業本部による現場第一線の状況把握及び支援の強化が必要との課題が抽出され、原子力事業本部が直接、発電所の状況を把握し支援する組織としたとともに、保修関係業務において、発電所から原子力事業本部に相談するときなどに、対応箇所が明確でない業務について対応窓口を一元化する発電所支援強化策が必要とされ、２００５年９月に原子力事業本部に「保修グループ」を設置した。

２０１０年６月には、発電所支援窓口である保修グループと、工事等の実施に当たって特に連携を要する電気技術グループ、機械技術グループ、原子力工事センターとが別部門であり、調整等に時間を要していたため、この問題点を解消し連携強化を図り、更には磐石な工事計画を立案することをねらいとして、これらのグループを「原子力発電部門」に移管し、それぞれ「保修管理グループ」、「電気設備グループ」、「機械設備グループ」に名称変更した。また、原子力保全に係る業務手続きの効率化及びＩＴシステム再構築の概要設計を目的として「原子力保全業務・ＩＴ最適化プロジェクトチーム」を設置した。２０１４年６月には、システムの再構築が完了したことから、本チームは廃止した。

k. シビアアクシデント対策プロジェクトチームの設置（組織・体制に係る活動）

２０１１年３月に発生した福島第一原子力発電所事故の各調査報告書を踏まえ、更なる安全性・信頼性を確保し、今後更にシビアアクシデント対策を強化する観点から、これまで専門業務・分野に応じて原子力事業本部の各グループ及び土木建築室が進めてきたシビアアクシデント対策について、新

知見や国内外情報等を収集し、シビアアクシデント対策の実施計画について検討を行う部門横断的な組織として、２０１２年９月に原子力事業本部原子力企画部門の中に「シビアアクシデント対策プロジェクトチーム」を設置した。

l. 原子力安全部門及び原子力安全統括の設置（組織･体制に係る活動）

２０１４年６月に、原子力部門の安全性向上の強化を目的として原子力技術部門及び原子力発電部門に分散している原子力安全機能を集約し、原子力安全部門を新たに設置した。

また、発電所には、「原子力安全を統括する職位」として新たに「原子力安全統括」を設置した。

m. 社達「原子力発電の安全性向上への決意」のｅラーニングの実施（教育・訓練に係る活動）

２０１４年１０月及び２０１５年１０月には、２０１４年度の原子力部門の重点施策の取組みとして福島第一原子力発電所事故からの反省、社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定経緯・概要及び安全文化を高めていくために実践する姿勢・行動を解説するｅラーニングを原子力部門の社員を対象として実施した。実施後に取組状況を分析した結果、ｅラーニングの完了率は高く、受講後のアンケート結果では約９割程度の方が有益と回答しており、「安全性向上の取組みの重要性の理解」のために有益であったと評価している。

ｅラーニングは２０１６年度及び２０１８年度にも継続実施した。受講後のアンケート結果では、両年とも受講者の約96%が有益であると回答している。

また、２０１７年度、２０１８年度には安全最優先理念の共有及び社達「原子力発電の安全性向上への決意」の浸透、理解促進のためのｅラーニングを全社大で実施した。

n. 社達「原子力発電の安全性向上への決意」の浸透活動の実施（教育･訓練に係る活動）

２０１８年度より社達の更なる浸透を目的として、発電所内の各課（室）長から、各所属員に対して社達制定の経緯の説明や、社達の全体構成と要旨の説明等を実施した。その結果、２０１８年度の社達の浸透に関するアンケートでは社達の記載内容を良く知っている、記載内容を何となく知っていると回答した所員が 99.4%という結果となった。

o. 再稼働を踏まえた要員配置（組織及び体制に係る活動）

２０１５年度の安全文化評価において、要員については、大飯発電所３，４号機の再稼動を迎えるにあたって業務が輻輳することに伴う要員不足の不安が推察されたことから、発電所幹部が中心となって、大飯発電所３，４号機の再稼働業務の繁忙度を見極めながら、事業本部・他サイト・他部門と協力し、人員を配置した結果、社員アンケート結果は、肯定率が２０１５年度まで低下傾向であったが、２０１６,２０１７年度で低下が止まり、２０１８年度には上昇傾向に改善した。

p. 発電所における経営層による訓示の実施

２０１７年１月に発生した高浜発電所２号機クレーン倒壊事象に関して、社長及び経営層からの安全文化の理念の再徹底が必要との課題を抽出したため、２０１７年度から、社長及び本部長、本部長代理の発電所訪問にあわせて社員への安全最優先や安全文化の再徹底に関する訓示や協力会社の方と安全に関する意見交換を継続的に実施している。

q. マネジメント研修の実施（教育・訓練に係る活動）

美浜発電所３号機事故の再発防止対策の検討の中で、設備に関する知識以外の「安全文化、マネジメント、法令、技術基準、品質保証」等に関する教育が不足していたという問題点が抽出されたため、２００５年度以降、経営層（役員クラス）に対しては安全文化の理解を深める教育、原子力部門マネジメント層（原子力関連役員から発電所運営統括長クラス）

に対しては品質保証、安全文化、企業倫理、組織マネジメント等のマネジメント能力の向上を図る教育をそれぞれ継続的に実施している。

(2) コミュニケーションに係る活動

コミュニケーションに関する評価の視点は次の 4 つとしている。

① 経営層、原子力事業本部、発電所幹部は、不具合事象・懸念事項を含めて現場第一線の状況をしっかり把握しているか

② 組織内、組織間の連携は良好か

③ 協力会社・外部関係組織との意思疎通・連携が十分図られているか

④ 外部へのタイムリーかつわかりやすい情報提供を行い、外部からの声に耳を傾けているか

これらの視点に関連する改善活動を次に示す。

a. 風通しの良い職場づくり（組織・体制に係る活動）

発電所員、協力会社とのコミュニケーションをより一層促進させるため、以下の取組みを行った。

(a) 対話活動計画に基づくＴＢＭ等での対話活動を通じた、協力会社とのコミュニケーションを実施

協力会社と発電所員のコミュニケーション充実を目的に、課（室）単位で対話活動の年度計画を立て、ＴＢＭ等で対話活動を実施している。これにより話しやすい関係が継続され、安全最優先の意識の共有にも寄与している。現在では、対話活動がより良いものとなるよう、年度の途中に所長室で実施している対話活動からのフィードバックを行っている。

b. 膝詰め対話の実施（組織・体制に係る活動）

２００４年８月に発生した美浜発電所３号機事故の再発防止対策の検討の中で、経営層が安全最優先の思いを、現場第

一線に直接伝えられておらず、現場第一線の声が経営層に直接伝わりにくかったとの反省から、経営層と現場第一線が直接対話する「膝詰め対話」を２００５年度以降継続して実施している。経営層からは「安全最優先」、「ＣＳＲ」等について自らの言葉で現場第一線に伝達しており、現場第一線の社員はその思いを受け止めるとともに、率直な意見も多く出され、これらの声が改善に反映されていっているなど、良好なコミュニケーションを実施することができている。また、膝詰め対話自体に対する意見を踏まえて、膝詰め対話の実施方法についても改善しながら継続して実施している。（この活動は、コミュニケーションに係る活動として抽出しているが、「(1) トップのコミットメントの活動」でもある。）

c. 主要工事、懸案事項における原子力事業本部関係グループとの確実なコミュニケーションの実施（組織・体制に係る活動）

２００８年度の安全文化評価において、定期検査等における主要工事及び各職能における懸案事項について、発電所と原子力事業本部のコミュニケーションが十分でなく、連携の強化が必要であるとの課題が抽出された。これに対応するために、２００９年度の原子力事業本部の重点施策として「発電所と原子力事業本部との連携強化」が実施され、発電所としても各種対策の検討、実施に参画・協力した。また、発電所としても自らの課題として捉え、より積極的なコミュニケーションを行うための働きかけを継続している。

原子力事業本部の重点施策の実施に当たって問題点を調査したところ、「原子力事業本部内のグループ間での連携が悪く、発電所での調整に労力がかかる」、「原子力事業本部から発電所の所管箇所にタイムリーな情報提供がなされない」、「ライン以外から工事依頼がある場合に工事内容や役割分担で混乱が生じたことがある」等の問題点が抽出された。これらの問

題点に対応するために、２００９年１０月にワーキングを設置して検討し、次の対策等を策定した。

(a) 原子力事業本部社員に対するメッセージを発信（第2.2.1.8.5 図「メッセージ「事業本部と発電所の連携強化について」」参照）

(b) 発電所と原子力事業本部の情報共有の強化：発電所とラインを構成するグループの品質目標として情報共有の強化を設定（定期的な会合の実施等）

(c) 原子力事業本部の調整機能強化（保修ライン以外の上位機関が指示する工事における業務の分担調整会議の設置）

(d) 保修グループ（現：保修管理グループ）の発電所窓口機能の強化（発電所ごとの担当を充実）

これらの対策の結果、ラインの情報連絡が十分なされるようになったなど、効果を確認しており、継続して対策を実施している。

また、発電所のパフォーマンスの評価が重要であることを認識し、管理指標（ＰＩ）及び原子力事業本部による現場観察（マネジメントオブザベーション）の導入を図る等、発電所のパフォーマンスを評価する活動を充実するとともに、今後、評価結果を受けて発電所のパフォーマンス向上に結びつける活動の充実を図っていく。

d. 当社・協力会社における意思疎通の強化（組織・体制に係る活動）

当社に懸念事項を伝達する仕組みとしては、協力会社アンケート、提案、意見要望の受理制度等の仕組みがあり、受け取った懸念事項は社内で共有・検討し、対応を検討したうえで、その結果を懸念事項を提出した方に対応要否の判断理由も付して伝達する仕組みがある。

２００７年度の原子力部門安全文化評価において、現場における協力会社の方々とのコミュニケーションを充実するた

めに、当社社員がもっと現場に出向く必要があることが課題として抽出された。このため、２００８年度の重点施策として「当社社員が現場に行く機会の拡大」等の活動を実施したが、社員・協力会社アンケート結果では、社員と協力会社のギャップが継続して大きかったことから、自由記述欄への記入率が高い「工程への意見」、「関電社員への意見」及び特にギャップが大きい「社員に対してものを言いやすい」、「現場に足を運んでいる」、「迅速なフィードバック」に着目して、２００９年度以降、重点施策「当社と協力会社における意思疎通の強化」に継続して取り組んでいる。

具体的には、安全最優先の定期検査工程等を作業員の方々に理解してもらえるよう定期検査説明会の開催やビラの配布、社員のコミュニケーション意識を向上させるよう協力会社の方々との一体感醸成活動や職場懇談会等におけるコミュニケーションレベルアップ集を用いたマナー意識向上活動、安全最優先の定期検査工程の対応策として作業エリア・工程調整機能の向上や工事管理依頼の期限管理等を実施している。

当社社員と協力会社の方々との意識のギャップを完全になくすことは困難であるものの、これらの取組みについてはその効果を確認しつつ、継続的に改善活動を実施していく。

e. 地元の方々と経営層との直接対話（原子力懇談会）（組織・体制に係る活動）

美浜発電所３号機事故の再発防止対策の検討の中で、当社の経営層が、地元の方々と直にコミュニケーションをとる機会がなく、地元の声を経営に十分活かせていなかったとの問題点が抽出されたことから、地元との対話活動の方法を見直して充実を図ることとし、その１つとして地元の方々と経営層との直接対話活動を２００５年度から継続して実施している。

d. 地元の方々とのコミュニケーションの推進（組織・体制に

係る活動）

地元の皆さまの声を発電所運営に反映する活動として以下の 4 項目について実施している。本活動については、「大飯発電所コミュニケーション活動計画」にて計画・実施・評価するとともに「美浜発電所３号機事故再発防止対策のうち日常業務として実施していく項目」においてもフォローしている。

・オピニオンとの日常接触

・大島地区各戸訪問（1 回／四半期）

・地元住民説明会

・立地町への当社幹部訪問（懇談会：安全の誓いの日）

(3) 学習する組織に係る活動

学習する組織に関する評価の視点は次の 6 つとしている。

① 安全を確保するために、必要な技術力を維持･向上しているか

② ルールは遵守されているか。業務改善のためのルール見直しに努めているか

③ トラブルや不具合、海外情報を踏まえた主体的な問題解決、改善活動を実施しているか

④ 外部意見の積極的聴取、業務への反映を行っているか

⑤ 現状への問いかけ・リスク評価や組織全体のリスク感知能力を通じて、更に安全性、信頼性の向上及び労働災害の未然防止に努めているか

⑥ 原子力事業本部、発電所の社員のモチベーションが維持、向上されているか

これらの視点に関連する改善活動を次に示す。

a. 若手社員育成策の充実、強化（教育・訓練に係る活動）

２００７年度の安全文化評価において、若手社員の現場経験機会の不足、ＯＪＴの不足等の問題点があり、若手社員が早い段階から現場で能力を発揮できるようにするために人材育成策の強化が必要との課題が抽出されたことから、２００

８年度から重点施策として「若手社員育成策の充実、強化」を実施している。

(a) 若手社員の技術力推移の経年観察評価

保修課、管理課等へ新規に配属された若手社員を対象に、経年的に技術力を観察し、育成方法の改善の必要性を判断することを目的として、２００９年度に「若手社員の技術力推移の経年観察評価マニュアル」を制定し、運用を開始した。

(b) 若年層教育の強化

・要員の育成目標の明確化
・育成体制としてのペアリングの実施
・保修課実務講習による早期立ち上がり支援
・大卒発電実習への制御・主機実習の実施
・発電実習課題発表会
・保修机上業務の手引の整備

また、２００８年度の発電所評価において、若手社員が早い段階から、現場で能力を発揮できるようにするため、人材育成策の強化が必要という課題が抽出された。このため、原子力事業本部の２００９年度重点施策「若手社員育成策の充実、強化」に係る活動と協調し、教育テキストの整備等に係る発電所の意見が反映されるよう協力を行った。また、発電所独自の取組みとして、電気・機械技術アドバイザーによる保修課若手社員を対象とした各種技術基準等の理解促進教育を行った。これらの教育は現在も継続して実施している。

b. 協力会社の力量の維持・向上に向けた支援（教育･訓練及び社内マニュアルに係る活動）

定期検査では、設備メンテナンスごとに点検・保守に携わる協力会社を固定し、同一の協力会社が繰り返し施工することで、継続的に品質を確保している。そこで、将来に亘る定

期検査工事等の工事力を確保するために、協力会社の力量把握の充実・強化、及び協力会社が継続的に人材育成、教育、訓練を実施していくための支援を充実した。現在の取組状況は次のとおりである。

(a) 協力会社の力量把握の充実・強化

ア．作業責任者、棒芯（リーダ）の中長期の育成計画を確認

２００８年６月に、元請会社に対し、調達要求事項として、技能認定資格者（作業責任者、棒芯）の育成計画を定期的に報告することを請負工事一般仕様書に反映した。

イ．協力会社の力量把握に関する当社の指導・助言

２００９年２月には、元請会社に対し、調達要求事項として、元請会社の協力会社も含めた必要な力量、力量把握方法、育成計画、及び教育訓練の実施内容を明確にし、当社に提出する品質保証計画書に明記することを依頼した。また、当社は、提出された品質保証計画書を審査するとともに、定期的な品質監査の中で、元請会社の実施状況を確認している。

(b) 継続的な人材育成

ア．作業者が定着、育成しやすい環境の醸成

２００８年度下期に、工事量の平準化を目的として、定期検査対象機器の点検を実施している代表的な協力会社に対し、年間契約の実施、及び熟練技術者の若狭地域への定着を図ることを目的として、熟練技術者による日常管理役務の拡大（機器の日常点検、保守計画・作業要領のレビュー）を実施した。この結果、対象協力会社からは施策が有効であるとの評価が得られ、各保修課からも、品質・安全の向上につながる取組みであるとの意見が得られたことから、当社と協力会社が相互に目的意識

を共有化、浸透を図りながら、継続して取り組んでいる。

イ．教育訓練に係る情報の共有

主要な元請会社へ、当社の研修センターの設備の概要や原子力人材育成事業（国の費用助成制度）等を説明し、利用を慫慂した。また、利用の状況の確認及び使い勝手について聴き取り調査を実施し、利用してもらいやすいように設備・運用の面の改善を図った。

ウ．　協力会社の技術力確保に向けた支援の検討

２０１８年度の安全文化評価において、運転プラント数の減少に伴って技術伝承の機会が減少することを懸念する意見が複数挙がっており、人材・技術力の確保が困難な状況が伺えるという課題が抽出されたことから、今後の定期検査工事・工程の最適化を目指す「定検最適化ＷＧ」を通じて、大飯発電所３，４号定期検査最適化に必要な協力会社技術力に係る課題（短期・中長期）を把握し、協力会社・原子力事業本部とともに解決策の検討を実施している。また、協力会社技能認定制度にかかる課題について、社内・協力会社から現場の声を広く聴取したうえで、更なる技能認定取得者の増加に向けた検討を実施している。

c. 法令遵守に係る発電所への支援（法令相談窓口の明確化）（社内マニュアルに係る活動）

２０１０年度の安全文化評価において、プラントの運転に影響を及ぼす可能性があり得た法令違反の発生を踏まえ、法令上の手続きのより確実な実施に向けた取組みを充実していく必要があるとの課題が抽出された。このことから、２０１１年度に重点施策として「法令上の手続きのより確実な実施に向けた取組みの充実」を実施した。具体的には、火力部門との比較等を行い、業務遂行に当たって確認が必要な法令を再抽出し、法令遵守支援ツールに追加したほか、法令等適合

性チェックシートにおいて、個別のチェック欄を設けていなかった「その他法令」についても、手続きが必要となる可能性のある法令が法令遵守支援ツールを通じて容易に検索･抽出できるようにし、手続き不要と判断したことが審査過程で確認できるように様式を改善した。

d. 想定リスクの意識付けの更なる向上と徹底（組織・体制及び教育・訓練に係る活動）

トラブルの未然防止のためには、トラブルや不具合を契機としない日常業務におけるチェックやアクションが重要であり、日常業務における現場第一線レベルで想定されるリスク意識喚起を目的として次の活動を実施している。

・協力会社の作業計画書読み合わせへの参加
・上司から部下への問いかけ
・ハットヒヤリ活動
・トラブル事例研修

ハットヒヤリ活動については、発電所での業務に従事する者のハットヒヤリ経験を活かした取組みとして

・発電所所員へのハットヒヤリ事例の１人１件登録活動の推進
・協力会社へのハットヒヤリ事例の定期的な提出の慫慂
・収集した事例の分析結果の安全衛生委員会や安全衛生協議会を通じての周知

等を継続的に実施している。活動の結果は毎年度評価し、次年度の活動計画に反映すべき事項の抽出に努めている。

また、２０１７年１月２０日に発生した高浜発電所２号機格納容器上部遮蔽工事のため設置していた大型クレーン １ 台のクレーンジブ倒壊事故を受けて、原子力安全、労働安全双方の観点から、リスクマネジメントの更なる充実及びリスク感受性を高めていくための取組みを行っている。

具体的には、リスクマネジメントの更なる充実に向けたシ

ステムの構築及び運用として、以下を実施している。

・リーダー層を含めた工事を行う当社社員、協力会社社員のリスクマネジメントの更なる充実及びリスク感受性を高めるため、発電所リスクレビュー会議（設備変更管理検討会）において、工事準備段階におけるレビューを実施している。会議には発電所長又は原子力安全統括以下、当該工事に直接・間接的に関係する主任技術者、技術アドバイザー、各課（室）長ほかが参加し、工事リスク（自然事象による影響を含め、プラントへの影響、過渡変化、暫定運用の影響等により生じるリスク）の安全上重要な機器等への影響について議論している。検討結果は適宜作業計画等に反映するとともに、リスク意識・情報の共有を図っている。

・日々のミーティングにて気象情報をはじめ共有すべき情報（不適合情報ほか）の周知を行い、気象に関する注意報が発令している場合は、現場作業におけるリスクの有無を確認し、発電所長以下発電所幹部が対応を決定している。指示及び周知すべき事項は、所員及び協力会社に伝達され、当社が発電所の安全対策の確認、協力会社の指導を行っている。

・協力会社が提出する日々の安全作業指示書の受取り、現場立会い、安全パトロール等の機会にコミュニケーションを行うことにより、リスクに関する意識付けを行っている。

・原子力事業本部、発電所ほかが参加するデイリーミーティングにおいて、気象情報をはじめ最新のプラント状況を共有している。また、発電所における日々のリスクに関する議論の結果を踏まえたリスク対応状況を共有するとともに、必要に応じて原子力事業本部が対応等の指示を行っている。

・リスク管理項目「自然災害、火災等による設備損壊、人身災害（発電所構内における建屋外での工事用資機材の不適切な使用及び安全上重要な設備への影響を含む)」について、原子力事業本部所管グループが講じたリスク対策の取組状況を四半期ごとに集約・報告している。

また、工事に潜むリスクを洗い出すことで個人レベルでの感受性を高めていくための活動として以下を実施している。

・社員のリスクに対する感受性を向上させるための教育を実施し、受講者アンケートの結果を確認し、必要な改善、テキストの更新等を行い、以降の教育に反映している。

・協力会社（安全担当）を対象に、現場パトロールやパトロール開始前の着眼点説明（事例検討）及び終了後の反省会を通じて、リスクに対する着眼点や感受性を養う教育を実施している。

・土木建築関係者が原子力プラントの重要設備等について理解を深めるため、発電所の土木建築課・土木建築工事グループの要員を対象に、原子力発電施設に詳しい要員を講師として、プラント内をウォークダウンしながら、重要設備を含めた設備の位置、その機能、損壊時の影響等を学ぶ教育を実施している。

・土木建築関係の協力会社の作業責任者以上の元請職員を対象に、原子力の特性の理解と発電所構内工事のリスクに対する感受性を高める教育を実施している。

なお、重大な労働災害や経験の浅い作業員の労働災害が未だ発生していることから、労働災害の撲滅に向けた取組みの充実を行っている。

・労働安全管理活動に対して的確な指導・助言を行っていただくため、２００５年９月に配置した「安全技術アドバイザー」による現場パトロールを、原則として週１回２０１７年３月から実施している。

・２０１７年９月より、労働災害撲滅に向けたアクションプランを策定・展開し、２０１８年４月からはそれらの取組みを安全衛生活動計画（第 2.2.1.8.1 表「２０１９年度安全衛生活動計画」参照）に落とし込んでいる。活動内容は、過去発生した労働災害の原因を詳細に分析し、その対策を取りまとめたものである。具体的には、現場パトロールの強化（対象工事及びパトロール要員の拡大）に加え、ＴＢＭの充実（通常のリスクアセスメントでは拾いきれないような、準備、後片付け等の軽微な作業についてもＴＢＭで議論する等）により個人のリスク感受性向上を図りつつ、作業員の体調管理強化等も実施している。

・２０１８年１０月に発生した高浜発電所１号機での協力会社作業員の負傷を受け、再発防止対策として、準備、後片付け等の軽微な作業にも配慮した当社社員による安全指導の実施、作業責任者による作業開始前の現地確認の徹底等を実施している。なお、作業責任者に対し、災害防止のリーダーとしてのその職務を再認識させるための教育も実施している。

これらの取組みについては、仕組み、運用の面からその効果を適宜確認しつつ、リスク感受性を高めるための教育を含めて改善、充実を図っている。

(a) ハットヒヤリ活動の実施状況

評価対象期間内に実施したハットヒヤリ活動のうち、主要な活動実績を以下に記載する。ハットヒヤリ事例の蓄積においては、現場の作業員や作業担当者が主体的に報告・蓄積していくことが安全文化上重要であるとの観点から、データベースへの入力項目を必要最低限に絞って可能な限り簡素化し、ハットヒヤリ事例の報告・蓄積を推進している。

ア．２０１７年５月「当社提出分におけるハットヒヤリ事例分析」

２０１６年度に当社から提出されたハットヒヤリ事例を 4M（「Man」（人）、「Machine」（設備、機器）、「Media」（環境）、「Management」（管理））に分類し、傾向分析の結果から作業に関連するリスクの低減を図った。

イ.２０１７年９月「協力会社提出分におけるハットヒヤリ事例分析」

２０１６年度に協力会社から提出されたハットヒヤリ事例を、大飯発電所独自のリスクマトリックスに照らし合わせて評価し、どの程度危険があるのかを把握することで、作業における危険の感受性を高めるように努めた。

ウ．２０１６年度～２０１９年度「事故の型「エリアマップ」の作成」

年度ごとに提出されたハットヒヤリから、重篤な労働災害を引き起こす恐れのある「転倒」、「墜落・転落」、「火災」、「飛来・落下」が発生しやすい場所を整理したエリアマップを作成し、発電所内で共有を行い、リスクの低減に努めた。

エ．「２０１８年度、２０１９年度 現場設備改善の実施」

年度ごとに提出されたハットヒヤリの中から、労働災害に繋がる恐れのあるものを抽出してリスク分類を行い、リスクが高いと判断したものについて現場設備改善を実施した。（２０１８年度：5件　２０１９年度：3件）

(b) 労働安全衛生マネジメントシステムによる本質安全化の推進

２００８年度の発電所評価において、労働安全衛生マネジメントシステム（ＯＳＨＭＳ）による本質安全化の推進として、安全管理者によるレビューを実施しているが、「計

画段階、実施段階における労働災害のリスク意識に不十分な面がある」、「発電所経験の少ない作業員の安全意識に不十分な面がある」という意見が課題として抽出された。このため、リスクアセスメント結果のリスクシートを作業現場に掲示し、危険予知トレーニング（ＫＹＴ）や作業前ミーティング（ＴＢＭ）等で活用し、アセスメント結果を作業で活かす活動を行っている。

(c) リスク感受性向上教育の実施

２０１７年１月に発生した高浜発電所２号機クレーン倒壊事故を踏まえ、自然現象等によるリスクの感受性を高めるための事例研修を実施するとともに、その後の継続的学習のために同様事例の e ラーニングを実施している。受講者のアンケートでは、有益度、理解度ともに高く有効であったと評価している。また、社員及び協力会社の土木建築関係者が原子力発電所の重要設備や機能、損壊時の影響等に関する理解を深めるため、発電室課長等が講師となり、プラントウォークダウンを行うなどの講習を実施した。安全上重要設備へのリスク意識の向上に対し有効であったと評価している。

(d) 労働災害撲滅に向けたアクションプランの実施

２０１７年９月より、労働災害撲滅に向けたアクションプランを策定・展開し、２０１８年４月からはそれらの取組みを安全衛生活動計画（第 2.2.1.8.1 表「２０１９年度安全衛生活動計画」参照）に落とし込んでいる。活動内容は、過去発生した労働災害の原因を詳細に分析し、その対策を取りまとめたものである。具体的には、現場パトロールの強化（対象工事及びパトロール要員の拡大）に加え、ＴＢＭの充実（通常のリスクアセスメントでは拾いきれないような、準備、後片付け等の軽微な作業についてもＴＢＭで議論する等）により個人のリスク感受性向上を図りつつ、

作業員の体調管理強化等も実施している。また、労働災害の撲滅に向けては、協力会社の作業員や当社の作業担当者がリスク低減のための措置を主体的に講じていくことが安全文化上重要であるとの観点から、作業計画書の審査時点において協力会社が作成したリスクアセスメントに対して安全管理者による第３者確認を実施することにより、主体的に協力会社の作業員や当社の作業担当者が作業のリスク分析およびリスク低減措置の検討を推進している。

e. 新規制基準に係る保安規定補正申請の実施及び社内標準の整備（社内マニュアルに係る活動）

２０１５年度及び２０１６年度の安全文化評価において、新規制基準対応で追加される業務や設備のルールの運用について不安が見られたことから、社内標準の整備として、ドラフト案作成と所内会議でのレビューを実施（２０１７年３月）、その後十分な時間をかけて複数回の所内レビューを実施して、社内標準を制定・改訂（２０１７年４月～２０１７年９月保安規定施行まで）することにより、社内標準間の整合を確保するとともに、必要な項目を抜け漏れなく反映することができた。

また、新たなルールの周知として、事前教育を全所員及び協力会社を対象に（２０１７年５月～２０１７年８月の間）実施した結果、新規制基準対応で追加されるルールに対する所員の理解が深まり、社内標準施行と同時にスムーズに変更されたルールを基に対応を行うことができた。

f. マニュアル作成や見直し、技術伝承資料の充実（社内マニュアルに係る活動）

２０１７年度の安全文化評価において、プラント停止が長期化している状況から、プラント運転や定期検査対応に必要な技術力（現場での経験等）については、若年層への経験付与や技術伝承ができていないことに対する不安が見られたこ

とから、マニュアル作成や技術伝承資料の充実を行った。

各課（室）における取組みの具体例は以下のとおり。

・業務マニュアルの見直しを実施し、所属内で必要な業務を担当だけでなく係員全員が実施できるようにした。

・大飯発電所３，４号機の再稼動を通して、クリティカル工程作業でのハットヒヤリ事象や実施頻度が不定期な検査等のノウハウについて課内共有し、後の技術伝承資料の充実を図る活動を実施している。

g. 主体的なリスク低減活動（組織･体制にかかる活動）

主体的なリスク低減活動として、プラントウォークダウン、原子力安全リスク検討会及びリスクレビュー会議を実施している。

(a) プラントウォークダウン

関西電力の特別管理職クラスが現場パトロールを実施し、現場良好事例・気付き事項を確認している。

ア. 現場パトロールを実施する。

イ. 現場の良好事例・気付き事項をまとめ、各課共有する。

ウ. 各課で気付き事項を確認し、必要な処置を行う。

エ. 処置状況を確認する。

(b) 原子力安全リスク検討会

社達「原子力発電の安全性向上への決意」が２０１４年８月に制定されたことを受け、リスクの継続的な除去・低減及び発電所全体での認識共有という観点から原子力発電の安全性向上に資するため、原子力安全リスク検討会を２０１４年１０月に設置した。発電所の日常運営活動及び外部情報等から得られる原子力リスク、放射線リスクを中心に原子力安全統括が座長となって原子力安全リスク検討会を開催している。検討結果については、発電所内に周知するとともに、原子力事業本部原子力安全部長に報告している。

原子力安全リスク検討会では、例えば停止時安全上重要機器周辺作業の関係箇所が集まって最もリスクが低くなる方法の検討を行ったほか、系統構成の変更が長期間に亘って複雑に実施される場合にそれぞれの段階に応じた適切な補償措置が施されるよう検討を行った。

(c)リスクレビュー会議

２０１７年１月に発生した高浜発電所２号機大型クレーンジブの損傷事象に鑑み、工事におけるリスク管理及び安全管理に関する各方策を確実に実施できるよう、２０１７年３月にリスクレビュー会議を設置した。

リスクレビュー会議については、工事所管にて検討した各リスクに対する処置案を、発電所幹部、各主任技術者、各技術アドバイザー及び所内関連箇所によって審議、確認している。結果は、所内で共有するとともに、リスク処置方策を指示するために作業計画書への反映を行っている。

なお、(b)の原子力安全リスク検討会とリスクレビュー会議はいずれも原子力安全に係るリスクを検討対象としていたことから、一元的にリスクレビュー活動を実施するために、２０１９年６月をもって原子力安全リスク検討会を廃止し、リスクレビュー会議に統合した。

h. 発電所員のモチベーションの維持、向上（教育・訓練に係る活動）

２００８年度の発電所評価において、「マイプラント意識や発電所で働く誇りを感じて、所内のモチベーションを向上する必要がある」との意見が課題として抽出された。このため、「所内表彰制度（月間 MVP 表彰、定検 MVP 表彰)」、「原子力専門技能認定者、専門技術・技能者（マイスター）の名前を事務所玄関に掲示する取組み」、「安全衛生協議会における安全、品質、放射線管理における良好事例の表彰制度」等既存の取組みについても、電子掲示板等の活用を通じて管理職

の価値観を所員に示すための工夫を加えて、継続的に実施している。

また、２０１５年度の発電所評価において、長期のプラント停止に伴い、将来に対する不安が見られたこと等を踏まえ、若手社員（入社５年まで）を対象としたモチベーション維持・向上に向けた取組み（発電所幹部との懇談等）を実施した。

i. 世界原子力発電事業者協会（以下「ＷＡＮＯ」という。）及び原子力安全推進協会（以下「ＪＡＮＳＩ」という。）によるピアレビュー（組織･体制にかかる活動）

原子力発電所の、より一層の安全性･信頼性向上を図ることを目的に、大飯発電所においてＷＡＮＯ及びＪＡＮＳＩによるピアレビューを受け入れた。

ピアレビューは、世界各国の専門家からなる専門チームが、現場作業の観察やインタビュー等を通じ、他の発電所の参考となるような取組みや、世界の最高水準と比較して更に改善できるところについて事業者と議論を交わすことで、改善点を見出し、自主的改善により、原子力発電所の安全性や信頼性をより向上させることを目的としている。

レビューの結果、改善が必要と評価された提言に対しては、産業界の良好事例等を効果的に活用し、対応を実施している。

j. ＪＡＮＳＩによる安全文化アセスメント（組織・体制に係る活動）

２００９年７月に社外組織である日本原子力技術協会（現：ＪＡＮＳＩ）による安全文化アセスメントのうち、現場診断として、社員については、一般役職者と担当者の計 30 名に安全文化の観点でインタビュー及びアンケート結果を踏まえた評価を行った。この結果、大飯発電所は「原技協７原則（軸)」に照らし、全般に高いとの評価を受けた。

２０１６年６月にも同様の現場診断を受診し、発電所幹部、

特別管理職、一般管理職、担当者の計 45 名へのインタビュー及びアンケート結果を踏まえた評価を行った。この結果、大飯発電所は、「ＪＡＮＳＩ　７原則」の診断対象とした 16 主要素の内、13 主要素に「ネガティブ多数回答」は見られず、「ポジティブ多数回答」が全部門で多くを占めており、極めて良好な文化が築かれているものと考えられるとの評価を受けた。なお、ＪＡＮＳＩの気付き事項については、安全文化醸成活動において具体的な取組みを展開している。

k. 安全文化醸成に係る教育の充実（教育・訓練に係る活動）

「発電設備の点検結果に係る再発防止対策行動計画」（電工第９号、２００７年５月１８日）の「Ⅳ. 全電力での取組み」のうち、「【電２】安全文化醸成に係る教育の充実」のひとつとして、２００７年度に、原子力事業本部、美浜発電所、高浜発電所、大飯発電所、地域共生本部の社員を対象に、ＪＡＮＳＩが提供しているｅラーニング「あなたが主役！安全文化」を実施した。実施後に取組状況を分析した結果、ｅラーニングの完了率は高く、真剣に取り組まれていたと判断できることから、安全文化の基本的知識の付与に役立ったものと評価している。

また、２０１４年１０月及び２０１５年１０月には、２０１４年度の原子力部門の重点施策の取組みとして福島第一原子力発電所事故からの反省、社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定経緯・概要及び安全文化を高めていくために実践する姿勢・行動を解説するｅラーニングを原子力部門の社員に対象として実施した。実施後に取組状況を分析した結果、ｅラーニングの完了率は高く、受講後のアンケート結果では約 9 割程度の方が有益と回答しており、「安全性向上の取組みの重要性の理解」のために有益であったと評価している。

２０１６年度は、昨年度実施したｅラーニング受講者から

の要望（具体的な事例の紹介等）を踏まえた見直しを行い、原子力部門の社員を対象に実施した。実施後の取組結果としては、完了率及び受講後アンケートの肯定的な回答率は高く、社達の浸透活動に有益であったと評価している。

２０１８年度は、安全文化醸成活動に資するためのｅラーニングの内容を踏まえて、安全文化のより一層の向上を目指して、個人の具体的な活動に反映することを目的とした、職場ごとの行動目標の設定を原子力部門の社員を対象に実施した。

(4) 安全文化の醸成活動の仕組みに係る調査

安全文化の醸成活動の仕組みに係る改善活動を次に示す。

① 安全文化評価の実施と展開（組織・体制に係る活動）

２００５年１月に原子力安全委員長が「安全文化意見交換会」の一環として当社の本店を訪れ、社長と意見交換を行った際に、「現場の安全文化をモニターして安全文化を維持するシステムを検討すること」の要請があった。これを受け、２００５年度から、安全文化の劣化の兆候をシステマティックに検知すること、及び安全最優先の浸透度を把握するための指標を定めて現場実態の把握に努めることを目的として安全文化の指標について検討を開始した。また、並行して１９９１年の美浜発電所２号機蒸気発生器伝熱管損傷事象以降の安全文化に関する取組みや原子力保全改革検証委員会（現：原子力安全検証委員会）での委員のご発言を、安全文化の観点から分析するとともに、国内外の知見を調査した。その結果、当社の原子力部門の安全文化に関しては、①トップのコミットメント、②コミュニケーション、③学習する組織が重要な要素であることが明らかとなり、これを安全文化の要素としている。

２００７年度には、上述の検討結果を踏まえ、美浜発電所３号機事故再発防止対策による安全文化の再構築の状況を把

握することと、安全文化が自律的に継続的に改善される仕組みを構築することを目的として、試行として発電所と原子力事業本部を一体とした原子力部門の安全文化評価を実施した。評価に当たっては、指標だけでなく、関連する取組みの実施状況、対話活動、根本原因分析の結果、社外有識者のご意見等定性的なデータを収集して総合的に判断するとともに、後述する安全文化評価ワーキングでの議論により評価した。さらに、客観性確保の観点から、安全文化評価ワーキングの事務局に原子力保全改革推進室（現：経営企画室）を加えることにより、原子力部門以外の視点による評価が加えられるようにした。

２００８年度には、安全文化評価を本格導入し、原子力部門評価に加えて発電所でも評価を実施し、各発電所で自律的に改善を行っていく仕組みとした。また、２００７年度の評価結果を踏まえ、評価の納得性を高める観点から、指標の見直しを実施するとともにあるべき姿を策定し、これらを含めた年度計画を策定した。また、２００９年１月～２月には美浜発電所３号機に対して国際原子力機関（ＩＡＥＡ）の運転管理評価チーム（ＯＳＡＲＴ）を招聘し、評価を受け、その結果「安全文化を評価するための包括的な仕組みを構築している」ことが良好事例であるとの評価をいただいた。

２００９年度には、原子力事業本部のうち、発電所とラインを形成するグループ及び重点施策を所管するグループを対象としてスモール事業本部評価を試行として追加するとともに、原子力部門の中間評価（その後、中間状況確認）を実施した。

２０１０年度には、スモール事業本部評価を各部門（原子力企画部門、原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門）へ展開した。

２０１１年度には、その年の３月に発生した福島第一原子

力発電所事故を踏まえた評価を実施し、広い視野から規制の枠にとどまらず原子力安全の更なる確保に取り組んでいく必要があることを確認した。

また、この評価結果を受け、２０１２年度は、部門評価を地域共生本部へ展開するとともに、福島第一原子力発電所事故に関する国等の調査報告書における安全文化に係る指摘事項を踏まえ、安全文化評価の枠組み（評価の視点、あるべき姿等）の見直しを実施した。

２０１３年度は、７月に施行された「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に伴い、安全文化醸成活動が品質マネジメントシステムに含まれたことを踏まえ、安全文化推進委員会の事務局及び委員から経営企画室を除いたが、客観性確保の観点を踏まえ、経営企画室をオブザーバーとした。また、中間状況確認を見直し、事業本部長が必要と認めた場合に実施するよう運用方法を見直した。

２０１４年度には、各部門の評価において、経営監査室、原子燃料サイクル室、総務室、購買室（現:調達本部）、土木建築室、関西電力能力開発センター（能力開発センターは２０１８年度に廃止）の評価を追加実施した。

評価方法と評価結果の変遷を、第 2.2.1.8.2 表「安全文化評価方法と評価結果の変遷」に示す。

このように、前年度の結果を踏まえて、継続的にＰＤＣＡをまわしており、安全文化評価の仕組みを継続的に改善している。

② 原子力安全文化推進委員会の設置（組織・体制に係る活動）

２００７年度には、安全文化評価の試行に当たって、指標に基づく分析評価、必要なアクションプランの検討、指標の妥当性の検討等を行うために、原子力事業本部顧問を主査と

する「安全文化評価ワーキング」を設置した。

２００８年度には、安全文化評価を本格導入するに当たって、安全文化評価に加え、安全文化醸成の活動の年度計画の策定、活動の進捗状況の評価を審議する「原子力安全文化推進委員会」を設置し、安全文化評価ワーキングは廃止した。原子力安全文化推進委員会の体制は、保安に関する組織のほか、外部の声を積極的に安全文化醸成の活動に反映する観点から原子力事業本部地域共生本部、安全文化再構築のための美浜発電所３号機事故再発防止対策を統括する部署として原子力保全改革推進室（現：経営企画室）から委員を選定した。また、原子力安全文化推進委員会の業務を機動的に遂行するために必要な事項を審議することを目的として、原子力安全文化推進委員会の下に「原子力安全文化推進ワーキング」を設置した。

また、２０１３年７月に実施した安全文化醸成活動を品質マネジメントシステムに含める変更に伴い、原子力安全文化推進委員会の委員は、品質マネジメントシステムに含まれる組織の委員に限定し、その他の委員はオブザーバーに変更した。

③ 安全文化醸成に係る社内マニュアルの制改正（社内マニュアルに係る活動）

２００７年１２月の原子炉施設保安規定の改正において、安全文化の醸成について規定したことに基づき、安全文化醸成の活動の計画、実施、評価、改善を確実に実施するために、「安全文化要綱」を２００８年６月に制定した。その後、２００９年５月には、２００８年度の安全文化評価結果を踏まえて、年度計画に重点施策の計画を追加する改正を実施した。

２０１１年８月には原子力事業本部各部門評価及び中間状況確認を追加する改正を実施した。

２０１３年３月には地域共生本部評価を追加する改正を実

施した。

２０１３年７月には「原子力安全文化推進委員会運営の手引」の内容を取り込んで改正した。さらに、２０１４年３月には記番号表示の見直しに伴う改正を実施した。２０１４年６月には原子力発電の安全に係る品質保証組織の見直し（原子力安全部門の新規設置ほか）に伴う改正を実施した。２０１５年６月には調達本部の設置、本店各室の評価の追加に伴う改正を実施した。２０１５年７月には原子力技術部門統括（土木建築）の追加に伴う改正を実施した。さらに２０１５年１１月には業務フロー図の適正化（来年度への反映を追加）に伴う改正を実施した。２０１６年６月には評価のためのインプット情報の見直し（重点施策実施状況をインプット情報として明示）伴う改正を実施した。２０１８年６月には品質保証組織の見直し（能力開発センターの廃止）に伴う改正を実施した。２０１８年８月には調達本部及び地域共生本部における承認者の見直しに伴う改正を実施した。

２０１３年７月には「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」の施行に伴い、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に安全文化醸成活動を規定し、「安全文化通達」を制定した。これらは、その後、２０１４年６月に原子力発電の安全に係る品質保証組織の見直し（原子力安全部門の新規設置ほか）に伴う改正を実施した。

また、②で記載した原子力安全文化推進委員会の運営について定めた「原子力安全文化推進委員会運営の手引」を２００８年５月に制定した。２００９年９月には、原子力安全文化推進ワーキングに係る運営上の手続きについて適正化、２０１２年６月には、本店組織の一部変更を反映する改正を実施したが、先述のとおり、２０１３年７月の「安全文化要綱」改正において本手引の内容を反映し、本手引は廃止した。こ

のように、社内マニュアルに関しては、実態を踏まえた改正を継続的に実施している。

④ 社達「原子力発電の安全性向上への決意」の制定（社内マニュアルに係る活動）

福島第一原子力発電所事故から、原子力発電固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いうことを教訓として学んだ。今後とも安全最優先で原子力発電事業を運営していくためには、それらの教訓を踏まえ、将来世代に引き継ぐ原子力安全に係わる理念をあらためて明文化するとともに、すべての役員及び従業員が、原子力発電の意義･必要性を再認識し、誇りと使命感をもって、全社一丸となり原子力発電のたゆまぬ安全性向上に取り組むことが極めて重要である。そのため、「原子力発電の安全性向上への決意」を策定し、社達として２０１４年８月に制定した。（第 2.1.2 図「原子力発電の安全性向上への決意」参照）

⑤ 安全文化醸成に係る教育の充実（教育・訓練に係る活動）

「発電設備の点検結果に係る再発防止対策行動計画」（電工第９号、２００７年５月１８日）の「Ⅳ. 全電力での取組み」のうち、「【電２】安全文化醸成に係る教育の充実」のひとつとして、２００８年度から、下記の既存の教育に安全文化について織り込み、年に 1～2 回実施している。

・ヒューマンファクター（ＨＥ防止）研修：入社 2 年目の社員
・ヒューマンファクター（安全意識・モラル）研修：職場の上席担当者
・新任役職者研修：原子力部門の新任役職者

また、それぞれの研修後にはアンケートを実施し、受講者の理解度の把握、及び良好点、改善点を抽出し、研修計画に反映することにより、研修内容の継続的な改善を図っている。

同様に「発電設備の点検結果に係る再発防止対策行動計画」

（電工第９号、２００７年５月１８日）の「Ⅳ．全電力での取組み」のうち、「【電２】安全文化醸成に係る教育の充実」のひとつとして、２００７年度に、原子力事業本部、美浜発電所、高浜発電所、大飯発電所、地域共生本部の要員を対象に、ＪＡＮＳＩが提供しているｅ－ラーニング「あなたが主役！安全文化」を実施した。実施後に取組状況を分析した結果、ｅ－ラーニングの完了率は高く、真剣に取り組まれていたと判断できることから、安全文化の基本的知識の付与に役立ったものと評価している。

2.2.1.8.2.2 実績指標の調査

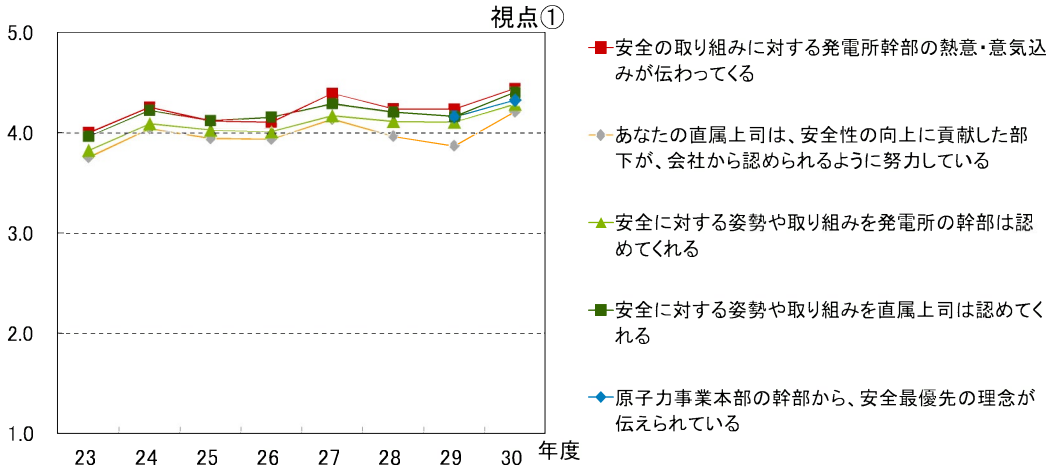
安全文化の要素ごと、及び安全文化の醸成活動の仕組みについて、それぞれ次の指標を設定し、その推移を調査した。大飯発電所の安全風土調査は、社外組織である原子力安全システム研究所が実施した。

（１）トップのコミットメントに係る活動、（２）コミュニケーションに係る活動、（３）学習する組織に係る活動に係る指標は概ね２０１８年度に肯定率が上昇している。これは大飯３，４号機の再稼働によるものであると考えられる。

(1) トップのコミットメントに係る活動

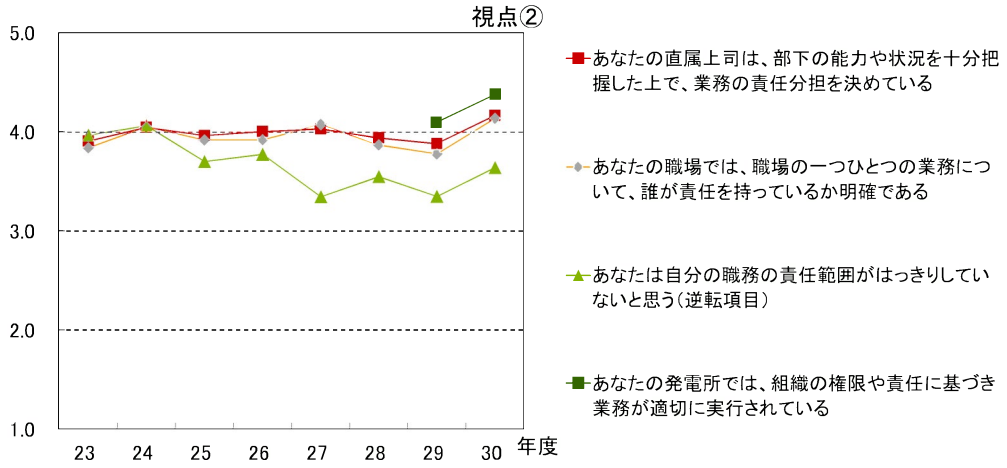
トップのコミットメントに係る活動の効果を評価する観点から、選定した実績指標及び調査した内容を次に示す。

① 大飯発電所の安全風土調査結果「組織の安全姿勢」に関する結果



取組姿勢に関する肯定意見の割合が高い値で推移している。

② 大飯発電所の安全風土調査結果「権限と責任」に関する結果

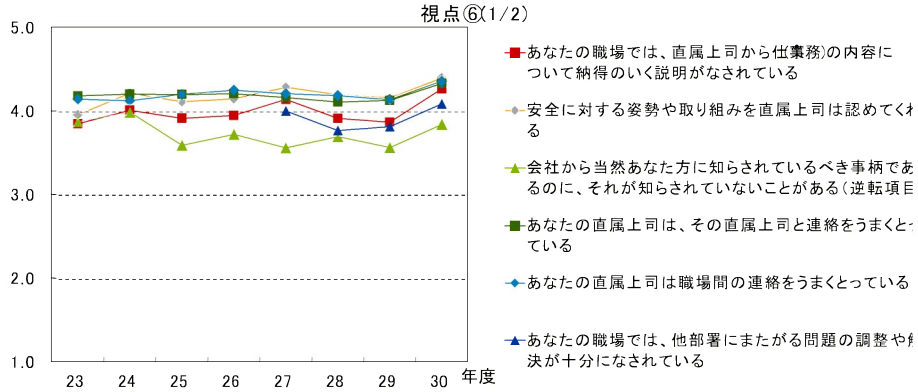


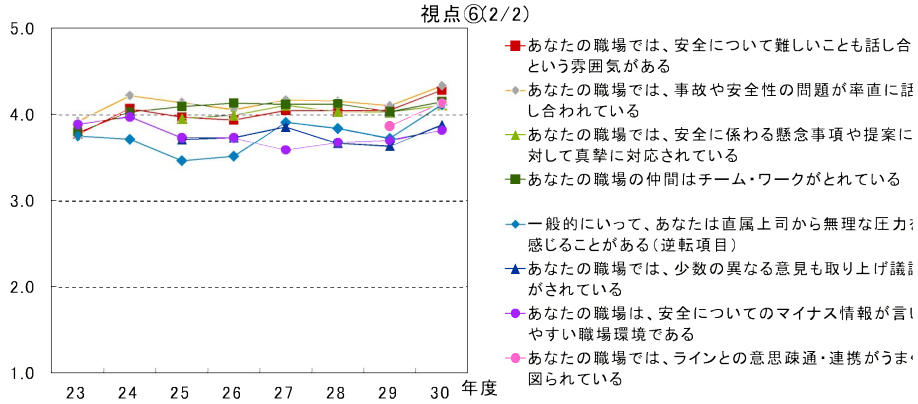
業務の責任分担及び責任箇所について肯定意見の割合が高い値で推移している。

(2) コミュニケーションに係る活動

コミュニケーションに係る活動の効果を評価する観点から、選定した実績指標及び調査した内容を次に示す。

① 大飯発電所の安全風土調査結果「コミュニケーション」に関する結果



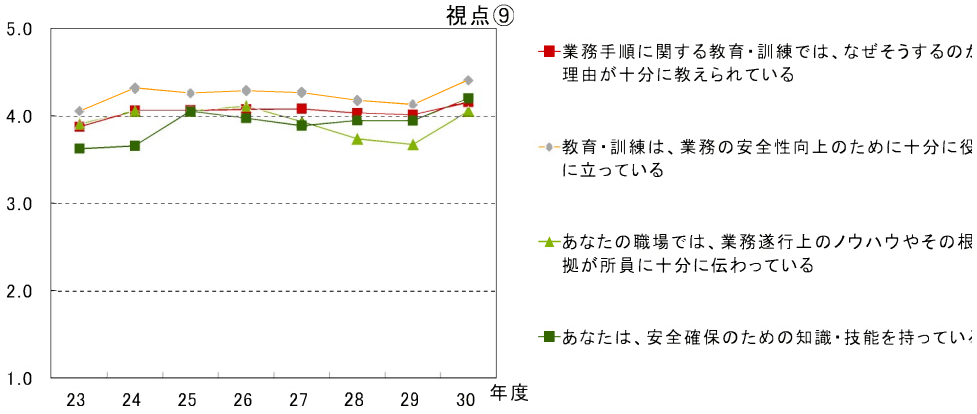


職場のコミュニケーションに関する項目について、肯定意見の割合が高い値で推移している。

(3) 学習する組織に係る活動

学習する組織に係る活動の効果を評価する観点から、選定した実績指標及び調査した内容を次に示す。

① 大飯発電所の安全風土調査結果「安全確保のための知識・技能」に関する結果



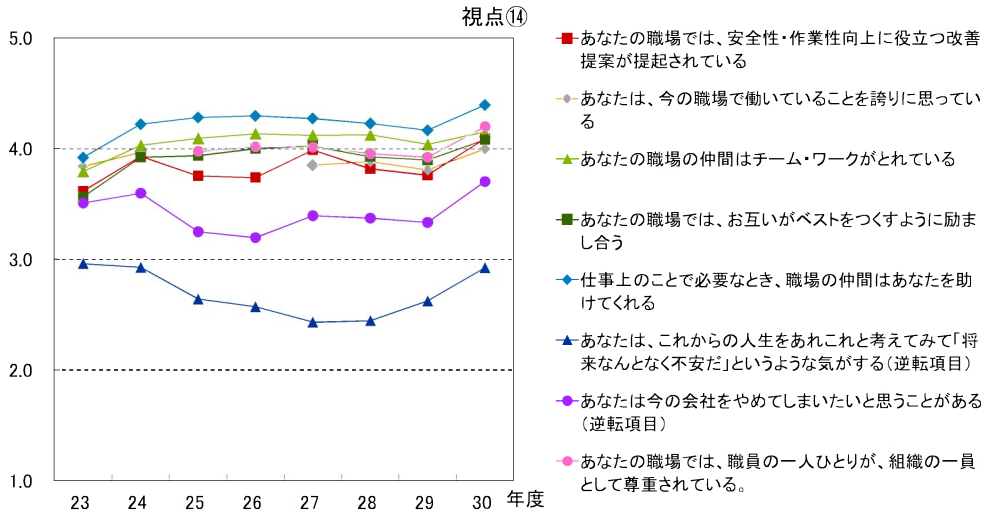
安全確保のための知識・技能に関する項目について、肯定

意見の割合が高い値で推移している。

② 外部の意見の取得機会

ＷＡＮＯ及びＪＡＮＳＩのピアレビュー、ロイド社監査等について、継続的に受け入れる等、外部の意見を聴取し、指摘事項は改善に努めている。

③ 大飯発電所の安全風土調査結果「組織のモラール」に関する結果



組織のモラールに関する項目は全体として高い値で推移している。「将来なんとなく不安だ」「今の会社をやめてしまいたいと思うことがある」については、比較的低い値で推移しているものの、近年は改善傾向にある。

(4) 安全文化の醸成活動の仕組み

安全文化の醸成活動の仕組みに係る活動の効果を評価する観点から、選定した実績指標及び調査した内容を次に示す。

原子力安全文化推進委員会の開催実績

	開催日	議題
第１回	２００８年１０月２１日	２００８年度 年度計画の概要について ２００８年度 重点施策の進捗状況について 安全文化評価のための評価要領について 発電所における取組み状況について
第２回	２００９年３月２日	２００８年度 重点施策の実施結果について ２００８年度 安全文化評価の実施結果について
第３回	２００９年４月２８日	２００９年度 原子力部門安全文化醸成のための活動年度計画について
第４回	２００９年１０月１９日	２００９年度 安全文化中間評価結果について 各発電所の活動状況について ２００９年度 年度計画の変更案について
第５回	２０１０年３月１日	２００９年度 重点施策の実施結果について ２００９年度 安全文化評価の実施結果について
第６回	２０１０年４月２６日	２０１０年度 安全文化醸成のための活動年度計画について
第７回	２０１０年１０月２２日	２０１０年度 安全文化中間評価について ２０１０年度 安全文化醸成のための活動年度計画（変更案）について
第８回	２０１１年３月１日	２０１０年度 安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第９回	２０１１年５月３１日	２０１１年度 安全文化醸成のための活動年度計画及び重点施策の実施計画について
第１０回	２０１１年１０月２１日	２０１１年度 安全文化中間状況確認結果について
第１１回	２０１２年２月２８日	２０１１年度 安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第１２回	２０１２年５月３０日	２０１２年度 安全文化醸成のための活動年度計画について 安全文化評価の枠組みの見直しについて
第１３回	２０１２年１０月１２日	２０１２年度 安全文化中間状況確認結果について ２０１２年度 安全文化醸成のための活動年度計画の改訂について
第１４回	２０１３年２月２８日	２０１２年度 安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第１５回	２０１３年５月１５日	２０１３年度 安全文化醸成のための活動年度計画について
第１６回	２０１３年１０月２８日	２０１３年度 安全文化中間状況確認結果について 安全文化評価の枠組み及び方法の更なる充実について
第１７回	２０１４年３月４日	２０１３年度 安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第１８回	２０１４年５月２２日	２０１４年度 安全文化醸成のための活動年度計画について
第１９回	２０１４年１１月１２日	２０１４年度 安全文化重点施策の実施状況について 更なる安全性向上を目指す観点からの安全文化評価方法の充実について
第２０回	２０１５年３月２日	２０１４年度 安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第２１回	２０１５年６月３日	２０１５年度 安全文化醸成のための活動年度計画について

	開催日	議題
第２２回	２０１５年１１月３０日	２０１５年度 原子力部門 安全文化重点施策の実施状況について
第２３回	２０１６年３月１８日	２０１５年度 安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第２４回	２０１６年５月１９日	２０１６年度 安全文化醸成のための活動年度計画について
第２５回	２０１６年１１月３０日	２０１６年度 安全文化重点施策の実施状況について 評価の視点③に係る社達を踏まえた記載の追加について
第２６回	２０１７年３月８日	２０１６年度 安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第２７回	２０１７年５月３０日	２０１７年度 安全文化醸成のための活動年度計画について
第２８回	２０１７年１２月８日	２０１７年度 安全文化重点施策の実施状況について
第２９回	２０１８年３月２日	２０１７年度 安全文化評価の実施結果及び重点施策の実施結果について
第３０回	２０１８年５月１５日	２０１８年度 安全文化醸成のための活動年度計画について
第３１回	２０１８年１０月１９日	２０１８年度 安全文化重点施策の実施状況について
第３２回	２０１９年３月５日	２０１８年度 安全文化評価の実施結果について
第３３回	２０１９年５月１６日	2019 年度 安全文化醸成のための活動年度計画について

「原子力安全文化推進委員会運営の手引」が２００８年５月に制定されて以降、２０１３年７月に「安全文化要綱」に引き継がれたが、ルールに定められているとおり、「安全文化醸成のための活動計画（年度計画)」、「年度計画に定める活動の進捗状況」、「安全文化の評価」等が毎年審議されていることから、安全文化醸成活動の仕組みが構築され、機能していると評価できる。

大飯発電所安全文化推進会議の開催実績

	開催日	議題
第１回	２００８年７月３日	２００８年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第２回	２００８年１０月２４日	２００８年度 安全文化評価指標の変更について ２００８年度 安全文化評価方法の修正について ２００８年度 安全文化醸成活動の追加について ２００８年度 安全文化評価方法の具体化について
第３回	２００９年１月２６日	２００８年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第４回	２００９年３月２４日	２００９年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第５回	２００９年１０月１４日	２００９年度 安全文化活動状況について ２００９年度 大飯発電所安全文化評価計画について
第６回	２０１０年１月２７日	２００９年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第７回	２０１０年４月１４日	２０１０年度 美浜発電所安全文化醸成のための活動年度計画について ２００９年度 グッドセイフティ賞審査について
第８回	２０１０年６月１１日	２００９年度 グッドセイフティ賞審査について（再審査）
第９回	２０１１年１月３１日	２０１０年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第１０回	２０１１年５月３０日	２０１１年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第１１回	２０１２年１月３１日	２０１１年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第１２回	２０１２年６月６日	２０１２年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第１３回	２０１３年２月１２日	２０１２年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第１４回	２０１３年７月２６日	２０１３年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第１５回	２０１４年２月３日	２０１３年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第１６回	２０１４年５月２６日	２０１４年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第１７回	２０１４年９月２６日	２０１４年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画についての改正について

	開催日	議題
第１８回	２０１５年２月４日	２０１４年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第１９回	２０１５年６月２９日	２０１５年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第２０回	２０１６年２月４日	２０１５年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第２１回	２０１６年５月２７日	２０１６年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第２２回	２０１７年１月２６日	２０１６年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第２３回	２０１７年５月３１日	２０１７年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第２４回	２０１８年１月２４日	２０１７年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第２５回	２０１８年５月２８日	２０１８年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第２６回	２０１８年７月５日	「２０１８年度原子力部門安全文化醸成のための活動年度計画」の通知及び「２０１８年度大飯発電所安全文化醸成活動計画」との関連等について
第２７回	２０１９年２月１日	２０１８年度 大飯発電所安全文化評価結果について
第２８回	２０１９年５月１７日	２０１９年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画について
第２９回	２０１９年６月１９日	２０１９年度 大飯発電所安全文化醸成のための活動年度計画改定案について

大飯発電所においては、所長を委員長とする「大飯発電所安全文化推進会議」を２００８年５月に設置し、「発電所安全文化醸成のための活動年度計画」、「年度計画に定める醸成活動の進捗状況」、「発電所の安全文化評価」等が適宜審議されていることから、安全文化醸成活動の仕組みが構築されていると評価できる。

2.2.1.8.2.3 総合評価

「2.2.1.8.2.1 改善活動の調査」及び「2.2.1.8.2.2 実績指標の調査」で調査した結果を踏まえ、安全文化の要素ごと及び安全文化の醸成活動の仕組みについて評価した。また、内部評価・外部評価を契機とした改善については、第 2.2.1.8.3 表「保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）」に示すとおり、その改善状況を確認した。

(1) トップのコミットメントに係る活動

２００４年８月９日、美浜発電所３号機で二次系配管破損事故を発生させ、それまで「安全が何より大切であり、これが確保されてこそお客さまや社会の皆さまから信頼を賜ることができるのだ」という信念が組織に十分浸透できていなかったことから、二度とこのような事故を起こしてはならないと固く誓い、再発防止対策の着実な実施と安全文化の再構築に全社を挙げて取り組んできた。

美浜発電所３号機事故以降、再発防止対策として、社長自らが「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」を定め、毎年度末に変更の必要性を確認し、発電所の幹部を含む経営層が、訓示や膝詰め対話等機会あるごとに安全最優先のメッセージを発信しており、安全最優先の思いが浸透してきていると受け止めている社員の割合も多くなってきている。また、保守管理における役割分担が明確化され、組織の権限と責任に関するアンケート結果も改善傾向にある。さらに、定期検査工程の策定について安全最優先の考え方で、メーカ、協力会社とコミュニケーションを図りながら実施することを明確に社内標準に規定するとともに、発電所の支援を指向した組織改正を実施し、改善されてきた。

２０１１年３月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ、広い視野から規制の枠にとどまらず、原子力の安全を何よりも優先するプライオリティが明確になっているか、原子力の安全をチェックできる体制になっているかについて、注視しながら活動に取り組んでいくこととしている。

２０１４年６月に「原子力安全を統括する職位」として新たに「原子力安全統括」を設置した。

また、同年８月に社達「原子力発電の安全性向上への決意」が制定されたことを受けて、リスクの継続的な除去、低減及び発電所全体での認識共有の観点から原子力安全リスク検討会を

設置した。

２０１５年度に、大飯発電所の安全文化推進のイメージキャラクターとして「安全まもる君」を設定し、社達「原子力発電の安全性向上への決意」の浸透に活用している。

２０１８年度より社達の更なる浸透を目的として、発電所内の各課（室）長から、各所属員に対して社達制定の経緯の説明や、社達の全体構成と要旨の説明等を実施した結果、２０１８年度の社達の浸透に関するアンケートでは 99.4%の所員が社達の内容を理解しているという結果となった。

２０１７年１月に発生した高浜発電所２号機クレーン倒壊事象に関して、社長及び経営層からの安全文化の理念の再徹底が必要との課題を抽出したため、２０１７年度から、社長及び本部長、本部長代理の発電所訪問にあわせて社員への安全最優先や安全文化の再徹底に関する訓示や協力会社の方と安全に関する意見交換を継続的に実施している。

以上のように、継続的に見直しを行いながら改善活動を実施しており、これらを有効であると受け止めている社員の割合も改善傾向にあることから、トップのコミットメントに係る活動は適切かつ有効であり、今後とも仕組みが有効に機能していく見通しがあると評価できる。

(2) コミュニケーションに係る活動

コミュニケーション活動の取組みのうち、発電所員、協力会社とのコミュニケーションをより一層促進させるため、「対話活動計画に基づくＴＢＭ等での対話活動を通じた、協力会社とのコミュニケーションの実施」により、話しやすい関係が継続され、安全最優先の意識の共有にも寄与している。

さらに、膝詰め対話の実施により、経営層からは「安全最優先」、「ＣＳＲ」等について自らの言葉で現場第一線に伝達しており、現場第一線の社員はその思いを受け止めるとともに、率直な意見も多く出され、これらの声が改善に反映されていって

いるなど、良好なコミュニケーションを実施することができている。

発電所と原子力事業本部の連携については、２００９年度の重点施策として連携に取り組むとともに、日常業務においても、各ラインで会議体等を通じて、情報共有の活性化を図ることにより、コミュニケーションが改善されてきている。原子力事業本部内の連携については、グループをまたがる案件や新規案件発生時に調整がうまくいっていない場合があったことから改善を図っている。

外部への情報提供については、トラブル等、必要な情報については安全協定等に基づき、県・立地町等へタイムリーに情報発信する仕組みが確立されており、トラブルの都度、地元のオピニオンリーダーへ説明している。また、２００５年度以降、毎年、地元の方々と経営層の直接対話を実施し、地域とのコミュニケーションの充実を図っている。また、福島第一原子力発電所事故後には、事故を踏まえた当社の取組状況を地元の皆様へ発信している。ただし、プルサーマル等原子力諸課題については、よりわかりやすい情報提供を求める意見が地域の方から寄せられることから、今後とも地域の方々に適時適切で丁寧な理解活動を心がけていくこととしている。

以上のように、継続的に見直しながら改善活動を実施しており、これらの施策が有効であると受け止めている社員及び協力会社のみなさまの割合が改善傾向にあること、並びに発電所と原子力事業本部の連携強化、当社・協力会社の意思疎通の強化について、改善に取り組んでいることから、コミュニケーションに係る活動は適切かつ有効であり、今後とも仕組みが有効に機能していく見通しがあると評価できる。

(3) 学習する組織に係る活動

２００４年８月に美浜発電所３号機事故が発生し、事故原因の調査を進める中で、原子力発電所における「原子力設備２次

系配管肉厚の管理指針（ＰＷＲ）」の不適切な運用が判明した。また、設備に対する知識付与を中心とした教育となり、「法令、技術基準等に関する教育が不足していた」、「不具合発生時のリスク管理が十分ではなかった」、「協力会社作業員の世代交代時期を迎えているが、技術伝承を積極的に支援する姿勢ではなかった」、「トラブルの水平展開の要否の検討は各電力会社ごとに行い、検討結果の情報共有も不十分であった」等の問題点が抽出された。

これらの対応として、美浜発電所３号機事故以降は、再発防止対策、又は安全文化評価から抽出された課題について対策を実施している。若手社員の育成、技術伝承については、２００８年度以降、重点施策「若手社員育成策の充実、強化」において、若手社員の育成に関する具体的な方策を実施しており、有効に機能している。

しかし、若手社員の育成策及び協力会社の技術力確保については、重点対策も即効性が期待できるものではないことから、今後とも、これらの改善方策を継続実施していくこととしている。

ルール遵守、見直しについては、法令相談窓口を明確化して、法令の不適切な運用や手続き漏れの防止に努めている。

トラブルや不具合を踏まえた主体的な問題解決、改善活動については、発生した不適合は着実に処置しており、不適合のうち安全上重要な事象や組織としての問題が潜在している可能性のある事象については、根本原因分析をしている。また、不適合情報はＣＡＰ活動等を通じて必要箇所と共有する活動を継続している。

現状への問いかけや組織全体のリスク感知能力については、ハットヒヤリ活動が活発に行われるようになってきていること、労働安全衛生マネジメントシステムにおけるリスクアセスメントが継続的に実施されているなど、リスク低減意識が醸成され

てきている一方で、重大な労災の発生や、経験の浅い作業員の労災が継続して発生していることから、今後とも安全体感研修等を実施し、リスク意識の醸成を図っていくこととしている。

２０１７年１月に発生した高浜発電所２号機クレーン倒壊事故を踏まえ、自然現象等によるリスクの感受性を高めるための事例研修を実施するとともに、その後の継続的学習のために同様事例の ｅ ラーニングを実施している。受講者のアンケートでは、有益度、理解度ともに高く有効であったと評価している。また、社員及び協力会社の土木建築関係者が原子力発電所の重要設備や機能、損壊時の影響等に関する理解を深めるため、発電室課長等が講師となり、プラントウォークダウンを行うなどの講習を実施した。安全上重要設備へのリスク意識の向上に対し有効であったと評価している。

労働災害撲滅に向けたアクションプランを策定・展開し、現場パトロールの強化（対象工事及びパトロール要員の拡大）に加え、ＴＢＭの充実（通常のリスクアセスメントでは拾いきれないような、準備、後片付け等の軽微な作業についてもＴＢＭで議論する等）により個人のリスク感受性向上を図りつつ、作業員の体調管理強化等も実施している。

外部意見の積極的聴取、業務への反映については、ＩＡＥＡのＯＳＡＲＴ、ＷＡＮＯのピアレビュー、ロイド社による品質監査等を継続的に受け入れ、指摘事項等の改善に取り組んでいる。

ただし、２０１１年３月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ、海外からの情報や外部の指摘等については、より積極的な情報収集・反映をしていくなど、広い視野から規制の枠にとどまらず、原子力安全の更なる確保に取り組んでいくこととしている。

社達「原子力発電の安全性向上への決意」が２０１４年８月に制定されたことを受け、リスクの継続的な除去・低減及び発

電所全体での認識共有という観点から原子力発電の安全性向上に資するため、原子力安全リスク検討会を２０１４年１０月に設置した。

原子力安全リスク検討会では、例えば停止時安全上重要機器周辺作業の関係箇所が集まって最もリスクが低くなる方法の検討を行ったほか、系統構成の変更が長期間に亘って複雑に実施される場合にそれぞれの段階に応じた適切な補償措置が施されるよう検討を行った。

２０１７年１月に発生した高浜発電所２号機大型クレーンジブの損傷事象に鑑み、工事におけるリスク管理及び安全管理に関する各方策を確実に実施できるよう、２０１７年３月にリスクレビュー会議を設置した。

リスクレビュー会議については、工事所管にて検討した各リスクに対する処置案を、発電所幹部、各主任技術者、各技術アドバイザー及び所内関連箇所によって審議、確認している。結果は、所内で共有するとともに、リスク処置方策を指示するために作業計画書への反映を行っている。

また、原子力安全リスク検討会及びリスクレビュー会議のいずれもが原子力安全に係るリスクを検討対象としていたことから、一元的にリスクレビュー活動を実施するために、２０１９年６月をもって原子力安全リスク検討会を廃止し、リスクレビュー会議に統合した。

以上のように、継続的に見直しながら改善活動を実施しており、これらの施策が有効であると受け止めている社員の割合が高い水準にあること、所員の能力向上を図る活動の推進に引き続き取り組んでいくこととしていることから、学習する組織に係る活動は適切かつ有効であり、今後とも仕組みが有効に機能していくと評価できる。

(4) 安全文化の醸成活動の仕組み

安全文化の醸成活動については、２００７年度に安全文化評

価を試行として開始して以降、毎年、社長の指示及び前年度評価結果の反映、並びに、評価の枠組み、評価の視点、あるべき姿、指標及び重点施策等を含めた年度計画の策定、重点施策の実施、安全文化評価を実施して、安全文化の醸成活動のＰＤＣＡを回しており、継続的に改善する仕組みが確立されている。

安全文化の醸成活動の組織・体制に関しては、保安に関する組織のほか、外部の声を積極的に安全文化醸成の活動に反映する観点から地域共生本部、美浜発電所３号機事故再発防止対策を統括する原子力保全改革推進室（現：経営企画室）が参画した「原子力安全文化推進委員会」を設置し、年度計画の策定、活動の進捗状況の評価、安全文化評価を審議することとしており、幅広い観点からの評価を行っている。

社内マニュアルに関しては、原子炉施設保安規定に「安全文化の醸成」を規定したことに基づき、「安全文化要綱」、「原子力安全文化推進委員会運営の手引」を制定し、安全文化評価結果を踏まえた改善等に伴う改正を実施してきた。また、２０１３年７月の「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」の施行に伴い、「原子力発電の安全に係る品質保証規程」に安全文化醸成活動を規定し、「安全文化通達」を制定するとともに、「安全文化要綱」を改正した。

教育・訓練に関しては、２００８年度以降、安全文化に関連性の高い内容を含んでいる既存の教育に安全文化を織り込んで実施するように改善しており、継続的に社員への安全文化の意識の浸透を図っている。

以上のように、安全文化評価を重ねるとともに、協力会社の参画も得るなど、充実を図り、安全文化の醸成活動を行う仕組みを自律的かつ継続的に改善してきていることから、今後とも仕組みが有効に機能していくと評価できる。

第 2.2.1.8.1 表　２０１９年度安全衛生活動計画（１／２）

行動方針	展開項目	実施項目	具体的実施内容	区分	所管箇所	実施頻度等	実施計画 4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3	備考
1．明るく活力ある職場づくりを目指します。	A. 事業所トップからの従業員に対する安全最優先意識の徹底	①大飯発電所　労働安全健康方針（ｺﾝﾀﾞｸﾄｶｰﾄﾞ）の配布・浸透	★大飯発電所「労働安全健康方針」を社員、協力会社社員へコンダクトカードとして配布し、浸透を図る。	継続	所長室	通年	▽	
	B. 安全健康方針に基づく各課（室）の活動計画の展開	①安全健康方針に基づく各課（室）の活動の展開（事業本部計画②）	★所大の労働安全健康方針、労働安全健康目標に基づき、各課（室）の活動計画を策定・実施し、定期的に「安全行動の誓い」（行動方針）を含めた活動内容の評価を行い、積極的な安全衛生活動の展開を図る。	継続	各課(室)	通年	▽策定　▽上期実績（安衛委報告）　▽第3四半期（OSHMS監査用）　▽まとめ	
2．安全のためにできることを常に考えます。	A. 労働災害撲滅に向けた取り組みの強化	①発電所幹部からの安全に関するメッセージ発信	★安全朝礼等の場において、安全最優先意識の更なる醸成や安全行動の実践を目指し、発電所幹部から安全に関するメッセージの発信を実施する。	継続（統合）	所長室	都度実施	◀―――▶	
		②災害の情報共有と再発防止検討会の実施（事業本部計画⑬）	★原子力サイトで労災が発生した都度、安全衛生協議会の場を活用して情報共有を行うほか、当社と安全衛生協議会で再発防止検討会を開催し、類似災害防止に向けた取り組みを行う。	継続	所長室 関係各課(室) 安衛協	都度実施	◀―――▶	
		③安全パトロールの実施（事業本部⑭）	△不安全・危険作業の抽出の他、系統設備不具合箇所抽出等に重点をおいた総合パトロールを実施する。 ▲特別管理職や一般管理職（係長・班長）を含む当社社員が着眼点を明確にするなどの工夫を凝らしたパトロールを定期的に実施することで、作業員の不安全行動（５Ｓ＋Ｓを含む基本行動の不遵守等）の是正や安全意識向上を図る。	変更	所長室 関係各課(室) 安衛協	都度実施	【総合パトロール】◀―――▶ 【当社社員によるパトロール】◀―――▶	各課活動計画へ展開要
		④新規入構者とのコミュニケーション（事業本部計画④⑯）	●元請会社入構時安全衛生教育等において、例年新規入構者による労災が多発している傾向を踏まえ、労災発生による本人・会社・社会への影響等を理解することで、当事者意識と安全意識の向上を図る。 ●新規入構者が判別できる取組を行い、周りの作業員が注意喚起できるようにし、仲間の安全を守る風土の醸成を図る。 ★土建部門においては、定期的に新規入構者に向けた労働安全課長の安全訓話を実施し、安全文化・危険感受度の向上、労災撲滅を図る。	継続（統合）	所長室 安衛協	都度実施	◀―――▶	
		⑤作業責任者（土建関係）に対する安全管理能力の向上（事業本部計画③）	●作業責任者（土建関係）に対して、当社が作業責任者に期待する役割、リスク抽出と対策の勘所等、現場安全管理の知識を付与することで、現場キーマンとして果たすべき役割を理解させ、作業責任者としてのレベルアップを図る。また当社からの情報や教育内容については、作業員全員に伝達することなどの役割を実践させる。	継続	土木建築課 土木建築工事Ｇ	都度実施	◀―――▶	各課活動計画へ展開要
		⑥安全管理体制の確保（事業本部計画⑤）	●作業責任者の配置も含め安全管理体制を確保し、作業時の安全性を高める。	変更	土木建築課 土木建築工事Ｇ	都度実施	◀―――▶	
		⑦危険感受性の向上と適切な対応（事業本部計画⑦）	▲当社社員の工事担当者および発電所で作業する作業員全員に対して「安全体感研修」を受講させる。 ▲当社社員の工事担当者および発電所で作業する作業員全員が、準備・後片付け作業を含めた一連の作業における危険感受性を高め、「危険感受性向上研修」を適宜実施し、危険感受性の向上と基本行動の重要性を徹底する。	継続	所長室 作業担当課 安衛協	都度実施	【安全体感研修】◀―――▶ 【危険感受性向上研修】◀―――▶	各課活動計画へ展開要
		⑧新入社員の安全意識醸成	☆新入社員が業務に慣れた時期の労働災害防止を図るべく、グループディスカッションを踏まえた安全"考動"を実践し、安全意識の醸成を図る。	新規	所長室	都度 1回／年	◀―▶	
	B. リスク低減活動の推進	①労働安全管理体制の充実（事業本部計画⑨）	●全工事件名を対象範囲とし、作業計画書や作業指示書作成時には、準備作業も含めた一連の作業におけるリスク抽出を確実に実施し、労働災害の未然防止を図る。また、作業計画段階における第三者によるサイドチェックを行う事で、見落としや漏れ等を防止する。 ★災害防止のための設備改善等を引続き推進することで、作業員が安全に働くことができる職場づくりを図る。	継続（強化）	所長室 関係各課(室) 安衛協	都度 1回／年	【リスクアセスメント】◀―――▶ ▽更生稽古　▽検討依頼	
	C. 被ばく低減対策の推進	①被ばく低減対策の実施	★発電所放射線における社会的な注目を踏まえ、これまで以上のきめ細かな身体汚染防止および被ばく低減対策に努める。	継続	放射線管理課 安衛協	都度実施	◀―――▶ 【ALARA委員会】 【部会パトロール】 【滞在型パトロール】	
	D. 体調不良者発生の未然防止	①熱中症予防に対する取り組み	★夏場の現場作業における熱中症予防に対する取組みを行い、熱中症発生の未然防止を図る。 【第二出入管理所】熱中症指数表示、【出入管理所、リフレッシュルーム、休憩室】塩熱錠の設置、 【管理区域内】クールベストの設置、スポーツドリンクの設置、【各掘削設置場所】熱中症応急処置セットの設置 ★週初めや週末、休憩時間、作業終了後に熱中症の発生が多いことから、適切なタイミングで情報提供し、注意を促すことで、熱中症を防ぐ。	継続	所長室 放射線管理課	夏季期間（6-9月）	◀―▶	
		②朝礼および作業開始前ミーティングにおける体調管理の徹底（事業本部計画⑩）	●朝礼や作業開始前ミーティングにて、５０歳以上や持病のある方を中心とした全従業員の入念な体調管理を行なうとともに、体調に応じた適切な業務付与を行なうことで、体調不良者の未然防止を図る。	継続	所長室 関係各課(室) 安衛協	都度実施	◀―――▶	
3．法律や社内ルールを遵守します。	A. 労働安全衛生法令を熟知したプロによる現場安全指導	①安全技術ＡＤを中心とした現場パトロールの実施、安全講話の実施（事業本部計画⑧）	△安全技術ＡＤによる、法令着眼点等専門性の高く分かりやすい指導を中心としたパトロールを行なうことで、現場改善ならびに安全意識の向上を図る。また、必要に応じて現場安全管理に関する密着指導を行い、安全管理体制の強化を図る。 ★発電所内の工事・作業において、必要な資格を有していることを確認し、法令違反の根絶を図る。	継続（統合）	所長室 安衛協	４回／月	【ＡＤパトロール】▽▽▽▽▽▽▽▽▽▽▽▽▽▽	
4．同僚の不安全行為にはためらわず注意します。	A. 協力会社と一体となった活動	①終礼等における良好事例やハットヒヤリの共有（事業本部計画⑪）	▲当日作業において、作業者間でハットヒヤリや良好事例を共有し、コミュニケーションを密に図る事で、労働災害の未然防止を図る。	変更	所長室 安衛協	通年	◀―――▶	
5．予定と違う状況には、まず止まり相談します。	A. 基本ルールの徹底	①ＴＢＭの充実（事業本部計画⑫）	▲ＴＢＭは、作業開始前に５Ｓの徹底を習慣化し、作業現場の安全を確認する為の場である事を認識して行う。 ▲作業中においても予定と違う状況には、「一声、一手間、一呼吸」を徹底し、まず止まり相談する事を確実に実践する。 ●リスクアセスメントで拾いきれないような日々の状況が変わる現場の作業員の配置や軽微な作業（準備、片付け等）や３Ｈ（はじめて、変更、久しぶり）の作業についても安全作業指示書に記載し、ＴＢＭで議論することで、現場実態に応じたリスク低減活動を行なう。なお、３Ｈの作業については、当社社員がＴＢＭに参加し、実施状況を確認する。 ●土木建築工事においては、ＫＹを事前に行うことで、作業員一人ひとりに対して作業リスクをしっかり考えさせ、それをＴＢＭ時全員が発表することで、個々人の安全意識の向上ときめ細やかなリスク抽出を行う。	変更	所長室 関係各課(室)	通年	◀―――▶	各課活動計画へ展開要
7．コミュニケーションを活発にします。	A. マイプラント意識の醸成	①安全活動に対するモチベーションの向上（事業本部計画⑰）	●無災害が一定期間継続している元請会社に対して表彰を行なうなど、安全活動に顕著な成果をあげている会社（社員）をほめることで、モチベーションの向上につなげ、コミュニケーションの活性化を図る。	継続	所長室 安衛協	都度実施	◀―――▶	
	B. 安全健康活動計画の浸透	①安全健康活動計画の実施状況のチェック（事業本部計画⑲）	○安全健康活動計画のうち、協力会社が取組む各項目の実施状況をあらゆる機会を通じてチェックする事で、安全健康活動計画の浸透・着実な実践につなげる。なお、点検は、土木建築関係協力会社をサンプルチェックすることとする。	新規	所長室 土木建築課 土木建築工事Ｇ	都度実施	◀―――▶	

（凡例）○原子力事業本部大新規、●原子力事業本部大継続、▲原子力事業本部大変更、☆大飯発電所新規、★大飯発電所継続、△大飯発電所変更

第 2.2.1.8.1 表　２０１９年度安全衛生活動計画（２／２）

区分	教育名	教育対象	教育のねらい	講師	頻度	教育スケジュール												実施箇所			備考
						４月	５月	６月	７月	８月	９月	１０月	１１月	１２月	１月	２月	３月	本　店	事業本部	発電所	
労働	A. 雇い入れ時および作業内容変更時教育	新入社員、作業内容変更者	労働安全衛生法第５９条第１，２項、労働安全衛生規則第３５条に定めるところにより８項目の研修を実施する。	労務関係役職者 所属作業長ｸﾗｽ	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	作業内容変更時は各課単位で実施
	B. 危険・有害業務特別研修	当該業務従事者	労働安全衛生法第５９条第３項、労働安全衛生規則第３６条に定める業務に就く者に必要な知識及び技能を付与する。	社外講師	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	
	C. 職長研修	新任の作業長・班長	労働安全衛生法第６０条、労働安全衛生規則第４０条に基づき安全衛生管理全般に係る知識を体系的に習得させ、現場における作業指揮能力の向上を図る。	社外講師	１回／年								▽								○	
	D. 労働安全衛生マネジメントシステム内部監査者教育	新規の内部監査者	労働安全衛生マネジメントシステム内部監査者のスタッフの養成を目的に実施する。	社外講師	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	
	E. 安全管理者への教育	新任の安全管理者	労働安全衛生規則第５条に基づき安全管理者としての職務を的確に遂行するために必要な知識、スキルの習得を図る。	社外講師	都度				←	―	→							○			
	F. 安全衛生業務基礎研修	新任の安全衛生担当者	安全衛生管理に必要な基礎知識および全社的な課題・取組みの方向性を理解し、各事業所における自律的な安全衛生業務の推進に役立てる。	本店	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→	○			
	G. 労働安全衛生法令教育	所員、協力会社員	現場安全指導の内容を中心とした安全衛生法令の教育を実施し、現場安全指導の充実を図る。	安全技術ＡＤ	１回／年											▽				○	
	H. リスクアセスメント関連教育	所員、協力会社員	リスクアセスメントの更なるレベルアップと初心者向けの教育を目的別に実施する。	安全技術ＡＤ	１回／年								▽							○	
	I. 揚重作業チェックポイント研修の実施	所員、協力会社員	ＪＡＮＳＩピアレビューの現場確認における揚重作業関係のコメントを踏まえ、特別管理職及び揚重作業に携わる係長を対象として、揚重作業の現場監督・パトロールに必要な知識、指摘の方法等についての研修を通じ、知識向上を図る。 ※実際に現場指導を行う協力会社安全担当等についても、受講対象とする。	所長室 作業担当課 安衛協	２回／年						▽				▽						○	
	J. 現場勘所研修の実施	所長室 関係各課(室)	作業管理に携わる当社社員に対し、協力会社作業員に対して安全に係る指導・助言を行う上で必要な着眼点や知識を付与する勘所研修を実施する。	安全技術ＡＤ	１回／年							▽								○	
	K. 安全管理研修の実施	所長室 安衛協	作業責任者・棒心を対象に実施し、現場安全管理の知識、ＫＹ・ＴＢＭの重要性を付与するとともに、指導力の向上を図る。また、新規入構者による労災が多発していること、震災前に比べ作業経験の豊富な作業における労災が多くなっていることを伝達し、これまで以上に安全管理に努めてもらうよう意識啓発を図る。	安全技術ＡＤ	１回／年					▽										○	
交通	A. 車両運転者認定研修	業務上必要で常時運転する者	認定に必要な安全運転知識の付与ならびに実技訓練により安全運転の基本を習得させる。	安全運転指導員	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	
	B. 車両運転者認定運転技能再確認	認定後５年経過者	認定後、定期的に運転技能の再確認を行い、運転技能レベルの維持向上と運転癖の是正を行う。	安全運転指導員	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	
	C. 車両運転者認定特別研修	免許取得１０年未満の者	認定運転者として必要な基本技能の確実な習得を図る。	安全運転研修所 ﾄﾚｰﾅｰ	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→	○			
	D. 安全運転指導員養成研修	認定運転者で社内講師可能な者	安全運転指導員としての自覚を認識させるとともに、車両安全運転に関する知識付与および指導のための実技訓練を行う。	安全運転研修所 ﾄﾚｰﾅｰ	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→	○			
	E. 専従運転者安全運転研修	専従運転者	専従運転者に対し、安全運転技能および知識を付与するとともに、安全運転意識の高揚を図る。	安全運転研修所 ﾄﾚｰﾅｰ	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→	○			
	F. 安全運転管理者等講習会	安全運転管理者	道路交通法第１０８条の２第１項第１号に基づく社外講習会を受講させ、安全運転管理者等としての指導力向上を図る。	所轄警察署交通課長等	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	
健康	A. 衛生管理者能力向上教育	衛生管理者	労度安全衛生法第19条の2の1項に定める衛生管理者に対する能力向上教育を実施し、職場における安全衛生水準の向上を図る。	社外講師	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→	○			
	B. 衛生ラインスタッフに対する教育の実施	衛生ラインスタッフ	心の健康相談窓口としての健康管理室の質的向上を図るため、看護師をカウンセリングに関する研修会等に派遣し、従業員の心の悩みに対する支援基盤の充実を図る。	社外講師	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	
	C. 職場救急体制の充実	新規の救急法救急員	各職場に救急法救急員を養成、配置し、いざという時の救命、救急体制を構築する。	消防	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	
		緊急作業従事者	緊急作業時に速やかに対応できるよう、看護師が主体となり、所属員に対してＡＥＤの取り扱いや応急手当に関する教育・訓練を実施し、救急体制の強化を図る。	衛生ラインスタッフ	１回／年	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	
	D. 救急対応教育（救急対策所則周知教育）	新入社員 新規配属者	所員に対して、救急対策所則の内容について教育を行い、災害発生時に迅速・的確な対応が出来る知識を付与する。	衛生ラインスタッフ	都度	←	―	―	―	―	―	―	―	―	―	―	→			○	

第 2.2.1.8.2 表　安全文化評価方法と評価結果の変遷

（１／３）

	評価手法	評価結果
２００７年度 （試評価）	・発電所と原子力事業本部を一体とした原子力部門を対象とした総合的な評価を実施	・概ね良好な評価結果であり、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、学習する組織を中心に、改善が必要な課題や将来に向けた気がかり事項があることを確認
２００８年度 本格導入、 発電所へ展開	・各発電所評価と原子力部門評価を実施 ○各発電所が、原子力事業本部が定めた要領に従いながらも、独自に評価の取組方法を検討し、評価を実施 ○各発電所の評価結果、重点施策の実施状況、指標等のインプット情報に基づき、原子力部門の評価を実施	・２００７年度と同程度の概ね良好な結果であり、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２００７からの課題に加え、社内や協力会社のコミュニケーションに改善が必要な課題があることを確認
２００９年度 スモール事業本部評価試行	・各発電所評価、スモール事業本部評価、原子力部門評価を実施 ○発電所評価に当たって、協力会社からの参画を追加 ○スモール事業本部評価については、発電所とラインを形成するグループと重点施策を管理するグループを対象とした評価を試行として実施 ○原子力部門の中間評価を追加	・２００８年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２００８年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認

第 2.2.1.8.2 表　安全文化評価方法と評価結果の変遷

（２／３）

	評価手法	評価結果
２０１０年度	・各発電所評価、スモール事業本部評価（各部門評価）、原子力部門評価を実施 ○スモール事業本部評価については、部門（原企・発電・技術・原燃）ごとの評価を実施	・２００９年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２００９年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
２０１１年度	・各発電所評価、スモール事業本部評価（各部門評価）、原子力部門評価を実施 ○原子力安全文化推進ＷＧからの指示により各発電所にて福島第一原子力発電所事故を踏まえた評価（福島へ派遣された人が感じたことから得た教訓、福島事故の対応状況など）の実施	・２０１０年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、広い視野から規制の枠にとどまらず原子力安全の更なる確保に取り組んでいく必要があることを確認、また、昨年度以前から引き続き抽出されている課題については、一歩踏み込んで、重点的に取り組む必要があることを確認
２０１２年度	・各発電所評価、スモール事業本部評価（各部門評価）、原子力部門評価を実施 ○スモール事業本部評価については、地域共生本部の評価を追加実施	・２０１１年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２０１１年度からの課題については、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
２０１３年度	・各発電所評価、スモール事業本部評価（各部門評価）、原子力部門評価を実施	・２０１２年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２０１２年度からの課題については、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認

第 2.2.1.8.2 表　安全文化評価方法と評価結果の変遷

（３／３）

	評価手法	評価結果
２０１４年度	・各発電所評価、スモール事業本部評価（各部門評価）、本店各室評価、原子力部門評価を実施 ○原子力部門のうち、原子力事業本部を除いた本店各室・センターの箇所（経営監査室、原子燃料サイクル室、総務室、購買室（現：調達本部）、土木建築室、能力開発センター）ごとの評価を追加実施	・２０１３年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２０１３年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
２０１５年度	・各発電所評価、スモール事業本部評価（各部門評価）、本店各室評価、原子力部門評価を実施	・２０１４年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２０１４年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
２０１６年度	・各発電所評価、スモール事業本部評価（各部門評価）、本店各室評価、原子力部門評価を実施	・２０１５年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２０１５年度からの課題については、一部を除き、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認
２０１７年度	・各発電所評価、スモール事業本部評価（各部門評価）、本店各室評価、原子力部門評価を実施	・２０１６年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２０１６年度からの課題の一部は、引き続き重点的に取り組むとともに、新たな課題に取り組んでいく必要があることを確認
２０１８年度	・各発電所評価、スモール事業本部評価（各部門評価）、本店各室評価、原子力部門評価を実施 ○組織改正（能力開発センターの廃止）を踏まえ、本店各室評価から、能力開発センターを削除	・２０１７年度と同程度の概ね良好な結果が得られ、安全文化の劣化の兆候は見受けられなかったが、２０１７年度からの課題について、引き続き重点的に取り組む必要があることを確認

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

項目：マネジメントレビュー　　（１／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施状況	継続性	再発の有無	評価項目	備　考
第一線職場との対話活動の更なる充実 協力会社を含めた第一線職場のインセンティブを高めていくため、膝詰め対話などを通じ、きちんとキャッチボールを続けていくこと。 （第３回マネジメントレビュー）	膝詰め対話を計画的に実施し、意見に対する対応をフォローするとともに、ポータルサイトのアップデートを適宜実施した。 また、協力会社との対話活動を継続実施し、原子力事業本部が検討すべき意見要望については、原子力事業本部が取りまとめて発電所にフィードバックした。 （２００８年３月完了）	○	○	－	組織・体制	
地元の皆さまからの信頼の回復 「地元の皆さまからの信頼の回復」に向けて、地域の皆さまとの双方向の活発なコミュニケーションを図ること。 （第３回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施した。 ・自社発行ＰＲ誌の福井県全県拡大、モニター懇談会などによる広報活動 ・地元からいただいた意見を確実にフォローするためのコミュニケーションガイドラインの見直し及び社内標準化など （２００８年３月完了）	○	○	－	組織・体制 社内マニュアル	
コミュニケーションの更なる充実 再発防止対策の定着、浸透のために、原子力事業本部と各発電所との双方向のコミュニケーションを更に充実していくこと。 （第３回マネジメントレビュー）	膝詰め対話の計画、実施、意見に対する対応のフォローを行うとともに、ポータルサイトのアップデートを適宜実施した。 また、日常業務を通じたラインごとのコミュニケーションを実施し、その状況をフォローした。 （２００８年３月完了）	○	○	－	組織・体制	

凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

項目：マネジメントレビュー　　（２／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	再発の 有無	評価項目	備　考
美浜発電所３号機事故再発防止対策において、次の事項の充実、強化を図ること。 ・不適合の再発防止の徹底を図るため、現在、日本電気協会で策定中の根本原因分析のガイドラインなども踏まえ、根本原因分析に係る社内標準策定や根本原因分析・ヒューマンファクター分析の力量、体制の充実などを図ること。 （第５回マネジメントレビュー）	根本原因分析に係る社内標準を整備し、分析の試運用を行うとともに、改善事項を抽出した。 その結果を要綱に反映し、本格運用を開始した。 また、根本原因分析に係る教育プログラムを整備し、教育を実施した。 （２００８年３月完了）	○	○	－	社内マニュアル 教育・訓練	

凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

項目：マネジメントレビュー　　（３／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	再発の 有無	評価項目	備　考
美浜発電所３号機事故再発防止対策については、総括評価結果を踏まえて、今後とも風化しないよう日常業務として継続実施していくこと。 （第６回マネジメントレビュー） 美浜発電所３号機事故再発防止対策は、実施中の対応方策の定着を図るとともに、風化防止に努め安全最優先で日常業務として継続実施していくこと。また、「立入制限と定期検査前に準備作業のあり方検討」については、今後とも安全を最優先として、幅広く関係者のご意見を伺いながら身長かつ確実に検討を進めること。 （第７回マネジメントレビュー） 美浜発電所３号機事故再発防止対策を確実に継続することにより、対策の確実な定着、風化防止に図ること。 （第８回マネジメントレビュー） 美浜発電所３号機事故再発防止対策の風化防止を図ること。 （第１０，１１，１２，１４回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・それぞれの再発防止対策の責任箇所において品質目標として設定し、対策の確実な定着、風化防止を図っている。（継続） ・運転中の立入制限は、風化防止の一助となっており、立入制限エリアにおける保全活動の試運用を経て社内標準化し、本格運用を開始したことにより検討ＷＧ活動は完了した。 （２０１１年３月完了）	△	○	－	組織・体制 社内マニュアル	

凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

項目：マネジメントレビュー　　（４／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	再発の 有無	評価項目	備　考
原子力の信頼回復に向けた活動に確実に取り組んでいくこと。 （第１０，１１，１２回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・信頼失墜の原因分析と回復策の検討 ・理解獲得の深化 ・パーソナルコミュニケーションの展開 ・オピニオンリーダーとの関係強化 ・準立地自治体との安全協定締結対応 ・タイムリーかつ的確な情報提供、広報室による県外への情報発信との連携 （継続）	△	○	－	組織･体制	
品質方針について、福島第一原子力発電所事故を踏まえた状況に鑑み、活動の範囲をより広義にする方向にて見直しを検討すること。 （第１０回マネジメントレビュー）	活動の範囲を広義とする方向で２０１２年 5 月に品質方針の見直しを実施し、関係する箇所に周知した。 （２０１２年６月完了）	○	－	－	社内マニュアル	

凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

項目：マネジメントレビュー　　（５／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	再発の 有無	評価項目	備　考
プラントの継続運転並びに再稼動に向けて安全対策などを確実に実施すること。（第１１，１２回マネジメントレビュー） プラント再稼動に向けて安全対策などを確実に実施すること。 （第１２回マネジメントレビュー）	新規制基準に対する安全対策、再稼動に向けた設置許可・工認・保安規定の作成、安全審査対応などを実施している。 （継続）	△	○	－	組織･体制	
安全性の更なる向上を目指し、自主的・継続的に安全への取組みを実施すること。（第１１，１２，１４回マネジメントレビュー）	規制の枠組みにとどまらない安全性向上対策を実施している。 （継続）	△	○	－	組織･体制	

凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

項目：マネジメントレビュー　　（６／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	再発の 有無	評価項目	備　考
原子力事業本部から現場第一線までが、それぞれの持ち場において福島第一原子力発電所事故の教訓を心に刻み、常にリスクを低減し続けるとの決意のもと、原子力安全の向上に取り組むこと。 （第１２回マネジメントレビュー）	原子力安全最優先に係るトップのメッセージの更なる浸透を実施している。 （継続）	△	○	－	組織･体制	
社達「原子力発電の安全性向上への決意」制定を受けてマネジメントレビューの結果を踏まえて品質方針などを見直すこと。 （第１３回マネジメントレビュー）	品質方針を見直した。 （２０１４年８月完了）	○	－	－	社内マニュアル	
「原子力発電の安全性向上への決意」の更なる浸透を図るため、各所において、安全文化を高めていくための事項に関する行動目標を設定し、実践すること。 （第１４回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・行動目標の見直し･実践 ・海外事例などの調査及び調査結果を踏まえた当社の活動の検討 （継続）	△	○	－	組織･体制	

凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

項目：マネジメントレビュー　　（７／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	再発の 有無	評価項目	備　考
協力会社とのコミュニケーションの充実を図ること。 （第１４回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・マナー向上活動 ・協力会社連絡会 （継続）	△	○	－	組織･体制	
長期プラント停止後の再稼動に向けた技術力･体制の確保を図ること。 （第１４，１５回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・重大事故対応などに係る教育・訓練の充実・強化 ・長期停止後の再稼動に対応した技術力維持･向上 （継続）	△	○	－	組織･体制 教育･訓練	

凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

項目：マネジメントレビュー　（８／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	再発の 有無	評価項目	備　考
「原子力発電の安全性向上への決意」の更なる浸透を図るため、各所において、安全文化を高めていくための事項に関する行動目標を設定し、実践すること。 （第１５回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・行動目標の見直し･実践 ・海外事例などの調査及び調査結果を踏まえた当社の活動の検討 （継続）	△	○	－	組織･体制	
再稼動に係る業務による職場繁忙に対し、健康を維持・管理していく方策を検討して実施すること。 （第１５，１６，１７，１８回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・特別管理職の働きすぎ防止 ・健康保持増進 ・メリハリのある働き方に向けた選択肢拡大 ・発電所間の要員応援 ・火力事業本部からの応援要員 ・デジタル化 ・協力会社との業務分担見直し	△	○	－	組織･体制	
大津地裁の高浜発電所３，４号機再稼動禁止仮処分決定を踏まえた、社員および協力会社社員のモチベーション維持・向上 （第１５回マネジメントレビュー）	以下の事項を実施している。 ・対話の充実 ・メッセージ発信 ・協力会社社員のモチベーション向上	○	○	－	組織･体制	

凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

項目：マネジメントレビュー　　（９／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	再発の 有無	評価項目	備　考
原子力事業本部幹部から安全最優先に関する訓示や、継続的なメッセージを発信するなど、安全文化の再徹底を図っていくこと。 （第１６回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・社長による訓示 ・各発電所における本部長・本部長代理による訓示 ・発電所幹部によるメッセージ発信	△	○	－	組織･体制	
協力会社アンケート結果を踏まえて、協力会社との意思疎通を更に改善していくこと。 （第１６，１７，１８回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・主要協力会社を対象とした聞き取り調査 ・発電所間ルールの統一	△	○	－	組織･体制	
リスクマネジメントをさらに充実すること。 （第１６，１７，１８回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・デイリーミーティングでのリスクに関する情報共有、議論 ・リスク対策の取組み状況の定期集約、報告	△	○	－	組織･体制	
社員および協力会社社員に対して、リスク感受性を高めていくための教育等を実施すること。 （第１６，１７，１８回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・リスク感受性を高めるための教育 ・土建関係者を対象とした原子力教育の充実 ・安全技術 AD 他社員によるパトロール ・ゼネコン各社とのディスカッション	△	○	－	教育･訓練	

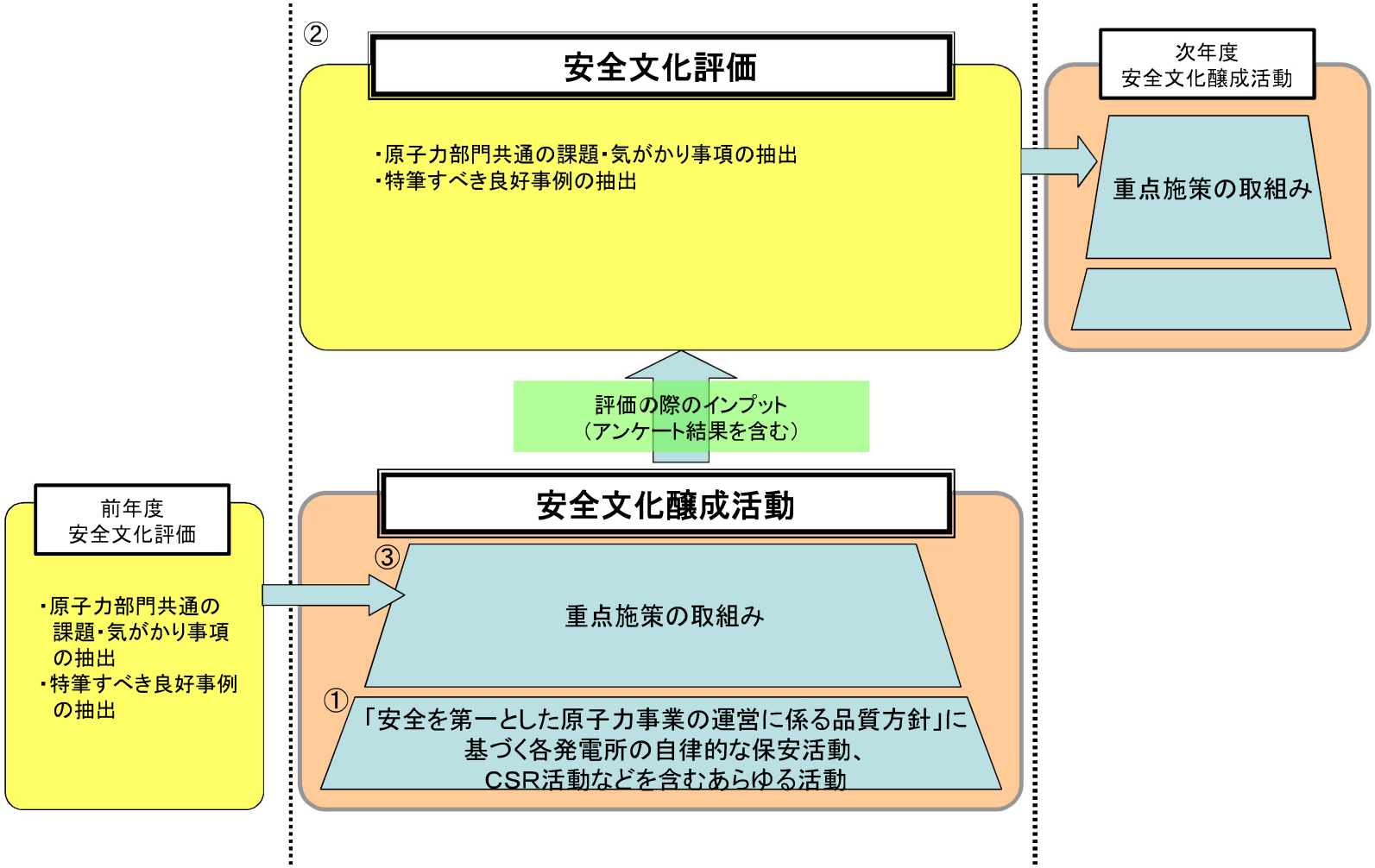
凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外

第 2.2.1.8.3 表　保安活動改善状況一覧表（安全文化の醸成活動）

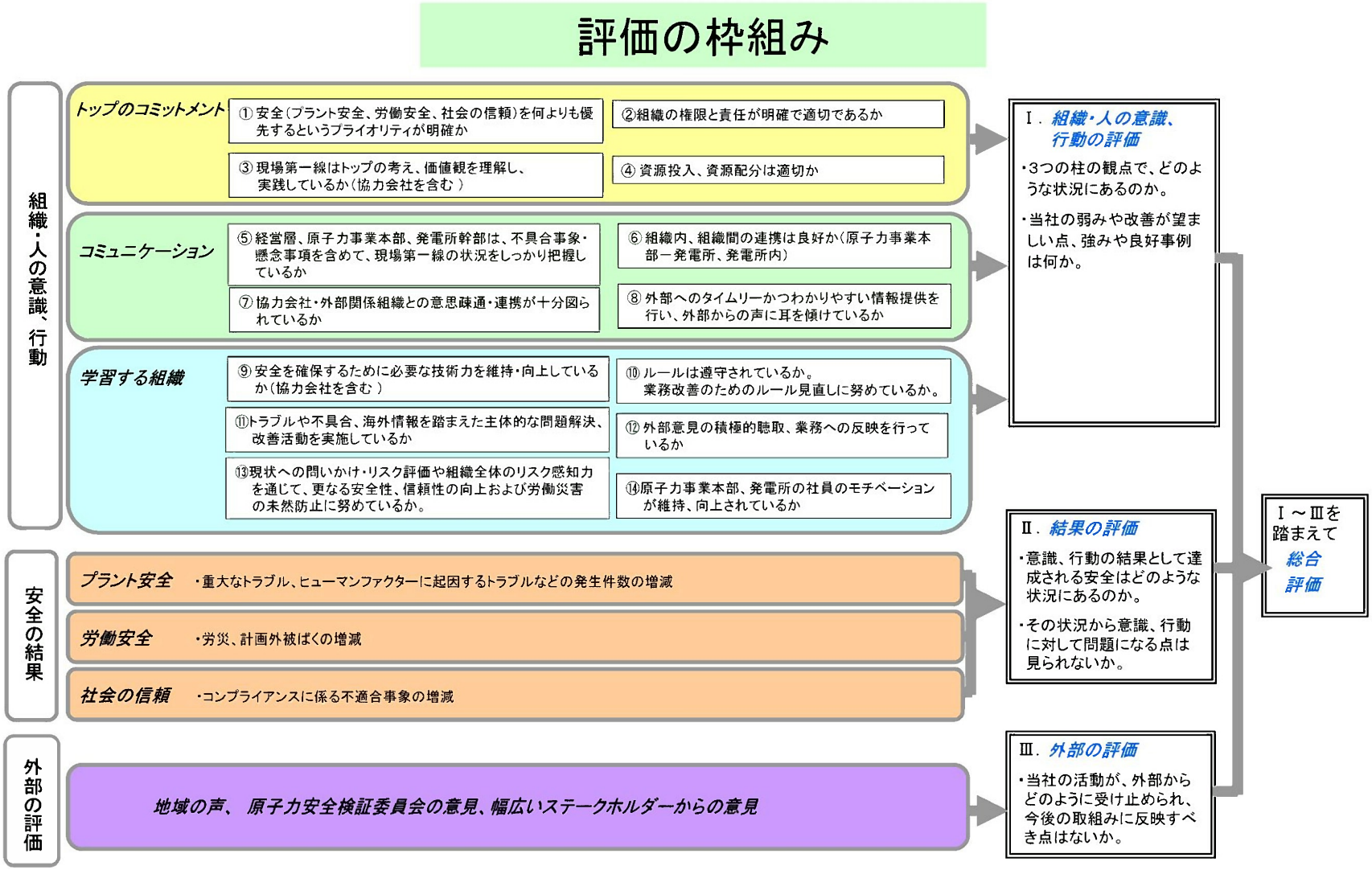
項目：マネジメントレビュー　　（１０／１０）

改善活動の契機 （内部 or 外部評価結果）	活動内容及び活動結果	実施 状況	継続性	再発の 有無	評価項目	備　考
プラント長期停止による実務経験不足への取組みを継続するとともに、社員の育成については、技術伝承の具体的な取組みを検討し、計画的に進めること。 （第１７，１８回マネジメントレビュー）	以下の活動を実施している。 ・各ラインの課題整理と対策 ・短期要員の検討	△	○	－	組織･体制 教育･訓練	

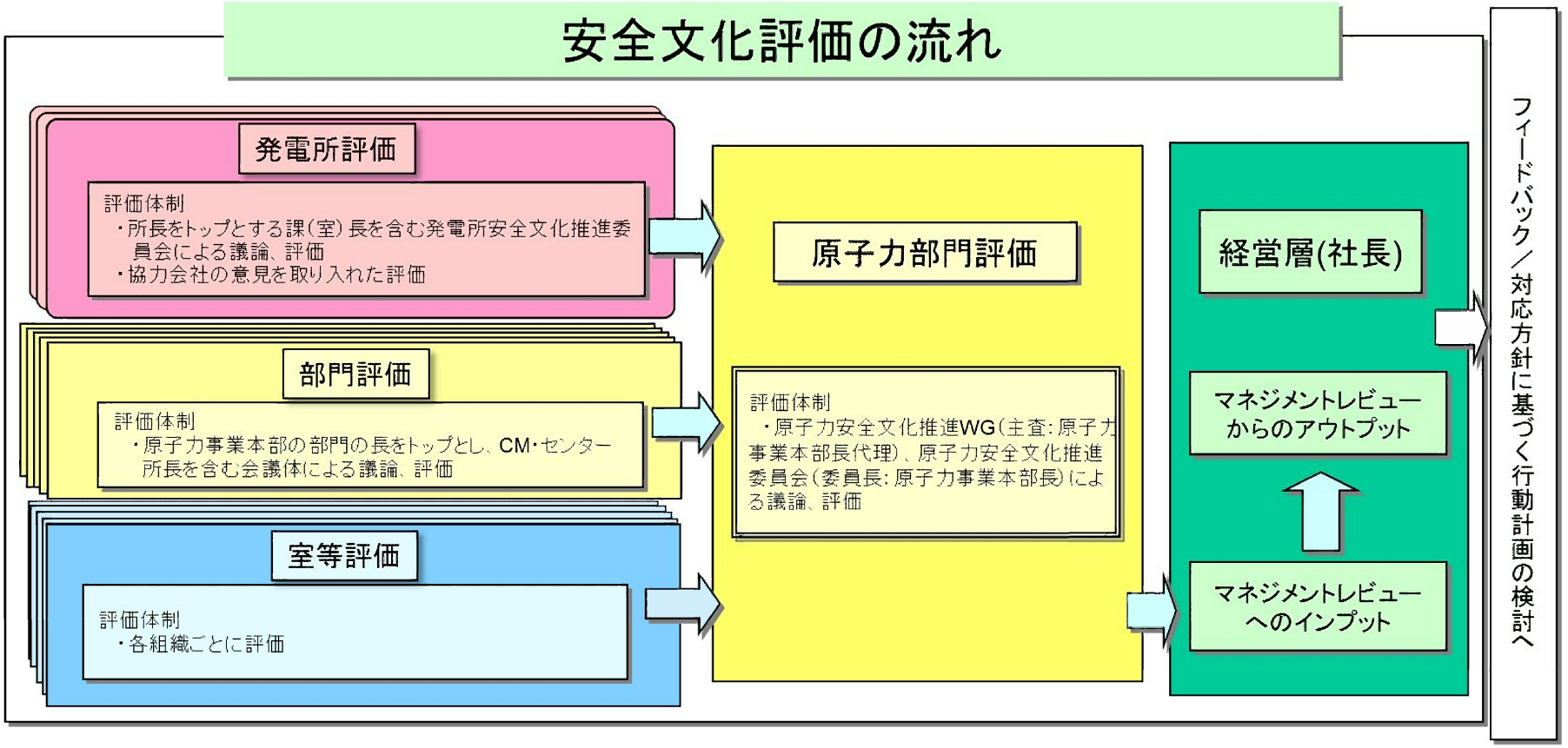
凡例　実施状況　：　○：実施済み　△：実施中　×：未実施　－：実施不要
継続性　：　○：改善活動の見直しが継続している　×：改善活動の見直しが継続していない　－：対象外
再発の有無：　○：再発していない　×：再発している　－：対象外



第 2.2.1.8.1 図　安全文化醸成の活動の全体像



第 2.2.1.8.2 図　安全文化評価の枠組み



第 2.2.1.8.3 図　安全文化評価の流れ



第 2.2.1.8.4 図　大飯発電所のキャラクター「安全まもる君」

平成２１年１０月９日

原子力事業本部の皆さんへ

原子力発電部門統括
肥　田　　善　雄

事業本部と発電所の連携強化について

皆さんには、日ごろから原子力事業の円滑な運営ならびに原子力発電所の安全安定運転のためにご尽力いただき感謝を申し上げます。

さて、事業本部と発電所の連携強化については、昨年度の安全文化評価の結果、抽出した課題の一つであり、今年度の重点施策の一つとして認識、取り組みいただいているところです。連携の強化と言うと仰々しいですが、膝詰め対話などの場でも日ごろからみなさんにお願いしております、基本的にはコミュニケーションをより充実して頂くことにつきるかと思います。

昨年度の安全文化評価の中で問題として取り上げられました具体的な事例について、各所のご意見などを調査しました結果、
・　対外的な制約から一定の期限内に対処する必要のある業務を行う中で、コミュニケーションが不十分となった
・　対外折衝箇所と工事施行箇所とでラインが異なり、コミュニケーションが不十分となった
というような共通的な要因が見受けられました。
これらの観点から特にお願いしたい点は、
・　事業本部指示により発電所で対応すべき工事が予め予想される場合については、対外折衝状況や検討状況などを関係箇所へ前広に情報提供を行う。
・　基本方針で、事業本部内の各グループで役割分担した内容（合議した内容）については、各ラインから発電所へ情報提供を行うか、検討段階から発電所を含めた情報提供を行う。
・　特に折衝箇所と施行箇所のラインが跨るような業務については、縦のコミュニケーションだけでなく、事業本部、発電所各々の横のコミュニケーションも図りつつ情報の共有に努める。

また、社員アンケート結果などから、コミュニケーションに関する項目では、全般的に緩やかな改善傾向にあるものの、事業本部の思いと発電所の受け止めでギャップの大きいものがありますので、事業本部から発電所に出張等で行かれたときには、例えば発電所で行われているミーティングなどにも同席していただくなど、より積極的なコミュニケーションに努めていただきたいと思います。

最後に事業本部長就任時のお話にありました「心技対」の対は体でなく対面での対、つまりコミュニケーションを指した言葉です。ちょっとした気配り、思いやりを持って意思疎通を十分に行っていただき、円滑な業務運営に努めていただきますようお願いいたします。

平成２２年６月９日

原子力事業本部関係の皆さんへ

原子力事業本部長
八　木　　誠

発電所と原子力事業本部の連携強化について

皆さんには、日ごろから原子力事業の円滑な運営ならびに原子力発電所の安全安定運転のためにご尽力いただき感謝を申し上げます。

さて、平成２０年度安全文化評価の結果、発電所計装保修課・安全防災室と原子力事業本部電気技術グループ・安全防災グループで連携して実施していくべき工事において、コミュニケーションがうまくとれず業務分担等に時間を要した事例等が顕在化しました。このため、昨年度の安全文化評価の重点施策の一つとして、発電所と事業本部の連携強化について取組むこととといたしました。その結果、スモール事業本部として、次のような対策を行うことにしましたので、発電所の皆さんも事業本部の各グループに協力して、連携の強化を進めていただきたいと思っております。

①　情報共有の強化を図るため、テレビ会議を利用した対話、事業本部の発電所キャラバンなど連携強化に係る活動を品質目標に定める
②　ラインを跨ぐ工事について、分担調整に手間取っているものが発生した場合に調整するための分担調整会議を設置し、保修グループを中心に運営する
③　組織改正にあわせ保修グループの発電所保修課の窓口機能を強化する

なお、昨年度のＣＳＲアンケートでは、テレビ会議を利用した対話、大型工事における発電所キャラバン、日常業務を通じた対話により、発電所と事業本部の連携におけるギャップは縮まるなど改善されてきております。
しかしながら、安全文化評価において、工事以外でも事業本部各グループに跨る案件や新規案件発生時に、事業本部グループ間で調整できていないなど、スモール事業本部各グループのセルフチェックで気がかり事項が抽出されております。また、核物質防護規定の変更手続きの不適切な対応において、コミュニケーションが悪かったなどの要因があったことから、発電所から前広な相談やリスク情報の伝達がしやすい状況にあるか注視が必要であるとの評価結果となっております。このため、本年度も、発電所と事業本部の連携強化について、重点施策として取組んでおります。
こうした状況を踏まえ、発電所および事業本部の皆さまについては、引き続き、日常業務を通じた連携強化活動に努めていただきたいと思います。

仰々しい対策等を打つことにしましたが、連携強化とは、基本的にはコミュニケーションをより充実して頂くことにつきるかと思います。そのため、私が、機会あるごとに、お願いしております、みなさん一人ひとりが、「心・技・対」※の心構えを持って日々の業務に取組んでいただくことであり、特に、「対」である真正面から向き合う「誠心誠意」のコミュニケーション、つまり、ちょっとした気配り、思いやりを持って意思疎通を十分に行っていただき、円滑な業務運営に努めていただきますようお願いいたします。

※：「ゆるぎない使命感（＝心）」、「磨き続ける技術力（＝技）」、「真正面から向き合う「誠心誠意」のコミュニケーション（＝対）」

第 2.2.1.8.5 図　メッセージ「事業本部と発電所の連携強化について」

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備

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

多様性拡張設備は柔軟な事故対応を行うために対応手段とともに選定していることから、大飯発電所３号機に配備している多様性拡張設備について、機能ごとに分類される対応手順に従って、多様性拡張設備、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備及び仕様等を整理し、第 2.2.1.9.1.1 表から第 2.2.1.9.1.19 表及び第 2.2.1.9.2.1 表から第 2.2.1.9.2.15 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	原子炉安全保護計装盤 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 しゃ断器スイッチ）（中央盤手動操作） 制御棒操作レバー（中央盤手動操作） ＭＧセット電源（ＭＧセット出力しゃ断器スイッチ）（現場手動操作） 原子炉トリップしゃ断器スイッチ（現場手動操作）
			制御棒クラスタ 又は 原子炉トリップしゃ断器 又は 原子炉安全保護計装盤 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 復水ピット 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸濃縮（中央盤手動操作）
				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作動しなかった場合、中央制御室からの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。	【重大事故等対処設備】 主蒸気隔離弁（中央盤手動操作） 電動補助給水ポンプ（中央盤手動操作） タービン動補助給水ポンプ（中央盤手動操作） 復水ピット 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸濃縮（中央盤手動操作）（ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、充てんポンプ） 【多様性拡張設備】 タービントリップスイッチ（中央盤手動操作）
				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 緊急ほう酸注入ライン補給弁 充てんポンプ 燃料取替用水ピット 【多様性拡張設備】 高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット

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 復水ピット 又は 主蒸気逃がし弁	１次冷却系の フィードアンドブリード	-	蒸気発生器２次側による原子炉の冷却機能が喪失した場合、燃料取替用水ピット水を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】 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水ピット 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器
			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 復水ピット	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動主給水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電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
					蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用できない場合において電動主給水ポンプが使用できず、かつ主蒸気圧力が約3.0MPa［gage］まで低下している場合に、復水ピット水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
			主蒸気逃がし弁	蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁

第2.2.1.9.1.2表　多様性拡張設備整理表（２／１９）（その２）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 直流電源	補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ（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（油供給用）を用いてタービン動補助給水ポンプ軸受へ給油し、タービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作及び専用工具（蒸気加減弁開操作用）を用いて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により、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水ピット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、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの切替え又は復水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ライン流量調節弁前弁の開度を調整し、１次冷却材圧力が１次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 タービン動補助給水ポンプ（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		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、復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの切替え又は復水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー

第2.2.1.9.1.2表　多様性拡張設備整理表（２／１９）（その３）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	サポート系機能喪失時	主蒸気逃がし弁 全交流動力電源 （制御用空気） 又は 直流電源	主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉す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、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び主蒸気圧力により、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徴候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。 なお、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用） 大容量ポンプ Ｂ制御用空気圧縮機（海水冷却）
					窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応が可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					大容量ポンプを用いたＢ制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源が喪失した場合、大容量ポンプを用いてＢ制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁の機能を回復する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
		-	-	監視及び制御	加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定	原子炉を冷却するために１次冷却系及び２次冷却系の保有水を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が機能喪失又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。	【重大事故等対処設備】 加圧器水位計 蒸気発生器水位計（広域） 蒸気発生器水位計（狭域） 蒸気発生器補助給水流量計 復水ピット水位計
					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蒸気発生器補助給水流量計、復水ピット水位計、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	燃料取替用水ピット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 復水ピット 又は 主蒸気逃がし弁	１次冷却系の フィードアンドブリード	-	蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いて１次冷却系を減圧する。ただし、この手順は１次冷却系のフィードアンドブリードであり、燃料取替用水ピット水を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 高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器
			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 復水ピット	蒸気発生器２次側による炉心冷却 （注水）	電動主給水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電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
					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、さらに電動主給水ポンプが使用できない場合に、主蒸気圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水ピット水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
			主蒸気逃がし弁	蒸気発生器２次側による炉心冷却 （蒸気放出）	タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁

第2.2.1.9.1.3表　多様性拡張設備整理表（３／１９）（その２）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	加圧器逃がし弁	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	加圧器逃がし弁による１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水ピット水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、蒸気発生器２次側による炉心冷却による１次冷却系の減圧のため、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
					電動主給水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電動主給水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、さらに電動主給水ポンプが使用できない場合に、主蒸気圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水ピット水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
				蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	加圧器逃がし弁による１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器２次側による炉心冷却により１次冷却系の減圧が開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開いていなければ中央制御室にて開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁
					タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	
				加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁による減圧	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
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 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（油供給用）を用いてタービン動補助給水ポンプ軸受へ給油し、タービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作及び専用工具（蒸気加減弁開操作用）を用いて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により、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水ピット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、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの切替え又は復水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ライン流量調節弁前弁の開度を調整し、１次冷却系の圧力が１次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 タービン動補助給水ポンプ（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		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、復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。 なお、電動補助給水ポンプは、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの切替え又は復水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー

第2.2.1.9.1.3表　多様性拡張設備整理表（３／１９）（その４）

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

第2.2.1.9.1.3表　多様性拡張設備整理表（３／１９）（その５）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順	サポート系機能喪失時	加圧器逃がし弁 全交流動力電源 （制御用空気） 又は 直流電源	加圧器逃がし弁の機能回復	窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）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制御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（代替制御用空気供給用）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（代替制御用空気供給用）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（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） 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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 大容量ポンプ Ｂ制御用空気圧縮機（海水冷却）
					可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）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制御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（代替制御用空気供給用）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（代替制御用空気供給用）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、常設直流電源が喪失した場合は、電磁弁が作動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制御用空気圧縮機（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制御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制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、中央制御室からの操作による１次冷却系を減圧する。	

第2.2.1.9.1.3表　多様性拡張設備整理表（３／１９）（その６）

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

第2.2.1.9.1.3表　多様性拡張設備整理表（３／１９）（その７）

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

第2.2.1.9.1.4表　多様性拡張設備整理表（４／１９）（その１）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
		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					
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			余熱除去ポンプ 及び 高圧注入ポンプ 又は 燃料取替用水ピット	炉心注水	Ａ、Ｂ充てんポンプによる炉心注水	非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、１次系補給水ポンプ及び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】 Ａ、Ｂ充てんポンプ 燃料取替用水ピット 復水ピット 【多様性拡張設備】 ほう酸ポンプ ほう酸タンク １次系補給水ポンプ １次系純粋タンク
					代替炉心注水	Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水	非常用炉心冷却設備である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ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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ピット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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 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。 なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。	
						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ピット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Ｎｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	非常用炉心冷却設備である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ピット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 余熱除去冷却器	再循環運転	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	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冷却器の故障等により余熱除去ポンプによる格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により原子炉へ注水する。 格納容器圧力及び温度が上昇した場合は、格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ又は格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却による格納容器冷却に期待する。	【重大事故等対処設備】 高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン
				余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器 又は 高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ側 入口格納容器隔離弁	代替再循環運転	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	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冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）及びＡ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） Ａ格納容器スプレイ冷却器 Ａ格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン

第2.2.1.9.1.4表　多様性拡張設備整理表（４／１９）（その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徴候が見られた場合の手順	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徴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、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイ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徴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】 高圧注入ポンプ Ａ、Ｂ充てんポンプ 燃料取替用水ピット 復水ピット 【多様性拡張設備】 ほう酸ポンプ ほう酸タンク １次系補給水ポンプ １次系純水タンク
					代替炉心注水	格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順	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徴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、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイ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徴候が見られた場合に対応する。 格納容器再循環サンプスクリーンについては、海外で発生した格納容器再循環サンプスクリーン閉塞対策として、必要な設備の対策を行っており閉塞することは考えにくいものの、閉塞が発生した場合に備え対応する。	【重大事故等対処設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水側とするよう準備を行い、空冷式非常用発電装置より受電すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。なお、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し、代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、Ｂ充てんポンプ（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 Ｂ充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク
						Ｂ充てんポンプ（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、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット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Ｎｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、原子炉補機冷却機能喪失と１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによりＮｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	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再循環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高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー

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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を炉心注水側とするよう準備を行い、空冷式非常用発電装置より受電すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。なお、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し、代替格納容器スプレイを行うとともに、その後、Ｂ充てんポンプ（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 Ｂ充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ
						Ａ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ピット水を原子炉へ注水する。	
						Ｂ充てんポンプ（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、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット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Ｎｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、原子炉補機冷却機能喪失と１次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによりＮｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	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	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再循環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高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン
						Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	１次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、Ｂ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再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	

第2.2.1.9.1.4表　多様性拡張設備整理表（４／１９）（その７）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	１次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	－	格納容器水張り（格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ）	－	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。 原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくいが、原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へのスプレイによる残存溶融デブリの冷却（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。 なお、炉心損傷後の格納容器の減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば停止する手順としており、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素ガス濃度計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（広域）又はＡＭ用格納容器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】 格納容器スプレイポンプ 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２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
		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					
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			余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	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ピット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 復水ピット 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
						電動主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、常用設備である電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	
						蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	１次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
					蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	１次冷却材喪失事象が発生していない場合に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁
						タービンバイパス弁による蒸気放出	１次冷却材喪失事象が発生していない場合に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて常用設備であるタービンバイパス弁を開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う。	
					蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	－	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器２次側フィードアンドブリードは、ポンプ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、蒸気発生器ブローダウンタンクより排出させ、適時放射性物質濃度等を確認する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内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】 ポンプ車 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ピット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 復水ピット 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 復水ピット
						蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
					蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）
					蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	－	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器２次側フィードアンドブリードは、ポンプ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、蒸気発生器ブローダウンタンクより排出させ、適時放射性物質濃度等を確認する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内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】 ポンプ車 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 余熱除去冷却器	炉心注水	Ａ、Ｂ充てん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、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉に注水する。 充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、１次系補給水ポンプ及び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】 Ａ、Ｂ充てんポンプ 高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット 復水ピット 蓄圧タンク 【多様性拡張設備】 ほう酸ポンプ ほう酸タンク １次系補給水ポンプ １次系純水タンク
						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に、高圧注入ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉に注水する。	
						蓄圧タンクによる炉心注水	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、蓄圧タンク水を原子炉に注水する。 蓄圧タンク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蓄圧タンク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 余熱除去冷却器	代替炉心注水	燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水ピットの重力注水は燃料取替用水ピットの水頭圧を利用するため、燃料取替用水ピットの水位が低下した場合は、重力注水を停止する。	【重大事故等対処設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク
						Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						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Ｎｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
						可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。	
					再循環運転	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	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ピット水等を原子炉へ注水後、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により原子炉へ注水する。 格納容器圧力及び温度が上昇した場合は、格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ又は格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却による格納容器冷却に期待する。	【重大事故等対処設備】 高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン
					代替再循環運転	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	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ピット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】 Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） Ａ格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン

第2.2.1.9.1.4表　多様性拡張設備整理表（４／１９）（その１２）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	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ピット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 復水ピット 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
						電動主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、常用設備である電動主給水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）により復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
					蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁による蒸気放出	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁 【多様性拡張設備】 タービンバイパス弁
						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	－	主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器２次側フィードアンドブリードは、ポンプ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、蒸気発生器ブローダウンタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内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】 ポンプ車 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	燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水ピットの重力注水は燃料取替用水ピットの水頭圧を利用するため、燃料取替用水ピット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】 蓄圧タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 Ｂ充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク
						蓄圧タンク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、蓄圧タンクにより原子炉へ注水する。 蓄圧タンク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蓄圧タンク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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						Ｂ充てんポンプ（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、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						Ａ格納容器スプレイポンプ（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、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット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	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Ｎｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりＮｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用には、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	【重大事故等対処設備】 蓄圧タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 Ｂ充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク
						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再循環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高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー
					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ピット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 復水ピット 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 復水ピット
						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。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
					蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出	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、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）
					蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	－	運転停止中において、主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードは、ポンプ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、蒸気発生器ブローダウンタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内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】 ポンプ車 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	燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 なお、燃料取替用水ピットの重力注水は燃料取替用水ピットの水頭圧を利用するため、燃料取替用水ピット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】 蓄圧タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 Ｂ充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ
						蓄圧タンク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、蓄圧タンクにより原子炉へ注水する。 蓄圧タンク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蓄圧タンク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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
						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ピット水を原子炉へ注水する。	
						Ｂ充てんポンプ（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、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	

第2.2.1.9.1.4表　多様性拡張設備整理表（４／１９）（その１７）

手順分類	手順分類の概要	分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	原子炉補機冷却水系	代替炉心注水	Ａ格納容器スプレイポンプ（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、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 蓄圧タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 Ｂ充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット（重力注水） Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水） 電動消火ポンプ
						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Ｎｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 また、運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりＮｏ．２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再循環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高圧注入ポンプ（海水冷却） 大容量ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン
						Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運	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再循環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 原子炉補機冷却水ポンプ	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	海水ポンプ又は原子炉補機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、復水ピット水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室で電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	【重大事故等対処設備】 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 蒸気発生器 【多様性拡張設備】 電動主給水ポンプ 脱気器タンク 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） 復水ピット
					電動主給水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電動主給水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、さらに電動主給水ポンプが使用できず、かつ主蒸気圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水ピット水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	

第2.2.1.9.1.5表　多様性拡張設備整理表（５／１９）（その２）

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

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 原子炉補機冷却水ポンプ	格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたＡ、Ｄ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ又は原子炉補機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、Ｄ格納容器再循環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、Ｄ格納容器再循環ユニット 大容量ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ）用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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	海水ポンプ又は原子炉補機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高圧注入ポンプ及びＢ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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却） 【多様性拡張設備】 Ｂ制御用空気圧縮機（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	原子炉補機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 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器

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、復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。 電動補助給水ポンプは空冷式非常用発電装置からの給電後に使用可能となる。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器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 復水ピット 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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） 復水ピット
					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、かつ主蒸気圧力が約3.0MPa［gage］まで低下している場合、復水ピット水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 なお、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	
				蒸気発生器２次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作し、蒸気発生器２次側による原子炉の冷却を行う。	【重大事故等対処設備】 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） 【多様性拡張設備】 窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用） Ｂ制御用空気圧縮機（海水冷却） 大容量ポンプ
					窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復	制御用空気が喪失した場合、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。 この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。 なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。	
					大容量ポンプを用いたＢ制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復	全交流動力電源喪失により、原子炉補機冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプによるＢ制御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。	
				蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	ポンプ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、海水を水源としたポンプ車を使用した蒸気発生器への注水による蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。蒸気発生器２次側の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、蒸気発生器ブローダウンタンクに排出させ、適時放射性物質濃度等を確認し排出する。 なお、海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内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】 ポンプ車 送水車

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	格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたＡ、Ｄ格納容器再循環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、Ｄ格納容器再循環ユニット 大容量ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ）用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、Ｂ高圧注入ポンプ及びＢ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高圧注入ポンプ（海水冷却） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 Ｂ制御用空気圧縮機（海水冷却） 余熱除去ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器
					補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを使用し、補機冷却水を冷却することにより、余熱除去系を運転し低温停止へ移行する。	

第2.2.1.9.1.6表　多様性拡張設備整理表（６／１９）（その１）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉格納容器内の冷却等のための手順	１ 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順 ２ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順	フロントライン系機能喪失時	格納容器スプレイポンプ 又は 格納容器スプレイ冷却器 又は 格納容器スプレイポンプ 再循環サンプ側入口格納容器隔離弁	格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｄ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器スプレイ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、Ｄ格納容器再循環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、Ｄ格納容器再循環ユニット Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ Ａ原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 海水ポンプ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ）用） 【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備
			格納容器スプレイポンプ 又は 燃料取替用水ピット	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	格納容器スプレイ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から燃料取替用水ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替炉心注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 Ｎｏ．２淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 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	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、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Ｎｏ．２淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ、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。	

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	サポート系機能喪失時	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水設備	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	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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替炉心注水に使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 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	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Ｎｏ．２淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					Ａ格納容器スプレイポンプ（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、ディーゼル消火ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイができない場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット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、ディーゼル消火ポンプ及びＡ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイができない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	
				格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたＡ、Ｄ格納容器再循環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、格納容器スプレイポンプの機能が喪失した場合、Ａ、Ｄ格納容器再循環ユニット及び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、Ｄ格納容器再循環ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ）用） 大容量ポンプ 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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	フロントライン系機能喪失時	格納容器スプレイポンプ 又は 燃料取替用水ピット	格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｄ格納容器再循環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、格納容器スプレイ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、Ｄ格納容器再循環ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。 格納容器再循環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、Ｄ格納容器再循環ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ）用） Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ Ａ原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 海水ポンプ 【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備
				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、格納容器スプレイ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から燃料取替用水ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水ピット 復水ピット 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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク
					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、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Ｎｏ．２淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプ、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 原子炉補機冷却水設備	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、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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水ピット 復水ピット 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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット よう素除去薬品タンク
					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Ｎｏ．２淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					Ａ格納容器スプレイポンプ（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、ディーゼル消火ポンプにより格納容器へスプレイができない場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器へスプレイする。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、恒設代替低圧注水ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及びＡ格納容器スプレイポンプ（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。	
				格納容器内自然対流冷却	大容量ポンプを用いたＡ、Ｄ格納容器再循環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、Ｄ格納容器再循環ユニットでの格納容器内自然対流冷却を行う。 格納容器再循環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、Ｄ格納容器再循環ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ）用） 大容量ポンプ 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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	格納容器スプレイ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、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする。	【重大事故等対処設備】 格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット
				格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｄ格納容器再循環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、Ｄ格納容器再循環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、Ｄ格納容器再循環ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度　（ＳＡ）用） Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ Ａ原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク 窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） 海水ポンプ 【多様性拡張設備】 液化窒素供給設備
				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ピット水を格納容器へスプレイする。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【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 燃料取替用水ピット 復水ピット 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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク
					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、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Ｎｏ．２淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際して、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格納容器スプレイ流量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	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、Ｄ格納容器再循環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格納容器スプレイ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、Ｄ格納容器再循環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、Ｄ格納容器再循環ユニット 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度　（ＳＡ）用） 大容量ポンプ 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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ピット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、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水ピット 復水ピット 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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット
					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、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりＮｏ．２淡水タンク水を格納容器内へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					Ａ格納容器スプレイポンプ（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、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、Ａ格納容器スプレイポンプ（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	格納容器スプレイ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、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。	【重大事故等対処設備】 格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット
				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、格納容器スプレイポンプによる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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 Ｎｏ．２淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 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Ｎｏ．２淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプが使用できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。	

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	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	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ピット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ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 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Ｎｏ．２淡水タンク水を格納容器へスプレイする。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					Ａ格納容器スプレイポンプ（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、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット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	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	-	炉心注水	高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水	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、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 充てんポンプ 燃料取替用水ピット 復水ピット
					充てんポンプによる炉心注水	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、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。	
				代替炉心注水	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、Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 使用には、Ａ格納容器スプレイポンプを格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。	【重大事故等対処設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（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 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 Ｎｏ．２淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 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ピット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、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。	
					電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、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Ｎｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、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	-	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ピット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、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプを使用する場合は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して使用する。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要となれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。	【重大事故等対処設備】 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 Ｂ充てんポンプ（自己冷却） 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） 燃料取替用水ピット ディーゼル消火ポンプ Ｎｏ．２淡水タンク 可搬式代替低圧注水ポンプ 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用） 仮設組立式水槽 送水車
					Ｂ充てんポンプ（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、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 Ｂ充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 全交流動力電源喪失時に代替格納容器スプレイを実施している場合の代替炉心注水はＢ充てんポンプ（自己冷却）のみが使用可能である。	
					Ａ格納容器スプレイポンプ（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、Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。	
					ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりＮｏ．２淡水タンク水を原子炉へ注水する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	
					可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する手順を整備する。 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。 ジルコニウムー水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去し、継続的に水素濃度低減を図るため、静的触媒式水素再結合装置を格納容器内に5基設置している。 静的触媒式水素再結合装置は電源等の動力源を必要としない静的な装置であり、格納容器内の水素濃度上昇にしたがって自動的に触媒反応するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。 静的触媒式水素再結合装置の動作状況については、水素再結合反応時の温度上昇により確認する。	【重大事故等対処設備】 静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置 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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、ジルコニウムー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13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、格納容器上部ドーム頂部付近に1個（予備1個）を設置する。	
				水素濃度監視	可搬型格納容器水素ガス濃度計	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水素ガス濃度計及び可搬型格納容器水素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】 可搬型格納容器水素ガス濃度計 格納容器水素ガス試料冷却器用可搬型冷却水ポンプ 大容量ポンプ 可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置 格納容器水素ガス試料冷却器 格納容器水素ガス試料湿分分離器 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） 【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試料圧縮装置
					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できる。 炉心の損傷が発生した場合、可搬型格納容器水素ガス濃度計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部に漏えいした場合、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラス部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空気浄化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、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）から窒素を供給又は可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）から代替空気を供給することにより、アニュラス空気浄化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、アニュラス空気浄化ファンを運転する。 なお、重大事故等時においてアニュラス空気浄化ファンにより、アニュラス空気浄化フィルタユニットを通して排気を行うことで、アニュラス部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、交流動力電源及び常設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】 アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー
				水素濃度監視	アニュラス水素濃度計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部に漏えいした場合、アニュラス水素濃度計によりアニュラス部の水素濃度を測定し、監視する。	【重大事故等対処設備】 アニュラス水素濃度計 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 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） 可搬型格納容器水素ガス濃度計 格納容器水素ガス試料冷却器用可搬型冷却水ポンプ 大容量ポンプ 可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置 格納容器水素ガス試料冷却器 格納容器水素ガス試料湿分分離器 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）
					可搬型格納容器水素ガス濃度計による水素濃度推定	アニュラス水素濃度計によりアニュラス部の水素濃度を監視する機能が喪失した場合、可搬型格納容器水素ガス濃度計を用いて測定した格納容器内水素濃度により、アニュラス部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の喪失時 使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ、 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ピット、 燃料取替用水ポンプ、 Ｎｏ．３淡水タンク	燃料取替用水ピット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、燃料取替用水ピットから使用済燃料ピットへ注水する。	【多様性拡張設備】 燃料取替用水ピット 燃料取替用水ポンプ
				Ｎｏ．３淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、Ｎｏ．３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】 Ｎｏ．３淡水タンク
				Ｎｏ．２淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	Ｎｏ．２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、屋内消火栓を使用し、Ｎｏ．２淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、Ｎｏ．２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】 Ｎｏ．２淡水タンク
					Ｎｏ．２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、屋外消火栓を使用し、Ｎｏ．２淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。 ただし、Ｎｏ．２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、 使用済燃料ピット冷却器 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次系補給水ポンプ	ポンプ車によるＮｏ．３淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、ポンプ車を使用し、Ｎｏ．３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】 Ｎｏ．３淡水タンク ポンプ車
				ポンプ車によるＮｏ．２淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、ポンプ車を使用し、Ｎｏ．２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】 Ｎｏ．２淡水タンク ポンプ車
				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次系純粋タンク １次系補給水ポンプ
				海水から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、送水車を使用し、海水から使用済燃料ピットへ注水する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油ドラム缶

第2.2.1.9.1.11表　多様性拡張設備整理表（１１／１９）（その３）

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

第2.2.1.9.1.11表　多様性拡張設備整理表（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（ＡＭ用）、使用済燃料ピット温度（ＡＭ用）、使用済燃料ピット監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の監視計器は常設設備であり設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。	【重大事故等対処設備】 使用済燃料ピット水位（ＡＭ用） 可搬式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 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置 【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式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監視カメラ冷却装置を配置し中央制御室で使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。 また、携帯型水温計、携帯型水位計及び携帯型水位、水温計を用いて、現場で使用済燃料ピットの状態監視を実施する。	
				代替電源設備からの給電の確保	使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等	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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損	-	大気への拡散抑制	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合は、炉心注入及び格納容器スプレイを実施する。これらの機能が喪失した場合を想定し、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により原子炉格納容器及びアニュラス部へ海水を放水する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。 放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通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。 汚染水が発電所から海洋に流出する箇所は4箇所（取水路側2箇所、放水路側2箇所）で、シルトフェンスの設置については、損傷箇所、放水砲の設置箇所等から汚染水の流出予測、状況を勘案して実施する。なお、1重目シルトフェンス設置により、放射性物質の海洋への拡散抑制が期待できることから、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による放水を実施する。	【重大事故等対処設備】 シルトフェンス 【多様性拡張設備】 放射性物質吸着剤
					放射性物質吸着剤による放射性物質の吸着	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合において、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通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やシルトフェンスの内側に設置する。	
		貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷		大気への拡散抑制	送水車及びスプレイヘッ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周辺建屋（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 軽油ドラム缶 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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）及び放水砲により海水を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する。	

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、送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。 放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通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。 汚染水が発電所から海洋に流出する箇所は4箇所（取水路側2箇所、放水路側2箇所）で、シルトフェンスの設置については、損傷箇所、放水砲の設置箇所等から汚染水の流出予測、状況を勘案して実施する。なお、1重目シルトフェンス設置により、放射性物質の海洋への拡散抑制が期待できることから送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による放水を実施する。	【重大事故等対処設備】 シルトフェンス 【多様性拡張設備】 放射性物質吸着剤
					放射性物質吸着剤による放射性物質の吸着	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合において、送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通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やシルトフェンスの内側に設置する。	
		原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	-	初期対応における泡消火及び延焼防止措置	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	原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃により初期対応における泡消火及び延焼防止処置を行う。使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（Ｎｏ．２淡水タンク）又は防火水槽を使用する。なお、使用可能な淡水がなければ小型動力ポンプ付水槽車の他に、送水車（消火用）により海水を使用する。	【多様性拡張設備】 化学消防自動車 小型動力ポンプ付水槽車 泡消火剤等搬送車 送水車（消火用） 中型放水銃 泡原液搬送車
					送水車（消火用）及び中型放水銃による泡消火	原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、送水車（消火用）及び中型放水銃により初期対応における泡消火及び延焼防止処置を行う。使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（Ｎｏ．２淡水タンク）又は防火水槽を使用する。なお、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。	
				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	原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器により航空機燃料火災へ泡消火する。	【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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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ピットへの供給	復水ピット（枯渇又は破損）	復水ピットからＮｏ．３淡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）中に復水ピットが枯渇又は破損により機能喪失した場合、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの水源切替を行う。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３淡水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ
				Ａ、Ｂ２次系純水タンクからＮｏ．３淡水タンクへの補給	-	重大事故等の発生時において、復水ピットからＮｏ．３淡水タンクへの水源切替後、Ｎｏ．３淡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Ｎｏ．３淡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、Ａ、Ｂ２次系純水タンクを水源とした純水ポンプによるＮｏ．３淡水タンクに補給する。	【多様性拡張設備】 Ａ、Ｂ２次系純水タンク 純水ポンプ
				復水ピット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）中に復水ピットが枯渇又は破損により機能喪失し、Ｎｏ．３淡水タンクが破損等により機能喪失した場合、脱気器タンクへの水源切替えを行う。	【多様性拡張設備】 脱気器タンク 電動主給水ポンプ
				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、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより原子炉に注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により格納容器内部へ１次冷却材を放出する操作を組み合わせた１次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 燃料取替用水ピット 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁
			復水ピット（枯渇）	Ｎｏ．３淡水タンクから復水ピットへの補給	-	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）中に復水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．３淡水タンクから復水ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３淡水タンク
				Ｎｏ．２淡水タンクから復水ピットへの補給	-	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）中に復水ピット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、Ｎｏ．２淡水タンクから復水ピットに補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク
				海水を用いた復水ピットへの補給	-	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）中に復水ピット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ピットに補給する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表　多様性拡張設備整理表（１３／１９）（その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ピットへの供給	燃料取替用水ピット（枯渇又は破損）	燃料取替用水ピットから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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから１次系純水タンク及びほう酸タンクに水源切替えを行う。	【多様性拡張設備】 １次系純水タンク １次系補給水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんポンプ
				燃料取替用水ピットからＮｏ．２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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットからＮｏ．２淡水タンクに水源切替えを行う。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替	-	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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから復水ピットに水源切替えを行う。	【重大事故等対処設備】 復水ピット 恒設代替低圧注水ポンプ 充てんポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー
				燃料取替用水ピット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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから海水に水源切替えを行う。	【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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表　多様性拡張設備整理表（１３／１９）（その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ピットへの供給	燃料取替用水ピット（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ピットへの補給	-	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ピットの水位が低下し、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ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 １次系純水タンク １次系補給水ポンプ 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ピットへの補給	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、１次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 １次系純水タンク １次系補給水ポンプ 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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、１次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	
				Ｎｏ．３淡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ピットへの補給	-	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．３淡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ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３タンク 使用済燃料ピットポンプ
				Ｎｏ．２淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	-	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．２淡水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク
				復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	-	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、復水ピットから燃料取替用水ピットへ補給する。	【重大事故等対処設備】 復水ピット

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ピットへの供給	燃料取替用水ピット（枯渇又は破損）	燃料取替用水ピットからＮｏ．２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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットからＮｏ．２淡水タンクに水源切替えを行う。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ
				燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替	-	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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから復水ピットに水源切替えを行う。	【重大事故等対処設備】 復水ピット 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー
				燃料取替用水ピット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ピットが枯渇又は破損により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから海水に水源切替えを行う。	【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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表　多様性拡張設備整理表（１３／１９）（その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ピットへの供給	燃料取替用水ピット（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ピットへの補給	-	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ピットの水位が低下し、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ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ 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ピットへの補給	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、１次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ 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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、１次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	
				Ｎｏ．３淡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ピットへの補給	-	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．３淡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ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３タンク 使用済燃料ピットポンプ
				Ｎｏ．２淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	-	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、Ｎｏ．２淡水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク
				復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	-	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ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、復水ピットから燃料取替用水ピットへ補給する。	【重大事故等対処設備】 復水ピット

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	格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	再循環運転	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	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の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、高圧注入ポンプにより格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 高圧注入ポンプ
			余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器 及び 高圧注入ポンプ	代替再循環運転	Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＩＩＲＳ－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冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）及びＡ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。	【重大事故等対処設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン Ａ格納容器スプレイポンプ（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用） Ａ格納容器スプレイ冷却器
			全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水系		Ｂ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高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転により原子炉を冷却する。	【重大事故等対処設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン Ｂ高圧注ポンプ（海水冷却） 空冷式非常用発電装置 大容量ポンプ 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水）
					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	燃料取替用水ピット（枯渇又は破損）	Ｎｏ．３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、Ｎｏ．３淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３淡水タンク
				Ｎｏ．２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、Ｎｏ．２淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク
				ポンプ車によるＮｏ．３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、ポンプ車によるＮｏ．３淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．３淡水タンク ポンプ車
				ポンプ車によるＮｏ．２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、ポンプ車によるＮｏ．２淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 Ｎｏ．２淡水タンク ポンプ車
				１次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、１次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【多様性拡張設備】 １次系純水タンク １次系補給水ポンプ
				海水から使用済燃料ピットへの注水	-	使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、海水から使用済燃料ピットへの注水を実施する。	【重大事故等対処設備】 送水車 軽油ドラム缶

第2.2.1.9.1.13表　多様性拡張設備整理表（１３／１９）（その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又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水	-	送水車による使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ	-	使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生した場合に、送水車及びスプレイヘッダにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。また、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合に、送水車及びスプレイヘッダにより海水を原子炉周辺建屋（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 軽油ドラム缶
				大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水	-	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等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周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水を行う。また、貯蔵槽内燃料体等が著しい損傷に至るおそれがある場合に、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。	【重大事故等対処設備】 大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、原子炉格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源等の非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 号機間電力融通恒設ケーブル（３号～４号） ディーゼル発電機（他号炉） 電源車 号機間電力融通予備ケーブル（３号～４号） 【多様性拡張設備】 ７７ｋＶ送電線 Ｎｏ．２予備変圧器２次側恒設ケーブル Ｎｏ．１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）
					７７ｋＶ送電線による代替電源（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、７７ｋＶ送電線による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					Ｎｏ．２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	７７ｋＶ送電線による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、Ｎｏ．２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。	
					Ｎｏ．１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	Ｎｏ．２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、Ｎｏ．１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（３号～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	Ｎｏ．１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（３号～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。	
					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（３号～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、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（３号～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	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（３号～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。	

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。	【重大事故等対処設備】 蓄電池（安全防護系用）

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	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）の電圧が低下する前まで（２４時間以内）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
					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、原子炉格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源等の非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電する。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 号機間電力融通恒設ケーブル（３号～４号） ディーゼル発電機（他号炉） 電源車 号機間電力融通予備ケーブル（３号～４号） 【多様性拡張設備】 ７７ｋＶ送電線 Ｎｏ．２予備変圧器２次側恒設ケーブル Ｎｏ．１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）
					７７ｋＶ送電線による代替電源（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、７７ｋＶ送電線による非常用高圧母線への代替電源（交流）から給電する。	
					Ｎｏ．２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	７７ｋＶ送電線による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、Ｎｏ．２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。	
					Ｎｏ．１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	Ｎｏ．２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、Ｎｏ．１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（３号～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	Ｎｏ．１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（３号～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。	
					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（３号～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、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（３号～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	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（３号～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。	

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	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、蓄圧タンク出口弁、計装用電源、アニュラス空気浄化ファン、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 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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、蓄圧タンク出口弁、計装用電源、アニュラス空気浄化ファン、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（多様性拡張設備）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（多様性拡張設備）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（ＣＲＴ）（多様性拡張設備）により推定する。 加圧器圧力（ＣＲＴ）（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（ＣＲＴ）（多様性拡張設備）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（ＣＲＴ）（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（ＣＲＴ）（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、１次冷却系統水位（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吐出圧力（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、余熱除去ポンプの吐出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	高圧注入流量、余熱除去流量及び充てん水流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水ピット水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により原子炉圧力容器内への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用し推定する。また、加圧器水位及び１次冷却材喪失重大事故等時の監視に使用する原子炉水位又は格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。 恒設代替低圧注水積算流量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ピット水位、復水ピット水位、加圧器水位、原子炉水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により原子炉圧力容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位、復水ピット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ピット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再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。 蓄圧タンク圧力（多様性拡張設備）及び蓄圧タンク水位（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）の傾向監視により蓄圧タンクからの注入開始を推定する。 ＡＭ用消火水積算流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、余熱除去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	格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量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ピット水位、復水ピット水位、及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位、復水ピット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ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。 高圧注入流量及び余熱除去流量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ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用し推定する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。 格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、燃料取替用水ピット水位、復水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。 ＡＭ用消火水積算流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、注水量である格納容器スプレイ積算流量、格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）又は水源である復水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器
					原子炉格納容器内の温度の測定	格納容器内温度の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器圧力（広域）及びＡＭ用格納容器圧力により、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（広域）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（広域）の計測が困難となった場合、代替パラメータのＡＭ用格納容器圧力、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）による推定、又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係を用いて原子炉格納容器内の圧力を推定する。この推定方法では、同じ圧力を計測しているＡＭ用格納容器圧力又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。 ＡＭ用格納容器圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力（広域）、格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）、又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係を用いて原子炉格納容器内の圧力を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、より詳細な圧力が計測できる格納容器圧力（広域）又は格納容器圧力（狭域）（多様性拡張設備）を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。	

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	格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（狭域）、又は原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び注水源である燃料取替用水ピット水位、復水ピット水位、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先して使用し推定する。なお、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。 格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）により、広域水位と狭域水位の相関関係を用いて推定する。 原子炉下部キャビティ水位の計測が困難になった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）、又は燃料取替用水ピット水位、復水ピット水位、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量の合計値（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ピット水位、復水ピット水位、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量の合計値（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。	【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水素ガス濃度計に取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、予備のアニュラス水素濃度計によりアニュラス内の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、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）及び排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）（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求め、可搬型格納容器水素ガス濃度計により測定した格納容器水素濃度を基に、評価した格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率の関係をもとにアニュラス水素濃度を推定する。	

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）及びモニタリングポスト（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、同じくモニタリングポスト（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になった場合、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（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータのＡＭ用格納容器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。 原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難となった場合、代替パラメータの格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ）の傾向監視により格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統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。 ＡＭ用原子炉補機冷却水サージタンク圧力（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原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力により推定する。この推定方法は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置を接続し推定する。 格納容器再循環ユニット入口温度／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再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ）に取替えて格納容器再循環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（広域）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。 格納容器再循環ユニット冷却水流量（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（広域）の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 主蒸気圧力の計測が困難となった場合、蒸気発生器２次側は温度計測ができないため、代替パラメータである１次冷却材低温側温度（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次冷却系統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）では、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。 蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）との相関関係により保有水量を推定する。また、１次冷却材低温側温度（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、蒸気発生器水位（広域）を優先する。なお、蒸気発生器２次側の急激な減圧やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性があるため、そのような場合には１次冷却材低温側温度（広域）、１次冷却材高温側温度（広域）の変化により推定する。	【重大事故等対処設備】 重要代替計器 【多様性拡張設備】 常用代替計器

第2.2.1.9.1.15表　多様性拡張設備整理表（１５／１９）（その７）

手順分類	手順分類の概要	分類	機能喪失の想定	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
事故時の計装に関する手順	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順	監視機能の喪失	計器の故障	代替パラメータによる推定	最終ヒートシンクの確保の推定（続き）	蒸気発生器水位（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（狭域）、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水位（狭域）との相関関係を優先し推定する。また、蒸気発生器２次側がドライアウトした場合の判断は、蒸気発生器２次側の保有水の減少に伴う除熱能力の低下により、１次冷却材低温側温度（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などの影響はない。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。 蒸気発生器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ピット水位、蒸気発生器水位（広域）及び蒸気発生器水位（狭域）の傾向監視により、蒸気発生器補助給水流量を推定する。この推定方法では、水源である復水ピット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圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器２次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と蒸気発生器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（多様性拡張設備）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	蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気圧力の上昇及び蒸気発生器補助給水流量の減少を傾向監視することでも推定することができる。 主蒸気圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）の上昇及び蒸気発生器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水位（狭域）の上昇及び主蒸気圧力の上昇にて蒸気発生器伝熱管破損を、蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないことで、インターフェイスシステム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（ＣＲＴ）（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、代替パラメータの蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。 排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備）、原子炉周辺建屋サンプタンク水位（多様性拡張設備）及び余熱除去ポンプ吐出圧力（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、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気圧力により、インターフェイスシステムＬＯＣＡを推定する。 加圧器逃がしタンク圧力（広域）（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、格納容器サンプ水位（ＣＲＴ）（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	燃料取替用水ピット水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（広域）、又は格納容器スプレイ積算流量、格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）、高圧注入流量、余熱除去流量、充てん水流量（多様性拡張設備）及び恒設代替低圧注水積算流量の合計量により、燃料取替用水ピット水位を推定する。この推定方法では、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先し推定するが、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。 復水ピット水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの蒸気発生器補助給水流量、格納容器スプレイ積算流量及び恒設代替低圧注水積算流量により、復水ピット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、復水ピット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、緊急ほう酸水補給流量（多様性拡張設備）によりほう酸タンク水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により確認し、ほう酸水の使用量を推定する。	

第2.2.1.9.1.15表　多様性拡張設備整理表（１５／１９）（その９）

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

第2.2.1.9.1.16表　多様性拡張設備整理表（１６／１９）（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	中央制御室空調装置の運転手順	環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室空調装置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、代電源設備により受電し中央制御室空調装置を運転する。	【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 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット 可搬型照明（ＳＡ） 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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。	

第2.2.1.9.1.16表　多様性拡張設備整理表（１６／１９）（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	-	-	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。なお、チェンジングエリアの区画は恒設化しており、ゴミ箱等の設置を行うことにより使用可能となる。 また、可搬型照明（ＳＡ）を設置し代替交流電源設備に接続する。	【重大事故等対処設備】 可搬型照明（ＳＡ） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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	アニュラス空気浄化設備の運転手順等	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手段として、アニュラス空気浄化設備による放射性物質の濃度低減を行う。 アニュラス空気浄化ファンを運転し、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空気浄化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、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）から窒素を供給又は可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）から代替空気を供給することにより、アニュラス空気浄化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、アニュラス空気浄化ファンを運転する。 操作手順については、交流動力電源及び常設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】 アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 窒素ボンベ（代替制御用空気供給用） 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用） 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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）	モニタリングステーション及びモニタリング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、モニタリングステーション及びモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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、モニタリングステーション及びモニタリング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】 モニタリングステーション及びモニタリングポスト
			モニタリングステーション及びモニタリングポスト		放射線量の代替測定（発電所敷地境界付近及び原子炉格納施設を含む8方位）	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	重大事故等時にモニタリングステーション又はモニタリング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、モニタリングステーション及び各モニタリング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、発電所海側敷地境界方向を含む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リングステーション及びモニタリングポストが使用できる場合の当該4方位（モニタリングステーション及びモニタリングポストの設置場所が2方位について重なるため4方位となる。）の測定については、モニタリングステーション及びモニタリングポストを優先して使用する。 なお、上記に加えて、緊急時対策所内の加圧判断用のモニタとして緊急時対策所付近に可搬式モニタリングポスト1台を同様に配置し、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（発電所の周辺海域を含む。）） （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（発電所の周辺海域を含む。）） （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、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、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 汚染サーベイメータ Ｎａｌ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 βγ線サーベイメータ）
			-			可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。	【重大事故等対処設備】 可搬型放射線計測装置 （可搬式ダストサンプラ 汚染サーベイメータ Ｎａｌ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 βγ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	可搬式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、風速その他の気象条件は、可搬式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、風速その他の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、可搬式気象観測装置を使用する。 可搬式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。	【重大事故等対処設備】 可搬式気象観測装置 【多様性拡張設備】 気象観測設備
			気象観測設備			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。	
		-	-	電源確保	給電	モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリング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を切り替える。その後、代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））により緊急時対策所を経由してモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。 なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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】 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 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】 モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置
			電源車（緊急時対策所用）（ＤＢ）					
			-		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	重大事故等が発生するおそれがある場合等、緊急時対策所を使用し、発電所対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げる。	【重大事故等対処設備】 緊急時対策所遮蔽 緊急時対策所可搬型空気浄化ファン 緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタユニット 空気供給装置 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ 緊急時対策所外可搬型エリアモニタ 可搬式モニタリングポスト 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【多様性拡張設備】 モニタリングステーション 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、３号炉及び４号炉原子炉格納容器と緊急時対策所の間に設置する可搬式モニタリングポストを緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。	
					重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等	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 インターフォン 携行型通話装置 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話、ＩＰ－ＦＡＸ） 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 空冷式非常用発電装置 【多様性拡張設備】 運転指令設備 加入電話 加入ファクシミリ 電力保安通信用電話設備 社内ＴＶ会議システム 無線通話装置 【資機材】 対策の検討に必要な資料
					重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について	安全･防災室長他は、重大事故等が発生した場合に備え、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所指揮所に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。	
					通信連絡に関する手順	重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、原子力事業本部、本店、国、地方公共団体、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	放射線管理資機材、飲料水、食料等の維持管理等について	緊急時対策所には、７日間外部からの支援がなくとも活動が可能となるよう放射線管理用資機材等（線量計、マスク等）、飲料水及び食料等を配備又は備蓄するとともに、通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を伴う要員等の被ばく線量管理を行うため、個人線量計を常時装着させるとともに、線量評価を行う。 また、緊急安全対策要員は、必要な放射線管理用資機材を用いて作業現場の放射線量測定等を行う。 緊急時対策所内での飲食の管理として、適切な頻度で緊急時対策所内の空気中の放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ないことを確認する。 ただし、緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度が目安値（1×10^{-3}Bq／cm^{3}未満）よりも高くなった場合であっても、発電所本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。	【重要事故等対処設備】 緊急時対策所可搬型空気浄化ファン 緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタユニット 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 【資機材】 防護具及びチェンジングエリア用資機材 飲料水、食料等
					放射線管理に関する手順	ａ．チェンジングエリアの運用手順 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するための身体サーベイ（必要により物品等のサーベイを含む）及び防護具の着替え等を行うチェンジングエリアは、通常時から設置し、事故発生後、直ぐに運用開始ができるようにする。 ｂ．緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順 緊急時対策所可搬型空気浄化フィルタユニットの性能の低下等、緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施する。	
		サポート系機能喪失時	緊急時対策所 全交流動力電源 （電源車（緊急時対策所用）（ＤＢ））	代替電源設備からの給電	電源車（緊急時対策所用）による給電手順	緊急時対策所の電源を確保するため、電源車（緊急時対策所用）2台を起動し、そのうち1台を使用することにより緊急時対策所へ給電する。	【重大事故等対処設備】 電源車（緊急時対策所用） 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 空冷式非常用発電装置

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（１号及び２号炉送受話器）、運転指令設備（３号及び４号炉送受話器）、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及びインターフォンを使用する。 また、データ伝送設備（発電所内）により緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びＳＰＤＳ表示装置を使用する。	【重大事故等対処設備】 衛星電話（固定） 衛星電話（携帯） トランシーバー 携行型通話装置 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） ＳＰＤＳ表示装置 インターフォン 【多様性拡張設備】 無線通話装置 運転指令設備（１号及び２号炉送受話器） 運転指令設備（３号及び４号炉送受話器） 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、可搬式使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携行型通話装置を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）を使用する。	
			-	代替電源設備からの給電の確保	代替電源設備から給電する手順等	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）、安全パラメータ伝送システム及びＳＰＤＳ表示装置へ給電する。 衛星電話（携帯）の電源は、充電池を使用する。使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。 トランシーバーの電源は、充電池又は乾電池を使用する。充電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより、継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。また、乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする。 携行型通話装置及びインターフォンの電源は、乾電池を使用する。使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 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、緊急時対策所の緊急安全対策要員が、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、移動式放射能測定装置（モニタ車）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内ＴＶ会議システム、無線通話装置及び緊急時衛星通報システムを使用する。 また、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及び安全パラメータ伝送システムを使用する。	【重大事故等対処設備】 衛星電話（固定） 衛星電話（携帯） 衛星電話（可搬） 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及び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、可搬式使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）を使用する。	
			-	代替電源設備からの給電の確保	代替電源設備から給電する手順等	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（ＴＶ会議システム、ＩＰ電話及びＩＰ－ＦＡＸ）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）、安全パラメータ伝送システム及びＳＰＤＳ表示装置へ給電する。 衛星電話（携帯）の電源は、充電池を使用する。使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。 トランシーバーの電源は、充電池又は乾電池を使用する。充電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより、継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。また、乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする。 携行型通話装置及びインターフォンの電源は、乾電池を使用する。使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする。	【重大事故等対処設備】 空冷式非常用事故発電装置 燃料油貯蔵タンク 重油タンク タンクローリー 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しゃ断器スイッチ） （中央盤手動操作）	常設	Ｃクラス	約 1,600A※	－	２台
制御棒操作レバー（中央盤手動操作）	常設	Ｃクラス	－	－	１個
ＭＧセット電源 （ＭＧセット出力しゃ断器スイッチ） （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※	－	８台
タービントリップスイッチ （中央盤手動操作）	常設	Ｃクラス	－	－	１個
高圧注入ポンプ	常設	Ｓクラス	約 320m³/h	約 960m	２台
燃料取替用水ピット	常設	Ｓクラス	３号炉　約 2,900m³ （４号炉　約 2,100m³）	－	１基

※しゃ断器本体の容量

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

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動主給水ポンプ	常設	C クラス	約 3,300m³/h	約 620m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 600m³	－	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
復水ピット	常設	S クラス	約 1,200m³	－	1 基
タービンバイパス弁	常設	C クラス	－	－	15 個
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	－	約 7.0Nm³	－	9 本
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m³/h	約 120m	3 台
B 制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	3 号炉：約 1,020Nm³/h 4 号炉：約 720Nm³/h	吐出圧力 0.74MPa	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
電動主給水ポンプ	常設	C クラス	約 3,300m³/h	約 620m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 600m³	－	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	－	50m³/h	約 300m	1 台
復水ピット	常設	S クラス	約 1,200m³	－	1 基
タービンバイパス弁	常設	C クラス	－	－	15 個
加圧器補助スプレイ弁	常設	S クラス	－	－	1 個
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	－	約 7.0Nm³	－	9 本
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m³/h	約 120m	3 台
B 制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	3 号炉：約 1,020Nm³/h 4 号炉：約 720Nm³/h	吐出圧力 0.74MPa	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 1,200m³/h	83m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 1,200m³/h	55m	1 台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	Ｃクラス	約 8,000m³	－	1 基
ほう酸ポンプ	常設	Ｓクラス	約 17m³/h	80m	2 基
ほう酸タンク	常設	Ｓクラス	約 100m³	－	2 基
１次系補給水ポンプ	常設	Ｃクラス	60m³/h	80m	2 台
１次系純水タンク	常設	Ｃクラス	328m³	－	2 基
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（ＲＨＲＳ－ＣＳＳ連絡ライン使用）	常設	Ｓクラス	約 1,200m³/h	約 175m	1 台
燃料取替用水ピット	常設	Ｓクラス	3 号炉：約 2,900m³ （4 号炉：約 2,100m³）	－	1 基
Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水）	常設	Ｓクラス	約 1,020m³ （安全注入時及び再循環時） 約 681m³（余熱除去時）	約 91m （安全注入時及び再循環時） 約 107m（余熱除去時）	1 台
格納容器再循環サンプ	常設	Ｓクラス	－	－	2 基
納容器再循環サンプスクリーン	常設	Ｓクラス	－	－	2 基

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

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動主給水ポンプ	常設	C クラス	約 3,300m^3/h	約 620m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 600m^3	－	1 基
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）	可搬	－	50m^3/h	300m	1 台
復水ピット	常設	S クラス	約 1,200m^3	－	1 基
タービンバイパス弁	常設	C クラス	－	－	15 台
ポンプ車	可搬	－	120m^3/h	85m	1 台
送水車	可搬	－	300m^3/h	約 120m	3 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）

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動主給水ポンプ	常設	C クラス	約 3,300m³/h	約 620m	1 台
脱気器タンク	常設	C クラス	約 600m³	－	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
復水ピット	常設	S クラス	約 1,200m³	－	1 基
所内用空気圧縮機	常設	C クラス	約 894m³/h	吐出圧力 0.8MPa	3 台
タービンバイパス弁	常設	C クラス	－	－	15 個
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	可搬	－	約 7Nm³	－	9 本
ポンプ車	可搬	－	約 120m³/h	約 85m	1 台
送水車	可搬	－	約 300m³/h	約 120m	3 台
B 制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設	S クラス	3 号炉：約 1,020Nm³/h 4 号炉：約 700Nm³/h	吐出圧力 0.74MPa	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 120m³/h	約 50m	4 台
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m³/h	約 120m	3 台
余熱除去ポンプ	常設	S クラス	約 1,020m³/h （安全注入時及び再循環時） 約 681m³（余熱除去時）	約 91m （安全注入時及び再循環時） 約 107m（余熱除去時）	2 台
原子炉補機冷却水ポンプ	常設	S クラス	約 1,700m³/h	約 55m	4 台
原子炉補機冷却水冷却器	常設	S クラス	－	－	2 基

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

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
液化窒素供給設備	常設	－	約 4,900ℓ	－	1 基
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 1,200m³/h	約 83m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 1,200 m³/h	約 55m	1 台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	C クラス	約 8,000 m³	－	1 基
可搬式代替低圧注水ポンプ	可搬	－	約 150 m³/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 12 m³	－	3 基
送水車	可搬	－	約 300 m³/h	約 120m	3 台
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	S クラス	約 1,200 m³/h	約 175m	1 台
燃料取替用水ピット	常設	S クラス	3 号炉：約 2,900 m³ （4 号炉：約 2,100 m³）	－	1 基
よう素除去薬品タンク	常設	S クラス	約 3 m³	－	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 4,900ℓ	－	1 基
電動消火ポンプ	常設	C クラス	約 1,200m³/h	約 83m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	C クラス	約 1,200 m³/h	約 55m	1 台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	C クラス	約 8,000 m³	－	1 基
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	S クラス	約 1,200 m³/h	約 175m	1 台
燃料取替用水ピット	常設	S クラス	3 号炉：約 2,900 m³ （4 号炉：約 2,100 m³）	－	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 1,200m³/h	約 83m	1 台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 1,200 m³/h	約 55m	1 台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	Ｃクラス	約 8,000 m³	－	1 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 12 m³	－	3 基
送水車	可搬	－	約 300 m³/h	約 120m	3 台
Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	Ｓクラス	約 1,200 m³/h	約 175m	1 台
燃料取替用水ピット	常設	Ｓクラス	3 号炉：約 2,900 m³ （4 号炉：約 2,100 m³）	－	1 基

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	可搬	－	熱伝導度型検出器	－	1 個
格納容器雰囲気ガス試料圧縮装置	常設	C クラス	約 2.0Nm³/h	－	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	測定範囲／揚程	台数
排気筒高レンジガスモニタ	常設	C クラス	プラスチック シンチレーション検出器	約 10～ 約 10E7cpm	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 10E3～ 約 10E8mSv/h	1 個
可搬型格納容器水素ガス濃度計	可搬	－	熱伝導式	約 0～約 20vol%	1 個
格納容器水素ガス試料冷却器用 可搬型冷却水ポンプ	可搬	－	約 1m^3/h	約 25m	1 台
大容量ポンプ	可搬	－	約 1,800m^3/h	約 120m	3 台
可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置	可搬	－	0.6m^3/min	－	1 台
格納容器水素ガス試料冷却器	常設	－ （S クラスに適用される地震力と同等）	－	－	1 基
格納容器水素ガス試料湿分分離器	常設	－ （S クラスに適用される地震力と同等）	－	－	1 基
窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）	可搬	－	約 7.0Nm^3	－	10 本
可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）	可搬	－	約 14.4m^3/h	－	2 台

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
燃料取替用水ピット	常設	Ｓクラス	2,900m³（大飯３号炉） 2,100m³（大飯４号炉）	－	１基
燃料取替用水ポンプ	常設	Ｃクラス	46m³/h	65m	２台
Ｎｏ．３淡水タンク	常設	Ｃクラス	8,000m³	－	１基
ポンプ車	可搬	－	120m³/h	85m	１台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	Ｃクラス	8,000m³	－	１基
１次系純水タンク	常設	Ｃクラス	400m³	－	２基
１次系補給水ポンプ	常設	Ｃクラス	60m³/h	80m	２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	－	－	１個
使用済燃料ピット温度	常設	Ｃクラス	－	－	３個
使用済燃料ピット区域エリアモニタ	常設	Ｃクラス	－	－	１個
携帯型水温計	可搬	－	－	－	１台
携帯型水位計	可搬	－	－	－	１台
携帯型水位、水温計	可搬	－	－	－	１台

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

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
放射性物質吸着剤	可搬	－	14,000kg	－	1 式
化学消防自動車	可搬	－	水槽：1,300ℓ 泡原液：500ℓ	－	1 台
小型動力ポンプ付水槽車	可搬	－	5,000ℓ	－	1 台
泡消火剤等搬送車	可搬	－	1,500ℓ	－	1 台
送水車（消火用）	可搬	－	－	－	1 台
中型放水銃	可搬	－	－	－	1 台
泡原液搬送車	可搬	－	9,000ℓ	－	1 台

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

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	揚程	台数
Ｎｏ．３淡水タンク	常設	Ｃクラス	8,000m^3	－	１基
電動補助給水ポンプ	常設	Ｓクラス	約 140m^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 250m^3/h	約 950m	１台
Ａ、Ｂ２次系純水タンク	常設	Ｃクラス	8,500m^3	－	２基
純水ポンプ	常設	Ｃクラス	約 220m^3/h	約 140m	３台
脱気器タンク	常設	Ｃクラス	約 600m^3	－	１基
電動主給水ポンプ	常設	Ｃクラス	約 3,300m^3/h	約 620m	１台
Ｎｏ．２淡水タンク	常設	Ｃクラス	8,000m^3	－	１基
電動消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 1,200m^3/h	83m	１台
ディーゼル消火ポンプ	常設	Ｃクラス	約 1,200m^3/h	55m	１台
１次系純水タンク	常設	Ｃクラス	328m^3	－	２基
１次系補給水ポンプ	常設	Ｃクラス	60m^3/h	80m	２台
ほう酸タンク	常設	Ｓクラス	約 100m^3	－	２基
ほう酸ポンプ	常設	Ｓクラス	約 17m^3/h	80m	２台
Ａ、Ｂ充てんポンプ	常設	Ｓクラス	約 45m^3/h	1,770m	２台
Ｃ充てんポンプ	常設	Ｓクラス	約 14m^3/h	－	１台
加圧器逃がしタンク	常設	Ｂクラス	51m^3	－	１基
格納容器冷却材ドレンポンプ	常設	Ｂクラス	23m^3/h	90m	２台
使用済燃料ピットポンプ	常設	Ｂクラス	約 546m^3/h	60m	２台
格納容器再循環サンプ	常設	Ｓクラス	－	－	２基
格納容器再循環サンプスクリーン	常設	Ｓクラス	－	－	２基
Ａ余熱除去ポンプ	常設	Ｓクラス	約 1,020m^3/h	約 91m	１台
ポンプ車	可搬	－	120m^3/h	85m	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
７７ｋＶ送電線	常設	Ｃクラス	77,000V	59MW	１組
Ｎｏ．２予備変圧器２次側恒設ケーブル	常設	Ｃクラス	6,600V	1,600A	１組
Ｎｏ．１予備変圧器２次側恒設ケーブル	常設	Ｃクラス	6,600V	1,200A	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	390A	１組
電源車	可搬	転倒評価	6,600V	610kVA	５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／台　他	18 台（３，４号機共用）
プラント計算機	常設	C クラス	－	1 式

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	計測範囲	数量
ＡＭ用原子炉補機冷却水 サージタンク圧力	常設	C クラス	0～1MPa[gage]	1 台

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。

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

２０１１年３月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ２０１３年７月に改正施行された原子炉等規制法に基づく基準等を受け、強化された設計基準事象に対する備えに加え、重大事故事象に係る知見を安全対策として反映している。

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は、社内のデータベース「研究業務支援システム」にて管理することとなっており、各所管箇所が行った安全に係る研究の成果については、このシステムより情報を入手する。

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、(株) 日本エヌ・ユー・エス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、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、保守管理等を行うことはもとより、大飯発電所３号機での事故、故障等の経験を含めた国内外の原子力施設の運転による事故、故障等から得られた教訓について新たな知見として採り上げ、再発防止対策を反映することが重要である。当社はこの仕組みを予防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、この予防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月の設備更新に併せて、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、一般社団法人原子力安全推進協会（以下「ＪＡＮＳＩ」という）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、予防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予防処置の要否、予防処置内容の検討を行っている。

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。この他、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併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、設置変更許可及び工事計画認可等の申請や、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、（株）日本エヌ・ユー・エス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、（株）日本エヌ・ユー・エス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、従来より保守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、２０１６年４月１日※1から評価時点となる第17回施設定期検査終了日（２０１９年７月２３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、上記収集期間に入手した情報を検討対象とする。

※１：大飯発電所３号機の前回定期安全レビューの評価期間（２００６年４月１日～２０１６年３月３１日）との連続性を考慮

(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（予防処置）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した事項を収集対象とする。

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（P

ＲＡ)」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ＰＲＡ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

国内の基準として、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民間規格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、大飯発電所３号機の同一機器、設備又は類似設備に対する評価、検討を行い、同種トラブルの発生防止の観点から予防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した事項については、収集対象期間中に発出されたもののうち、大飯発電所３号機が対象となっているものを抽出し、記載対象とする。

c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

ＰＲＡを実施するうえで必要なデータとして、これまでに入手したデータについて、新規性の有無、大飯発電所３号機のＰＲＡ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。

ＰＲＡ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

国内の規格基準の情報については、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規格を抽出する。

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。

国外の規格基準の情報については、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 41,000 件であった。これを「2.2.2.1(4) 整理、分類方法」に基づき収集分野毎に整理、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

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

(b) 国内機関、国外機関の安全に係る研究開発

① 反映が必要な新知見情報

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

② 参考情報

参考情報について、2 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、12 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、24 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について、8 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.12 表「国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」に示す。

(d) 原子力規制委員会指示文書

原子力規制委員会指示文書のうち、大飯発電所 3 号機が対象のものについて、6 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.13 表「原子力規制委員会指示文書リスト及びその対応」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

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関する情報について、7 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.14 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、11 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.15 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、3 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として、竜巻関連の情報が 1 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.17 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）に係る反映が必要な新知見情報」に示す。

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 16 件、竜巻関連が 14 件、火山関連が 2 件抽出された。抽出結果を第 2.2.2.18 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 2.2.2.19 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、大飯発電所 3 号機に反映すべき知見を抽出した。

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

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

第 2.2.2.1 表　安全に係る研究の収集対象

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

※　Probabilistic Safety Assessment and Management

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

区分	収集対象
国内及び国外不具合情報	・当社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
原子力規制委員会指示事項	・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）

※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	・環境省（原子力規制庁）　・気象庁
学協会等の大会報告、論文	・日本気象学会　・日本流体力学会 ・土木学会　・日本原子力学会　他 ・日本風工学会
雑誌等の刊行物	・Boundary-layer Meteorology ・Engineering Structures　他
海外情報等	・NRC (Nuclear Regulatory Commission) ・DOE (Department of Energy), USA ・American Meteorological Society, USA ・Royal Meteorological Society, UK ・韓国原子力学会　他
その他	・電力中央研究所 ・東京工芸大学　　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） ・経済産業省 ・気象庁 ・海上保安庁
学協会等の大会報告、論文	・日本地震学会 ・日本第四紀学会 ・日本地質学会 ・日本地球惑星科学連合 ・日本堆積学会 ・日本応用地質学会 ・日本火山学会 ・日本地球化学会
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) ・Geophysical Research Letters ・Earch and Planetary Science ・Scienticfic Reports ・American Geophysical Union ・The Geological Society
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

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　大飯発電所 3 号機に反映した安全研究成果

（自社研究、電力共通研究）

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

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

No.	表題	文献誌名
1	Refining and Characterizing Heat Release Rates from Electrical Enclosures during Fire (RACHELLE-FIRE): Volume 1: Peak Heat Release Rates and Effect of Obstructed Plume （NRC による電気盤火災試験の結果及び想定条件の見直し）	米国 EPRI 報告書 （EPRI 3002005578）
2	“ Heat Release Rates of Electrical Enclosure Fires (HELEN-FIRE) （NRC による電気盤火災試験の結果及び想定条件の見直し）	NUREG/CR 報告書 （NUREG/CR-7197）

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

（１／４）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	2016 年 2 月 20 日	高浜４号	定期検査中、１次冷却材系統の昇温に向け化学体積制御系統の水をほう素熱再生系統に通水したところ、「１次系床ドレン注意」警報が発信したため、現場を確認したところ、原子炉補助建屋の脱塩塔室前の床面に水溜りを確認した。 原因は、冷却材脱塩塔の入口側弁のボルトの締め付け圧が低い状態のものがあったため、化学体積制御系からほう素熱再生系統への通水操作による系統の圧力の一時的な上昇に伴い、当該弁から漏えいが発生したものと推定した。	１次冷却材が流れる系統の同種の弁作業の留意事項を社内マニュアルに反映した。
2	2016 年 2 月 29 日	高浜４号	定期検査中、並列操作を実施した際、発電機が自動停止するとともに、タービン及び原子炉が自動停止した。 原因は、保護リレーの設備故障ではなく、保護リレーの暫定整定値が適切でなかったことと推定した。	保護リレーの暫定整定値の立案段階において、保護リレーの整定値の検討時に確認すべき技術項目を含んだチェックシートを用いて検討を行うこと等を社内マニュアルに明記した。
3	2017 年 1 月 20 日	高浜２号	定期検査中、クレーンジブが損傷し、燃料取扱建屋及び補助建屋屋上に倒れていることを確認した。 原因は、作業終了時の待機状態において、発電所構内の風速が急速に強まり、クレーン設置箇所上空において転倒の可能性のある風速以上の風が吹いたこと、強風の影響によるクレーンの転倒により、近傍の安全上重要な機器等に対して影響を与えるリスクについて、検討を行っていなかったことと推定した。	暴風や大雨等の自然環境の悪化を前提に、機材の転倒、損傷、飛散及び落下等による安全上重要な機器等への影響等、想定されるリスクを事前に検討するとともに、請負会社に対して、当該リスクに関する適切な処置を計画するよう要求し、満足していることを確認した。

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

（２／４）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
4	2017 年 2 月 17 日	大飯４号	定期検査中、非常用ディーゼル発電機の定期負荷試験終了後に当該発電機を自動待機状態に切り替える操作を行ったが、正常に切り替わらなかった。 原因は、暖気運転の長期間停止に伴い起動空気だめに結露水が含まれた状態での圧縮空気を供給したことにより、圧縮空気内に存在する微小な粉体が機関停止用電磁弁に滞留しやすくなり、その結果動作不良を起こし、制御用空気が機関停止装置に流れ続け、燃料遮断弁が閉じたままとなったためと推定した。	暖気運転を長期間停止する場合の留意事項を社内マニュアルに明記するとともに、念のため電磁弁の取替頻度を２定検ごとに見直した。
5	2018 年 8 月 19 日	高浜４号	定期検査中、タービン動補助給水ポンプの制御油系統の油供給継ぎ手部からの漏えいを確認した。 原因は、前回の当該ポンプ分解点検後に、制御油系統の配管とホース継ぎ手部を接続する際、袋ナットを締めすぎたことにより、継ぎ手内のパッキンが損傷し、その後の定期的なポンプ起動試験に伴う圧力変動により損傷部分が拡大し、漏えいに至ったものと推定した。	制御油系統の配管とホース継手部を接続する袋ナットの締め付けに関する具体的な方法及び注意事項について、社内マニュアルに反映した。
6	2018 年 8 月 20 日	高浜４号	定期検査中、最終ヒートアップ後の現場点検中に、原子炉容器上蓋の温度計引出管接続部から、わずかに蒸気が漏えいしていることを確認した。 原因は、当該箇所の組立作業時に、養生テープ表面に付着していた何らかの微小な異物がコラムとフランジの隙間に混入し、パッキンのコラムとの接触面に噛み込んだ。その後、１次冷却材の温度上昇等に伴い、異物が押し出されたことにより、その部分が漏えい経路となり蒸気の漏えいに至ったものと推定した。	ポジショナ取付け前に、養生テープ表面の清掃を行うこと等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

（３／４）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
7	2018 年 9 月 10 日	高浜３号	定期検査中、原子炉格納容器内で、１次系大型弁定期点検工事に従事していた協力会社作業員が管理区域から退出しようとした際、警報付きデジタル線量計（以下、「ＡＤＤ」という。）が、当日の計画線量を超過していることが判明した。 原因は、当該作業員がイヤホンを使用しておらず、ＡＤＤの警報音を確認できなかったこと、また、放射線管理専任者が、当該作業員の作業内容を十分考慮せずに作業時間を設定したためと推定した。	エアラインマスク等の着用の際には、イヤホンを使用することを周知徹底するとともに、作業前に着用していることを放射線管理専任者が確認する。また、放射線被ばくに関する時間管理を要する作業については、作業開始前までに作業時間の妥当性について放射線管理専任者が確認するとともに、その内容を当社社員が確認する旨を各協力会社に周知徹底し、社内マニュアルに反映した。
8	2018 年 9 月 12 日	高浜３号	定期検査中、蒸気発生器の渦流探傷検査を実施したところ、蒸気発生器の伝熱管１本で外面からの微小な減肉と見られる信号指示が認められた。このため当該箇所を小型カメラで点検したところ、伝熱管と管支持板の間に減肉を確認した。 原因は、伝熱管と管支持板の間に異物が入り込み、運転中に繰り返し伝熱管に接触したことで摩耗減肉が発生したと推定した。	弁やストレーナの分解点検時に使用する機材や内部に立ち入る作業員の衣服等に異物の付着がないことを確認することについて、社内マニュアルに反映した。
9	2018 年 10 月 3 日	大飯	原子力規制庁検査官による発電所構内の防火帯パトロールにおいて、大深度地震観測小屋が、防火帯に一部干渉していることが確認された。 原因は、当該小屋を設置する際に、その付近は防火帯の境界を示す表示が分かり難かったことに加え、他の場所ではモルタル部が防火帯の境界になっている場所があったことから、小屋設置位置の周辺にあったモルタル部が防火帯の境界であり、防火帯幅は満足していると誤認識したためと推定した。	当該の大深度地震観測小屋を撤去し、パトロールのチェックシートに防火帯内の建物設置の有無を確認する項目と「防火帯および防火エリア図」の詳細図を社内マニュアルに反映した。 また、防火帯境界が分かり易いように表示等の改善を行った。

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

（４／４）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
10	2018 年 10 月 17 日	大飯３号	定格熱出力運転中、充てんポンプ軸受油圧の警報が発信した。３台ある充てんポンプのうち待機中のＢ充てんポンプの補助油ポンプが停止していることを確認し、保安規定の運転上の制限逸脱を宣言した。 原因は、前回の分解点検時、冷却ファンの羽根に工具等が当たったことにより衝撃が加わって羽根にひびが発生し、その後の運転に伴う振動等で羽根が折損し、当該モータが過負荷にて停止したものと推定した。	当該モータを取替えるとともに、モータ主軸の異変等を早期に検知できるよう、当該モータを振動診断の対象機器に追加し、振動の傾向を監視することとした。 また、冷却ファンの取外し・取付け作業時に、羽根に直接工具が当たらないようにするため、羽根に緩衝材を取付けることや羽根に工具等を当てないように十分注意することを社内マニュアルに反映中である。
11	2019 年 3 月 6 日	高浜１号	定期検査中、原子炉格納容器内の配管耐震裕度向上工事として、原子炉格納容器貫通部にある主給水配管のカバー（伸縮継手）を溶断機で切断していたところ、溶断機のガスホースから発火したことを確認したため、直ちに現場作業員が消火器を用いて消火した。 原因は、溶断作業で飛散したノロが２本のガスホースの間の窪みに落下してガスホースを溶かし、内部の可燃性ガスに引火したものと推定した。	溶断作業に用いるガスホースにノロが付着しないよう、ガスホースを束ねないことや不燃シートで養生すること等を社内マニュアルに反映した。
12	2019 年 4 月 22 日	大飯３号	定期検査中、燃料集合体の移送中に燃料移送装置が使用済燃料ピット側の正規の位置を越えて自動停止したことを示す警報が発信した。 原因は、速度切換スイッチ取付金具の固定ボルトの締付けが不十分であったことから、停止スイッチと速度切換スイッチが接触したことにより停止スイッチが変形したため、燃料移送時に燃料移送装置が正規の位置で停止せず警報が発信したものと推定した。	変形した停止スイッチ及び外れた速度切換スイッチを予備品に取替えるとともに、各固定ボルトの緩みがないことを確認した。 また、当該スイッチや同様のスイッチの交換又は位置調整を行う際には、各固定ボルトが十分に締付けられていることを確認する具体的な手順を社内マニュアルに反映した。

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

（１／７）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
1	2012 年 7 月 11 日	敦賀１号	定期検査中、補機冷却海水ポンプ（Ａ）出口弁の弁箱より僅かな海水のにじみを確認した。また、補機冷却海水ポンプ（Ｂ）出口弁の弁箱からも僅かなにじみを確認した。 原因は、孔食に対し感受性が比較的高いステンレス鋳鋼をライニング加工せずに使用したため、弁箱に腐食孔が生じ、漏えいに至ったものと推定。	対象弁については耐食性に優れた材質の弁へ取替えを実施した。
2	2013 年 7 月 10 日	浜岡３号	定期検査中、補助ボイラ建屋屋外にある補助ボイラ重油戻りベント配管から重油の漏えいと油だまりを確認した。 原因は、今回重油の漏えいが発生した配管には防食テープを施工していたものの、テープと配管との隙間から雨水が侵入し、配管外面に腐食が発生、進展し、配管を貫通したことにより、重油の漏えいに至ったと推定。	防食テープの施工された屋外配管について、外観点検を実施するとともに、屋外配管に防食テープを施工する場合の留意事項を社内マニュアルに反映した。
3	2014 年 9 月 25 日	福島第二 １号	定期検査中、残留熱除去機器冷却海水系水張り時に、ファンネルから水のオーバーフローを確認した。 原因は、エアー抜きのために開けたベント弁を開けすぎていたためと推定。	系統の水張りベント時には、ベント弁は適正開度で行う等の留意事項を社内マニュアルに反映した。
4	2015 年 6 月 2 日	浜岡４号	定期検査中、余熱除去ポンプミニマムフロー弁駆動部の電動機取替を実施していたところ、駆動部本体と電動機の動力を伝達するソフトクラッチ付ウォームシャフトギア内部のインサート（ナイロン樹脂）がないことを確認した。 原因は、ギア内部にインサート片を確認したことから、弁作動による磨滅と推定。	同種設備であるソフトクラッチ仕様の駆動装置について、電動弁分解点検工事の社内マニュアルにインサートの取替えに関する内容を反映した。

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

（２／７）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
5	2015 年 8 月 20 日	川内１号	調整運転中、２次系の復水ポンプ出口の電気伝導率高警報が発信したため、調査を実施した結果、復水器Ａホットウェルの電気伝導率が上昇していること及び微量な海水が混入したことを確認した。 原因は、第６高圧給水加熱器非常用ドレン入口部には、細管に直接液滴衝突することがないよう受衝板を設置しているものの、受衝板からの噴流に含まれる高速の液滴が管支持板に沿って細管に衝突したため、細管にエロージョンが発生し、今回の事象に至ったものと推定。	復水器細管の渦流探傷検査を実施し、異常のないことを確認した。
6	2015 年 12 月 10 日	日本原燃	建屋内の地下１階において、清掃作業中の作業員が火災報知機の発報を確認した。 原因は、清掃用器具につながっていた延長コードの三又コンセント内部に異物が付きコンセント内部で短絡が生じ、過電流が流れたことにより、火災に至ったものと推定。	使用している以外の空いているコンセント口の養生及び地絡・過電流保護回路又は過負荷短絡保護兼用型漏電しゃ断器付き電工ドラム等の使用を社内マニュアル等に反映した。
7	2016 年 4 月 8 日	浜岡３号	定期検査中、重油タンクから補助ボイラへ重油を供給する配管に接続している重油流量計入口ストレーナから重油が漏えいしていることを発見した。 原因は、系統の圧力を逃すために開状態で隔離中であった２つの流量調整弁が、コントローラの一時的な故障で全閉となった可能性が高く、このことにより予期せぬ隔離範囲が構成され、外気温度変化による重油系統の内圧上昇が発生し、系統の最高使用圧力を超えた状態となり、ストレーナの損傷に至ったと推定。	系統隔離を実施する場合、隔離範囲内の熱膨張により圧力が上昇しないよう処置する等の留意事項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

（３／７）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
8	2016 年 7 月 11 日	浜岡４号	定期検査中、余熱除去系熱交換器バイパス弁の駆動部上部から、かすかな異音を確認したため、分解点検を実施したところ、駆動部のベアリングが一部損傷していることを確認した。 原因は、駆動部に加わるスラスト荷重が過大になっていたこと、また、グリス劣化による潤滑不足によるものであると推定。	駆動部に加わる荷重が設計スラスト荷重を超えていないことを確認するため、弁本体及び駆動部点検時に皿ばねのたわみ量を目視計測することを社内マニュアルに反映した。
9	2016 年 7 月 17 日	伊方３号	調整運転中、１次冷却材ポンプの第３シールリークオフ流量が増加する事象が認められた。 原因は、原子炉格納容器の耐圧検査時に、第３シールに通常より高い圧力がかかったことにより、シール構成部品であるＯリングの噛み込み等が発生し、摩擦力が大きくなり、１次冷却材ポンプ起動時に、シールリングが傾いた状態となり、シート面に隙間が生じ、シールリークオフ流量が増加したものと推定。	原子炉格納容器の耐圧検査時の系統構成上１次冷却材ポンプ第３シールに逆差圧は発生しないことを確認した。 また、再稼動前の１次冷却材ポンプシールの組み立て時には健全性の確認を実施した。
10	2016 年 7 月 23 日	東通１号	定期検査中、補助ボイラー建屋において、補助ボイラーから重油が漏えいしていることを確認した。 原因は、重油バーナ清掃後の組立て時及び補助ボイラーの起動後に行った当該継手部の締め付けが不十分であったことに加え、補助ボイラー運転による加温の影響でガスケットの密着性が低下したためと推定。	重油バーナの締め付け管理方法について、トルク管理値を記載し、締め付けトルクを計測すること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

（４／７）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
11	2016 年 8 月 31 日	伊方２号	定期検査中、余熱除去冷却器出口配管のベント弁の下流配管にほう酸と思われる付着物が認められたため、非破壊検査を実施したところ、溶接部にひび割れがあることを確認した。 原因は、プラント長期停止期間のため、余熱除去冷却器をバイパスする系統での運転を長期間実施したことにより、当該配管に大きな振動が発生したことによるものと推定。	余熱除去ポンプフルフロー運転時には、余熱除去冷却器バイパスラインだけでなく、余熱除去冷却器ラインにも通水し、両系列通水する系統運用とすることを社内マニュアルに反映した。 また、類似弁について、プラント再稼動前のＲＨＲＳ－ＲＣＳの循環運転時に振動計測を実施し、応力評価結果、発生応力が許容応力を超過していないことを確認した。
12	2016 年 12 月 8 日	島根２号	定期検査中、中央制御室空調換気系のダクトに腐食孔が生じていることを確認した。 原因は、外気とともに取り込まれた水分及び海塩粒子がダクト内面に付着し、ダクト内面側を起点とした腐食が発生・進行し、腐食孔等に至ったものと推定。	類似箇所の外面点検を実施し異常の無い事を確認した。 また、更なる安全性確保の観点から、損傷発生の可能性が高い代表部位について内面点検を保全指針に反映した。
13	2017 年 2 月 3 日	敦賀２号	定期検査中、非常用ディーゼル発電機の無負荷試運転において、警報発報により、自動停止した。 原因は、非常用ディーゼル発電機シリンダ冷却水ポンプのインペラは、新品取替しており、新品のインペラの取付け時にピン穴位置を合わせるため、強めのハンマリングにより内径を拡大させ挿入したことと、インペラナット座面を切削加工したことにより、インペラが主軸に対して傾いた状態で組み立てられ、試運転時の温度上昇及び遠心力によりインペラとマウスリングの接触に至り、インペラの損傷、主軸の曲がりが生じたと推定。	シリンダ冷却水ポンプの保全に係る留意事項に関して、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

（５／７）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
14	2017 年 4 月 2 日	川内	通常運転中、調査のため外部電源を停止したことにより、外部電源の独立性を有していることが確認できなかったため、保安規定に定める外部電源に係る運転上の制限逸脱を宣言した。 原因は、外部電源の独立性について判断する手順に不明確な記載があったと推定。	本事象で得られた新知見及び運用管理方法を社内マニュアルに反映した。
15	2017 年 8 月 7 日	伊方 志賀 島根 敦賀	日立ＧＥニュークリア・エナジー(株)製の低レベル放射性廃棄物搬出検査装置の放射能測定プログラムの不具合に伴い、放射能測定時に採取したスライスデータの一部が欠損する事象が確認された。 原因は、スライス測定不良が発生しエラー信号を発信しても、エラー信号は放射能測定制御プログラムには取り込まれず、次スライスの測定に移行することにより、エラー信号のあったスライスデータの欠損が生じたと推定。	当社の装置の場合、エラー信号が発信し、操作員が認知、装置が停止するプログラムとなっているが、新規装置設置及びプログラム変更を伴う改造の際に同事象の発生を防止する必要があるため、汎用プログラムとメーカ製作プログラムが内臓されている場合は、両プログラムの取り合いを確認することを社内マニュアルに反映した。
16	2017 年 11 月 6 日	伊方３号	定期検査中、非常用ディーゼル発電機を起動したところ、燃料弁冷却水ポンプが過負荷により自動停止したため、非常用ディーゼル発電機を手動停止した。 原因は、ディーゼル発電機燃料弁冷却水ポンプ電動機の電源ケーブルにおいて、ケーブルを覆う保護シースがない状態の３相芯線のうち、１相の芯線の絶縁被覆がカップリング部に接触し、ディーゼル発電機等の振動により、絶縁シースがカップリング部でこすれ絶縁被覆が、徐々に損傷し、地絡に至ったと推定。	低圧電動機の分解点検・端子箱解結線時等の具体的な確認事項として「ケーブル芯線の保護状態及び絶縁被覆に損傷が無いことを確認する」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

（６／７）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
17	2018 年 1 月 15 日	柏崎刈羽 ３号	定期検査中、電源停止操作を実施していたところ、非常用電気品室にある受電用遮断器の切操作ができず、受電用遮断器の内部より火花の発生と異臭が確認された。 原因は、当該遮断器のリンク機構部へ潤滑剤を長期間注油していなかったことにより潤滑剤が劣化し固着した。これにより遮断器が正常に動作せずトリップコイルに所定の時間以上に電流が流れ続けたことで加熱され焼損に至ったものと推定。	遮断器が正常に動作しなかった場合の処置を社内マニュアルに反映した。
18	2018 年 2 月 14 日	志賀	原子炉施設保安規定に定める「所員への保安教育」において実施すべき教育について、一部の所員への保安教育が有効期限内に実施されていなかったことを確認した。 原因は、当該所員の人事異動の際、異動先で保安教育計画が迅速に作成されなかったこと及び有効期間のチェックが不十分であったと推定。	保安教育受講履歴管理のデータベースの構築について検討する。
19	2018 年 3 月 6 日	もんじゅ	ジャンパの誤りにより中央制御室の警報機能の一部喪失事象が発生した。 原因は、ジャンパの計画段階における検討不足によるものと推定。	作業時の承認ルールを明確にするとともに、警報装置故障時の代替監視や対応協議（補修方法等）の手順について、社内マニュアルに反映した。
20	2018 年 3 月 30 日	玄海３号	調整運転中、脱気器空気抜き管からの微少な蒸気漏れを確認した。 原因は、空気抜き管には外装板及び保温材が施工されており、外装板の隙間より雨水等が浸入し外面からの腐食が引き起こされ、さらに長期間湿潤環境となったことにより、それが進展し貫通に至ったと推定。	現状保全に問題ないことの確認及び保温材施工状態の点検を実施し、異常のないことを確認した。

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

（７／７）

No.	発生年月日	ユニット	概要	反映内容
21	2018 年 6 月 5 日	浜岡５号	定期検査中、定期試験中の非常用ディーゼル発電機の定格電力到達後に排気管付近からの気体の漏えいを確認したため機関を停止した。 原因は、過去の排気管取替え作業時に生じた打痕及び熱疲労の複合要因により排気管伸縮継手のベローズが損傷したと推定。	伸縮継手取替作業に関する注意事項を次回の伸縮継手取替作業時に作業計画に反映するよう協力会社への指示を発行した。
22	2018 年 8 月 23 日	浜岡	可搬型設備に燃料を供給するためのタンクローリーのタンク安全装置（安全弁）が錆により固着し動作しないことを確認した。 原因は、タンクローリーが空保管であること及び駐車場周辺の腐食環境により安全弁に錆腐食が発生し弁体が固着したと推定。	定期点検に合せて安全弁を新品に取り替える項を保全指針に反映した。
23	2018 年 11 月 27 日	浜岡４号	250V 系蓄電池の触媒栓の取替えを実施していたところ、蓄電池の樹脂製容器が破裂し、電解液が漏えいした。 原因は、触媒栓を緩めた際に蓄電池内部に滞留していた水素と酸素が静電気により反応し、蓄電池の樹脂製容器の内圧が上昇して破裂したものと推定。	蓄電池の栓の開放時又は取替時に関する具体的な注意事項を社内マニュアルに反映中である。
24	2018 年 11 月 28 日	福島第二	発電所から本社に連絡した不適合事象について、本来実施すべき予防処置の必要性を検討するスクリーニングが本社で実施されていない事案を確認した。 原因は、予防処置業務の詳細な手順が明確でなく、また、期限が定められていないために、定期的なモニタリングの活動が効果的に実施されていなかったと推定。	発電所と事業本部で共有できるファイルを作成し、発電所から水平展開の検討依頼があった場合は、都度「共有ファイル」に登録し、発電所と事業本部双方で予防処置の実施状況を把握し管理する運用とした。

第 2.2.2.12 表　国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

（１／２）

No.	提言発行日	概要	反映内容
1	2015 年 7 月 13 日	外部電源系の１相開放故障時に、低電圧保護継電器等の既存の検知器で検出できないケースがあることが解析等により確認された。	所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）のため、１相開放故障において検知性の改善が必要な変圧器を対象に、機械的検知可能なシステムを設置する。
2	2016 年 2 月 26 日	原子炉容器上蓋の検査時に異常が確認された。上蓋制御棒駆動装置管台下端にある多数のサーマルスリーブにおよそ全周に渡る摩耗領域があることが判明した。摩耗は、サーマルスリーブの流れ誘起衝撃及び回転運動による上蓋制御棒駆動装置管台内面へのサーマルスリーブの接触によるものと推定された。	原子炉容器上蓋取替を実施済みであり、海外の事象発生プラントに比べて供用年数が短いこと、またサーマルスリーブの構造に違いがあることより、至近では問題が生じないことを評価している。また、現在摩耗の進行速度や影響について詳細評価中であり、今後、中長期的な対応について検討する。
3	2016 年 7 月 14 日	JANSI 提言「安全性向上計画のレビューにより抽出された安全性向上策に関わる提言（その 4）」により、全交流電源喪失時における１次冷却材ポンプ(RCP)シール１次冷却材喪失事故発生防止対策の強化について検討することが提言された。	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を導入する。
4	2018 年 2 月 26 日	過去に発生した直流電源系が関係する運転経験について検証した結果、充電器と蓄電池が並列接続している場合の充電器からの初期の短絡電流が定格電流の７００％流れることが示された。	新知見を踏まえ、充電器からの初期の短絡電流が定格電流の　７００％流れると仮定しても、既設の遮断器によって遮断可能であることを確認した。
5	2019 年 1 月 28 日	デジタル式電気油圧式制御装置（ＥＨ）のサーボ弁用信号伝送ケーブルコネクタが外れ、ガバナ弁が閉止した。 原因は、同年の初期に実施した改造（サーボ弁設置箇所の変更）により、サーボ弁の振動環境に影響を与え、高周波振動が発生しコネクタが外れたと推定。	サーボ弁コネクタ部のネジのゆるみは過去に経験していないが、更なる信頼性向上を考慮し、主要弁である主蒸気止め弁（MSV）、蒸気加減弁（GV）、インターセプト弁（ICV）のサーボ弁コネクタ部について、ゆるみ止め対策を計画的に実施する。
6	2019 年 4 月 23 日	外部電源喪失時における主蒸気管破断発生ループの隔離後の原子炉冷却材で、流れが停滞する場合の不均一な自然循環冷却に対する操作手順書の記載不備が見つかった。	外部電源喪失、主蒸気および主給水管破断時において、一次冷却材(RCS)自然循環におけるRCS冷却時の注意事項を社内マニュアルに反映する。
7	2019 年 5 月 21 日	作業により発生した導電性の炭素繊維浮遊物が盤内部に侵入し、アーク閃絡が発生した。	電気機器周辺での炭素繊維含有シート使用時等の注意事項について社内マニュアルに反映した。

第 2.2.2.12 表　国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

（２／２）

8	2019 年 5 月 21 日	一次冷却材系(RCS)が満水状態の時、充てん流量制御弁が予期せず全開となり、RCS への充てん流量が最大流量で注入されて、RCS 圧力が急上昇する過渡事象が発生し、余熱除去(RHR)系逃し弁が開動作した。	ＲＣＳ満水時において、充てん流量制御弁が誤作動した場合の適正な処置方法を社内マニュアルに反映する。

第 2.2.2.13 表　原子力規制委員会指示文書リスト及びその対応（１／３）

No.	文書名 （発行番号） （発行日）	指示概要	対応状況
1	保安検査における指標の収集について(指示) (原規規発第１６０４１３５号) (２０１６年４月１３日)	規制の客観性を高めるとともに、規制リソースのより効率的、効果的な活用を図ることを目的として、安全に係る指標としてのデータ等を数年間収集して傾向分析を行い、原子力規制事務所が年度ごとに定める実施方針や年 4 回の定期の保安検査において、検査項目を選定する際の資料として活用することとしており、関係するデータを翌年度の第一四半期までに提出するよう指示があったもの。	指定された関係データを集約し、毎年、第一四半期末に原子力規制事務所に提出している。
2	仏国原子力安全局で確認された原子炉容器等における炭素偏析の可能性に係る調査について（指示） (原規規発第１６０８２４２号)(２０１６年８月２４日)	仏国原子力安全局が、仏国内で運転中の加圧水型原子力プラントの蒸気発生器において、その水室の機械的強度が想定より低い可能性があることを発表したことを受け、原子炉容器、蒸気発生器、加圧器の製造方法及び製造メーカを調査するとともに、鍛造鋼の使用が確認された場合は、当該鍛造鋼が規格を上回る炭素濃度領域を含む可能性を評価し報告するよう指示があったもの。	原子炉容器、蒸気発生器、加圧器の製造方法及び製造メーカを報告するとともに、鍛造鋼の使用が確認された部位全てについて調査、評価を行った結果、炭素偏析部残存の可能性がないことを報告した。
3	北陸電力株式会社志賀原子力発電所２号炉の原子炉建屋内に雨水が流入した事象に係る対応について（指示） 原規規発第１６１１１６２号 （２０１６年１１月１６日）	発電用原子炉施設のうち、発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針に定める重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに当該安全機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器を内包する建屋についての貫通部から建屋内部への水の浸入を防ぐ措置の現況について報告するよう求めたもの。	調査対象建屋の地表面及び地下部にある調査対象建屋の外部から、調査対象建屋内部への貫通部の箇所のうち、浸水防止高さ以下の貫通部は全て浸水防止処置を施行しており、調査対象建屋内への浸水経路がないことを確認し、報告した。

第 2.2.2.13 表　原子力規制委員会指示文書リスト及びその対応（２／３）

No.	文書名 （発行番号） （発行日）	指示概要	対応状況
4	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の一部改正等に係る対応について(指示) (原規規発第１７０４０５４号) (２０１７年４月５日)	予期せず発生する有毒ガスに係る対策として、当該経過措置期間中に起動し、又は起動状態にある発電用原子炉施設等については、原子炉制御室又は制御室、緊急時制御室及び緊急時対策所の運転・初動要員が使用できるよう、必要人数分の空気呼吸具の配備（着用のための手順、防護の実施体制等の整備を含む。）を行うよう指示があったもの。	中央制御室及び緊急時対策所の運転・初動要員について、予期せず発生する有毒ガスから防護するための実施体制及び手順を整備するとともに、一定期間防護するのに必要となる空気呼吸具、空気ボンベの数量を確保し、所定の場所に配備したことを報告した。
5	核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第６７条第１項の規定に基づく報告の徴収について (原規規発第１８１２１２４号) (２０１８年１２月１２日)	２０１８年１１月２１日の原子力規制委員会において、「大山火山の火山灰分布に関する関西電力との意見交換会及び現地調査結果について」に基づき、京都市越畑地点の大山生竹テフラ（以下「DNP」）の降灰層厚は **25cm** 程度であること、また DNP の噴出規模は既往の研究で考えられてきた規模を上回る **10km**^{3} 以上と考えられると認定された。これを受け、越畑地点等の７地点における DNP の降灰層厚に基づく噴出規模、その評価結果をふまえた不確かさケースも含め、既許可の原子炉設置変更許可申請書と同一の方法による大山火山の降下火砕物シミュレーションに基づく原子力発電所との敷地における降下火砕物の最大層厚を報告するよう命じたもの。	報告徴収命令に沿って、DNP の噴出規模および、この噴出規模を踏まえた発電所敷地における降下火砕物の最大積層を評価し報告した。

第 2.2.2.13 表　原子力規制委員会指示文書リスト及びその対応（３／３）

No.	文書名 （発行番号） （発行日）	指示概要	対応状況
6	核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第４３条の３の２３第１項の規定に基づく命令について (原規規発第１９０６１９３号) (２０１９年６月１９日)	２０１９年度第４回原子力規制委員会において新たに認定した事実（DNP の噴出規模は 11km^3 程度であること、大山倉吉テフラと DNP が一連の巨大噴火であるとは認められず、前述の噴出規模の DNP は火山影響評価において想定すべき自然現象であること）を前提として、法第４３条の３の６の第１項第４号の基準に適合するよう許可済みの設置変更許可申請書記載の基本設計ないし基本的設計方針を変更するよう命じたもの。	命令に沿って、大山火山の噴火に伴う降下火砕物の層厚評価を見直し、発電所の建屋や設備が降下火砕物の重量に耐えられること、建屋内の機器の吸気や排気に影響がないことを確認し、原子炉設置変更許可申請を実施した。

第 2.2.2.14 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、国内故障率データを事前分布として、個別プラントの運転実績を用いたベイズ更新によって算出した機器故障率を使用 ・共通原因故障パラメータ「CCF Parameter Estimations 2015」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、今回反映した新知見がなかったことを示す。

第 2.2.2.15 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	原子力安全のためのマネジメントシステム規程（JEAC4111-2013）の適用指針	JEAG 4121-2015	当社のマネジメントシステムに反映している。
2	原子力発電所耐震設計技術規程	JEAC 4601-2015	耐震設計を実施する際に活用している。 具体的には、動的機器の機能維持評価等に活用している。
3	放射線モニタリング指針	JEAG 4606-2017	社内標準「原子力発電所放射線・化学管理業務要綱」に反映している。
4	原子力発電所の緊急時対策指針	JEAG 4102-2015	原子力事業者防災業務計画及び社内標準「原子力防災業務要綱」に反映している。
5	原子力発電所の保守管理規程	JEAC 4209-2016	2007 年版については、社内標準「原子力発電所保修業務要綱」に反映している。加えて、2016 年版は、新規制基準の適用により反映された部分について、同社内標準に取り込んでいる。
6	原子力発電所の保守管理指針	JEAG 4210-2016	2007 年版については、社内標準「原子力発電所保修業務要綱」に反映している。加えて、2016 年版は、新規制基準の適用により反映された部分について、同社内標準に取り込んでいる。
7	原子力発電所運転員の教育・訓練指針	JEAG 4802-2017	社内標準「運転員教育訓練要綱指針」及び「原子力運転業務要綱」、「運転管理通達」に反映している。

第 2.2.2.15 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	原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015	AESJ-SC-RK001：2015	安全性向上評価における確率論的リスク評価に活用している。
2	原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2ＰＲＡ編）：2016	AESJ-SC-P009：2016	安全性向上評価における確率論的リスク評価に活用している。
3	原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2018	AESJ-SC-RK003:2018	安全性向上評価における確率論的リスク評価に活用している。
4	原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016	AESJ-SC-RK004：2016	安全性向上評価における確率論的リスク評価に活用している。

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以外）に係る参考情報

No.	表題	文献誌名
1	原子力発電所の外部ハザードとしての森林火災に対するハザード曲線評価法の開発	Journal of Nuclear Science and Technology
2	Seismic Hazard Assessment in Site Evaluation for Nuclear Installations: Ground Motion Prediction Equations and Site Response （原子力施設に対するサイト評価における地震ハザード評価：地震動予測式と応答）	IAEA 報告書 （IAEA-TECDOC-1796）
3	Benchmark Analysis for Condition Monitoring Test Techniques of Aged Low Voltage Cables in Nuclear Power Plants, Final Results of a Coordinated Research Project （原子力発電所における経年低電圧ケーブルの状態監視試験技術のためのベンチマーク解析、共同研究プロジェクトの最終結果）	IAEA 報告書 （IAEA-TECDOC-1825）

第 2.2.2.17 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）に係る反映が必要な新知見情報

No.	分野	表題	文献誌名	概要	反映状況
1	竜巻	竜巻注意情報/竜巻発生確度ナウキャストの精度向上	気象庁ホームページ	竜巻注意情報の発表区域が県単位から天気予報と同じ区域に細分化	竜巻注意情報受信に係る発電所のＦＡＸ運用へ反映済み

第 2.2.2.18 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（１／３）

No.	分野	表題	文献誌名
1	地震	原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備 (1)全体概要	日本原子力学会 2016 年 秋の大会予稿集
2	地震	原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備 (1)原子力環境を想定した粘性ダンパ特性確認試験	日本原子力学会 2016 年 秋の大会予稿集
3	地震	原子力発電施設に適用する制振装置開発に向けた基盤整備 (1)粘性ダンパ適用時の地震応答解析手法の開発	日本原子力学会 2016 年 秋の大会予稿集
4	地震	原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験結果	日本原子力学会 2016 年 秋の大会予稿集
5	地震	沸騰水型原子力発電所に使用される主蒸気逃がし安全弁の耐震試験結果	日本原子力学会 2016 年 秋の大会予稿集
6	地震	厳しい地震動を受ける粘性ダンパで支持された配管系の振動台試験	ASME（米国機械学会）PVP2016 国際会議論文
7	地震	厳しい地震動を受ける粘性ダンパで支持された機器・配管系の振動解析	ASME（米国機械学会）PVP2016 国際会議論文
8	地震	部分リング補強材を有する鋼製原子炉格納容器の弾塑性座屈解析による耐震強度評価について	日本原子力学会 2017 年 秋の大会予稿集
9	地震	原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験解析評価 (2) 耐震解析評価	日本原子力学会 2017 年 秋の大会予稿集

第 2.2.2.18 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（２／３）

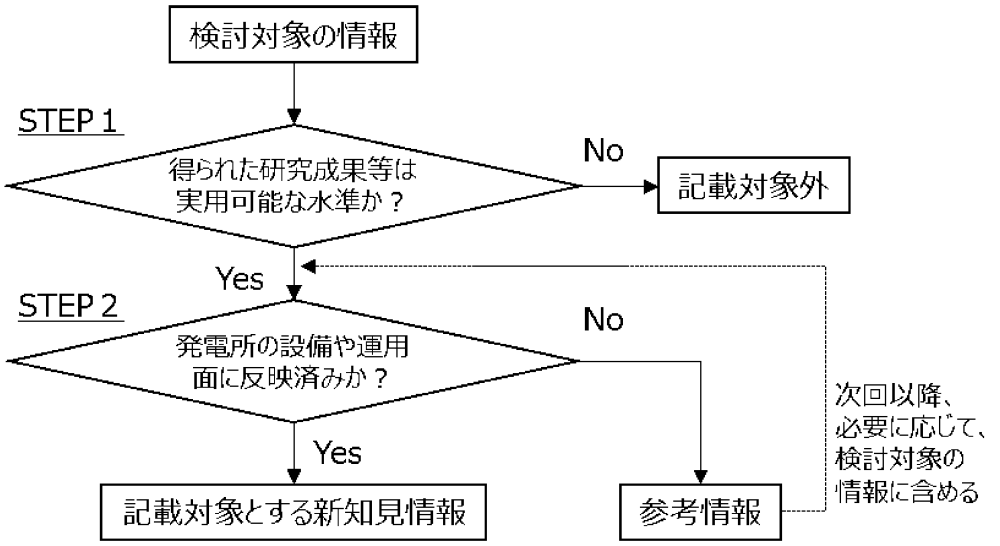
No.	分野	表題	文献誌名
10	地震	原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験結果	ASME（米国機械学会）PVP2017 国際会議論文
11	地震	非線形動的解析を用いた設計限界地震時の延性破壊や塑性崩壊の許容基準	ASME（米国機械学会）PVP2017 国際会議論文
12	津波	浸水防止設備技術指針(JEAG 4630-2016)	日本電気協会 浸水防止設備技術指針
13	地震	基準地震動による機器・配管系の耐震設計における延性破断・塑性崩壊に対する許容基準	日本機械学会論文集
14	地震	原子力発電所に使用される電動バタフライ弁駆動装置の耐震試験結果	ASME PVP2018
15	地震	原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験解析評価	ASME PVP2018
16	地震	曲げ荷重を受けるフィラメントワインディング FRP 配管の終局状態に関する研究	ASME PVP2018
17	竜巻	日本版改良藤田スケールの運用開始（平成 28 年 4 月 1 日）	気象庁ホームページ
18	竜巻	気象庁竜巻等突風データベースの更新	気象庁ホームページ
19	竜巻	A Monte-Carlo model for estimating impacts.	Meteorol. Appl., 23, 169-281.
20	竜巻	日本版竜巻スケールおよびその評価手法に関する研究	「日本版竜巻スケールおよびその評価手法に関する研究」公開研究会資料
21	竜巻	Analysis of Missile Impact Probability for Generic Tornado Hazard Assessment	Nuclear Energy Institute(NEI)
22	竜巻	Energy dissipation by tornadoes in heavily-forested landscapes	Conference on Severe Local Storms , 2016.
23	竜巻	Tornado fragility and risk assessment of an archetype masonry school building	Engineering Structures, 128 (2016) 26-43.
24	竜巻	竜巻飛来物衝突を受ける鋼板の耐貫通性能に関する数値解析的評価	土木学会 構造工学論文集, Vol.63A, P1163-1176, 2017.3
25	竜巻	竜巻飛来物に対するリング式ネットの評価手法の提案	土木学会 構造工学論文集, Vol.63A, P1035-1046, 2017.3

第 2.2.2.18 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（３／３）

No.	分野	表題	文献誌名
26	竜巻	高張力鋼製ワイヤネットに対する竜巻飛来物の衝撃試験	土木学会 構造工学論文集, Vol.63A, P1047-1060, 2017.3
27	竜巻	On Appropriate Value of Flight Parameter in Numerically Simulating Trajectories of Wind-borne Rectangular Rod（強風による角材状飛来物の軌跡に関する飛行定数の数値解析による最適値）	Proc. of 9th Asia-Pacific Conference on Wind Engineering
28	竜巻	剛飛翔体衝突を受ける RC 版の損傷評価法に関する検討	日本原子力学会 2017 年 秋の大会
29	竜巻	剛および柔飛翔体の斜め衝突による RC 版の局部損傷評価	日本原子力学会 2017 年 秋の大会
30	竜巻	鋼製飛来物の衝突を受ける鋼板の貫通メカニズムに関する基礎的研究	土木学会第 73 回年次学術講演会講演概要集
31	火山	大山火山の噴火史の再検討	産業技術総合研究所　地質調査研究報告
32	火山	セントヘレンズ火山噴火における大気中の火山灰濃度	関西電力株式会社 美浜発電所３号炉の審査書案に対する意見募集の結果 （ Archives of Environmental Health, May/June 1983 [Vol. 38, (No.3)]）

第 2.2.2.19 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。

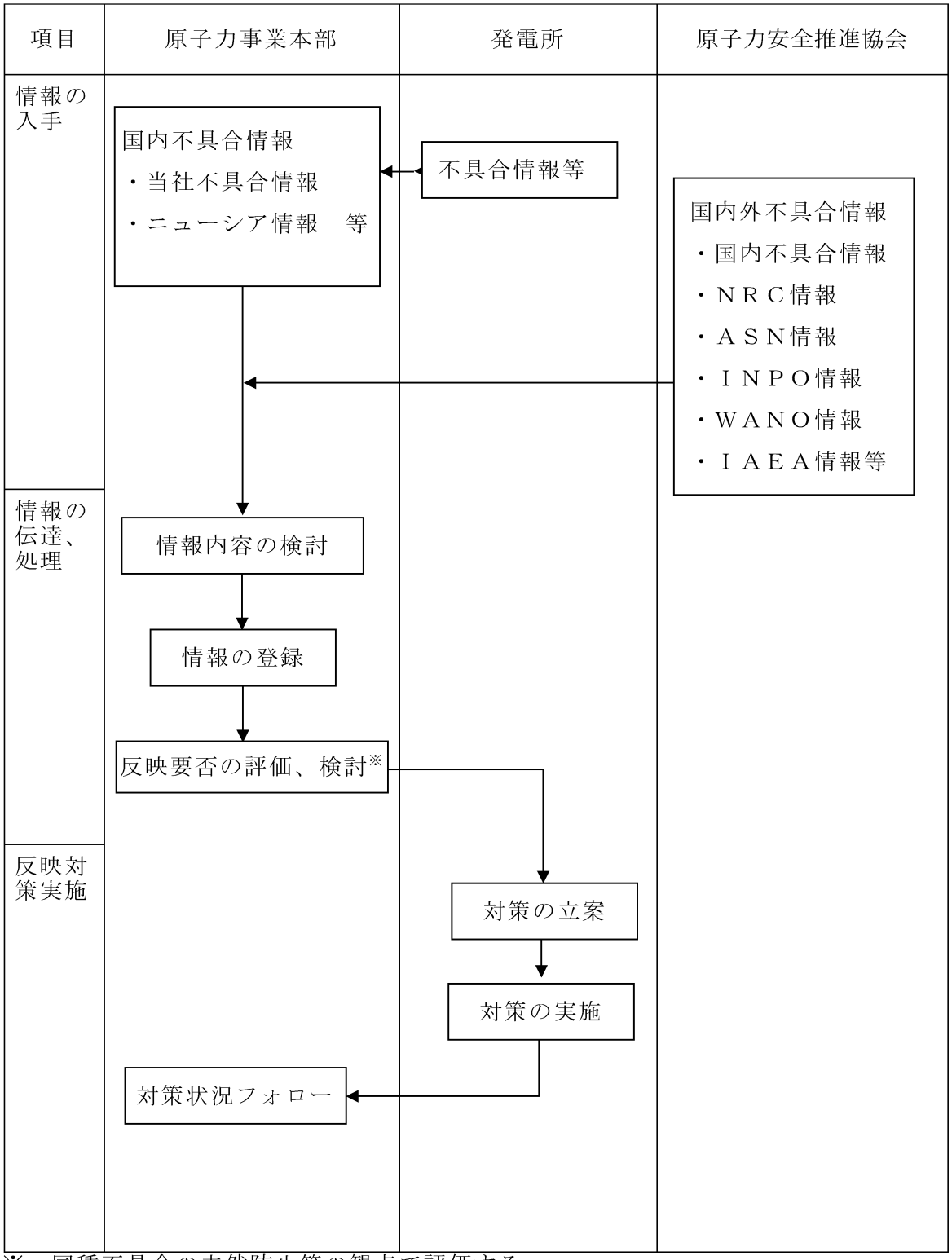


【ＳＴＥＰ１】
実用性のある水準に達していないもの（基礎研究やデータ収集に関するもの及び当該の研究をベースとして今後更に詳細な調査、研究を実施するもの等）については記載対象外とする。（今後、新たな研究成果が得られた際に検討対象の情報に含める。）

【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。

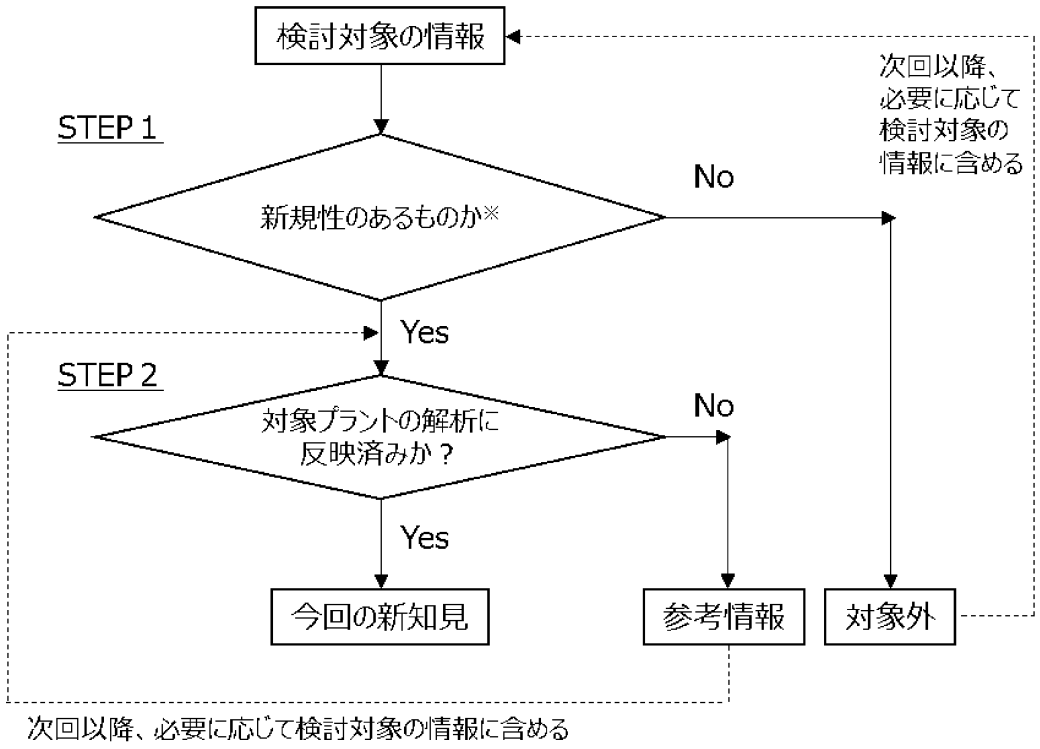
第 2.2.2.1 図　安全に係る研究の整理、分類方法（自社研究、電力共通研究*）

* 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。



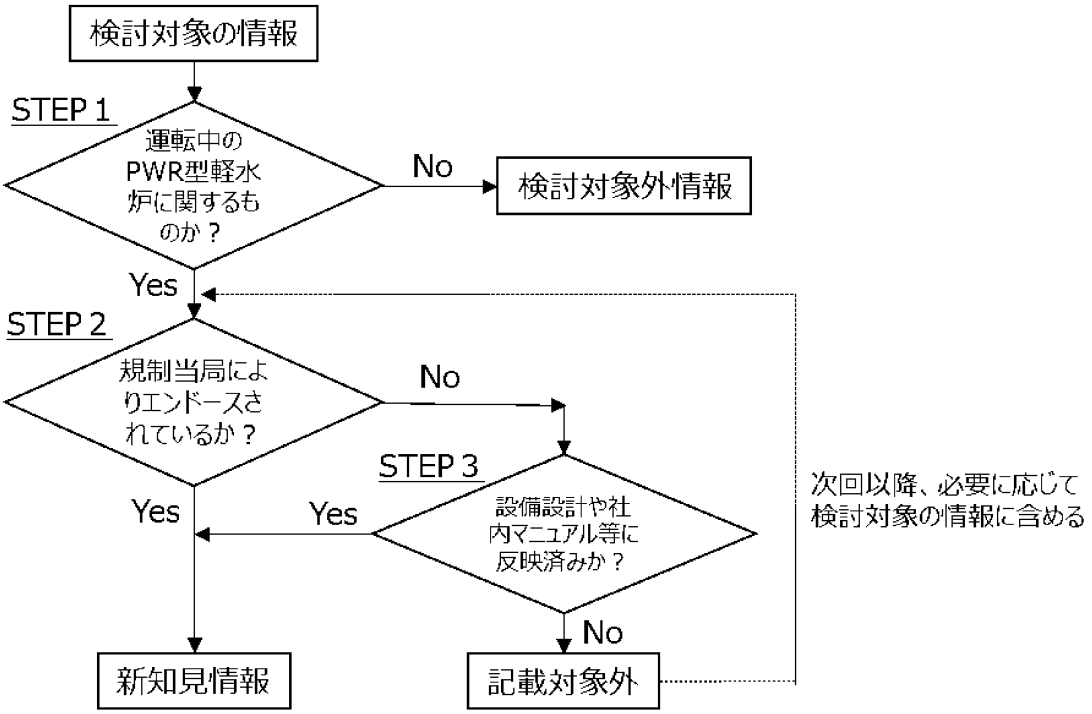
※　同種不具合の未然防止等の観点で評価する。

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



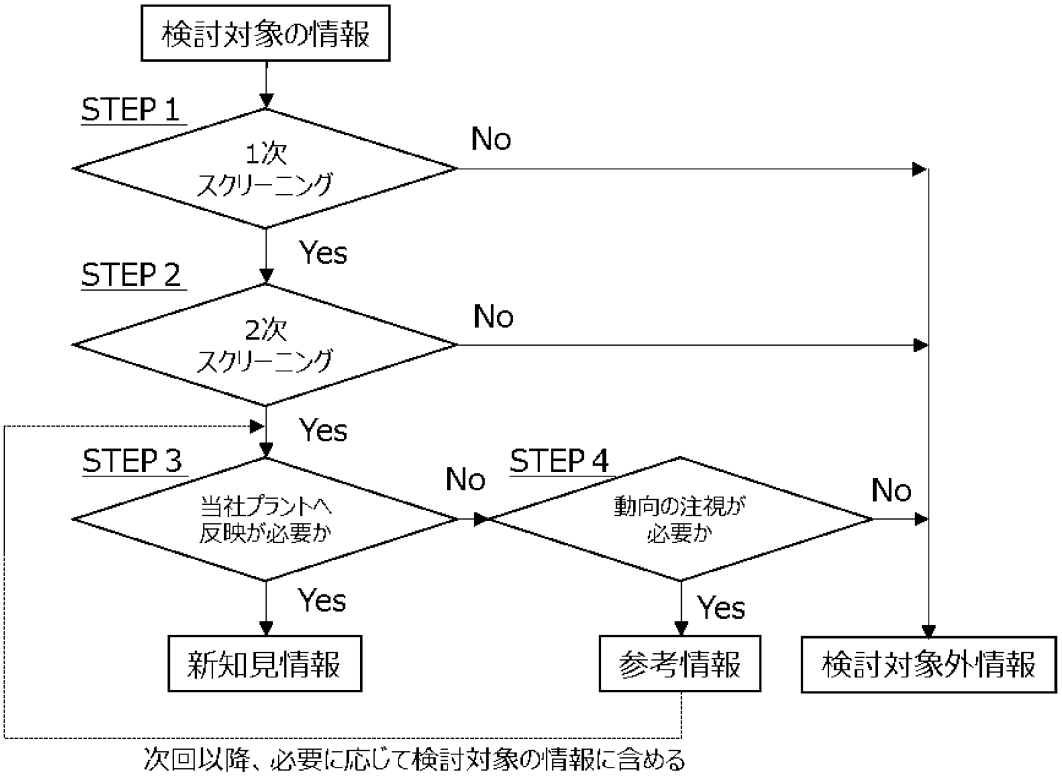
※　単なるデータの蓄積といった、ＰＲＡを実施する上で自明なものを除く。
また、ハザード評価については第 2.2.2.6 図（１／３）の整理、分類方法とする。

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。



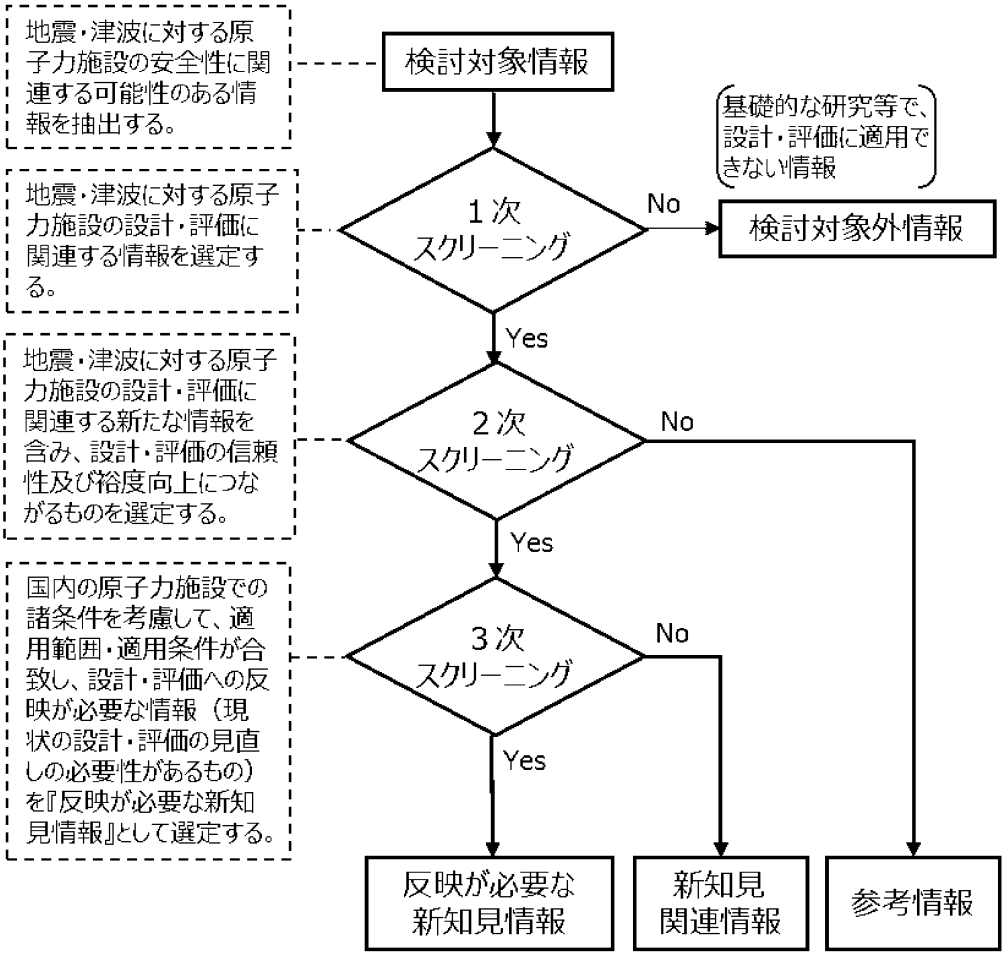
【ＳＴＥＰ１】　１次スクリーニングにおいて検討対象外とする情報
・原子力関連施設のうち運転中の商用軽水炉以外の施設（例　将来炉、再処理等）
・将来の燃料技術
・保障措置、核物質防護（核物質管理）（サイバーセキュリティ等は検討対象）
・違法行為及び規則類への意図的な違反
・事務的なもの等（例　型式認定承認の官報、ＰＡ・広報、コミュニケーション等）
・商用軽水炉以外の施設（例　研究施設、医療施設、一般産業施設等）

【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。

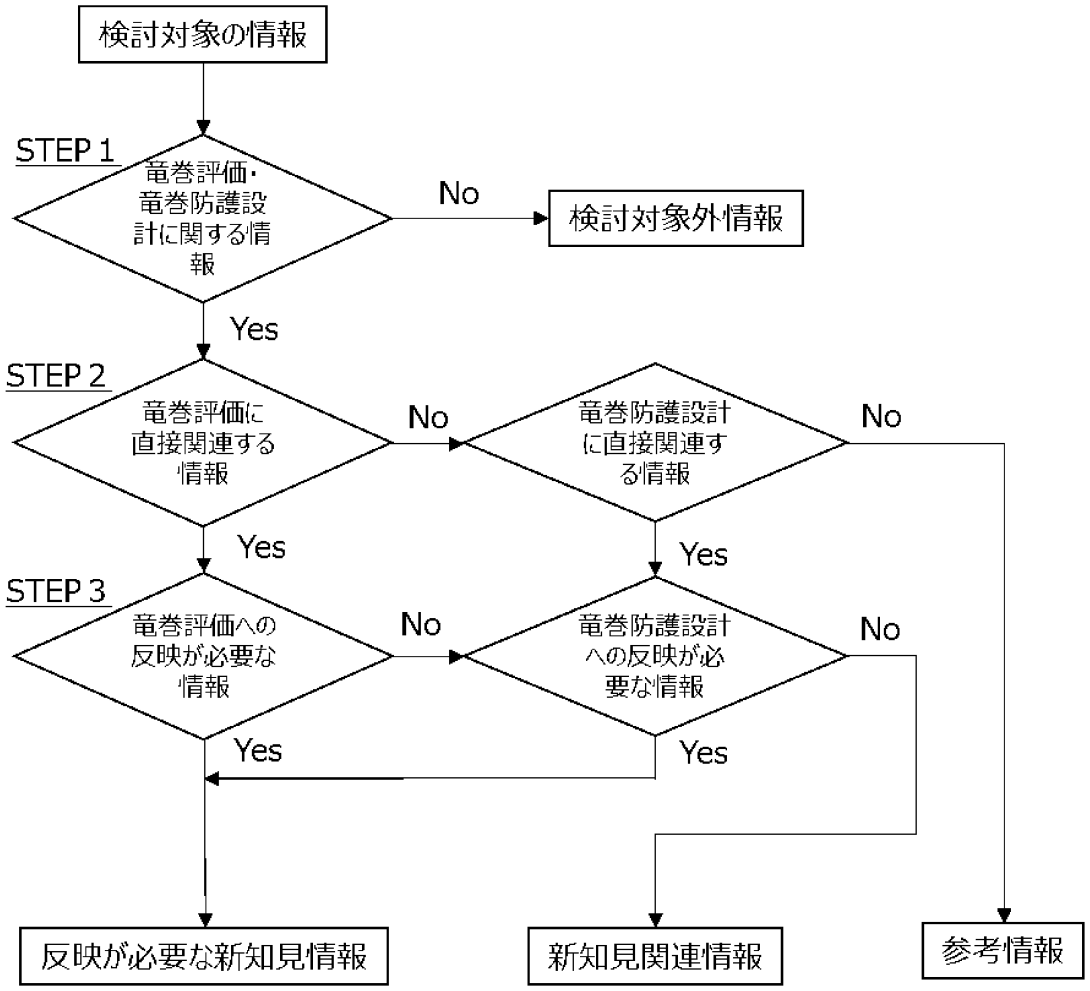
【ＳＴＥＰ３】　評価対象の新知見情報
・既設プラントの設備設計や運用等に直ちに反映すべき水準のもの。

【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）

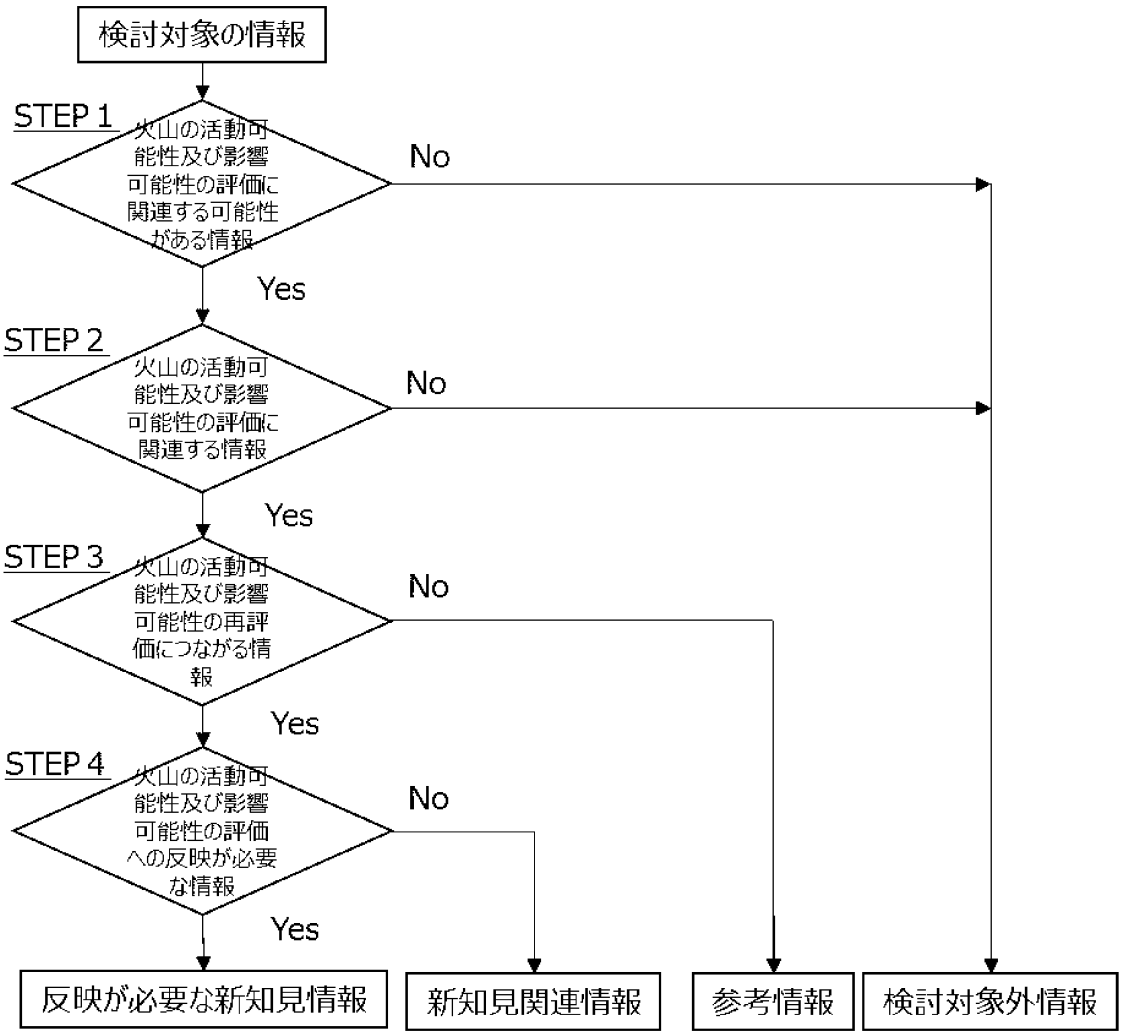


【ＳＴＥＰ１】　検討対象外とする情報
・竜巻に直接関連しない情報
・防護設計に関連しない情報　等

【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）

大飯３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 h 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。

ストレステストのためのプラント・ウォークダウンについては、地震の随伴事象において想定する内部火災の火災源の特定にあたり実施し、「3.1.4.2.1(2)c.(a)a)2)2-2) 火災源の選定」にその結果を記載する。

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（１／５）

No	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期（予定）※	関連する評価項目
1	軽微事象の検出・対応の仕組みの改善	米国のＣＡＰ（Corrective Action Program)を参考に、軽微事象を積極的に検出し、かつ、原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう仕組みを改善する。 現在、「是正処置プログラムに係る要綱」を制定し、試運用中。	品質マネジメントシステムにおいて、不適合の検出を行い、継続的改善を行っているが、検査制度見直しに伴い、より軽微な事象も積極的に検出し、原子力安全上重要な問題を漏れなく把握することが必要。かつ、原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう、重要度に応じた対応が必要。	新検査制度の運用開始時期（2020 年度）の実施に向けて試運用中	品質保証
2	ＲＣＰシャットダウンシール導入	１次冷却材ポンプ（ＲＣＰ）シール部に１次冷却材ポンプシャットダウンシールを導入する。	全交流電源喪失事故（ＳＢＯ）時等の対応能力及び信頼性を更に向上させるための自主的な取組みとして、１次冷却材ポンプシール部からの１次冷却水漏えいの対策が必要。	2020 年度（第 18 回定期検査）	保守管理・新知見

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2019 年 11 月 21 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（２／５）

No	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期（予定）※	関連する評価項目
3	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へ取り替える。	信頼性を更に向上させるための自主的な取組みとして、安全系設備である海水ポンプの信頼性向上が必要。 潤滑水を必要としない軸受への取替えに伴い、潤滑水に係る配管、設備が不要となり、メンテナンス性が向上する。	対象となる海水ポンプの分解点検時に合わせて実施 B ポンプ：2020 年度（第 18 回定期検査） A,C ポンプ：実施済	保守管理
4	O2SCC 配管取替	酸素型応力腐食割れ（O2SCC）感受性のある箇所について、耐腐食性に優れた材料へ取り替える。	信頼性向上のため、酸素型応力腐食割れ（O2SCC）感受性が高いと考えられる箇所について、耐腐食性に優れる材料に取替が必要。	2021 年度（第 19 回定期検査）	保守管理
5	１相開放故障検知システム設置工事	所内母線への１相開放故障検知システムの設置。	所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）のため、１相開放故障において検知性の改善が必要な変圧器を対象に、機械的検知可能なシステムを設置することが必要。	2021 年度中に設置完了	保守管理・新知見

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2019 年 11 月 21 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（３／５）

No	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期（予定）※	関連する評価項目
6	設計基準文書（ＤＢＤ）の整備	安全上重要な設計要件をまとめた文書を整備する。 現在、一部の作成完了した文書を対象に試運用中。	コンフィグレーションマネジメント（CM）の設計要件の管理を強化するため、安全上重要な設計要件をまとめた文書の整備が必要。	2019 年 4 月から試運用を開始。 2019 年度中に整備完了	保守管理
7	自主的安全性向上のためのＰＲＡ活用の充実	定期検査中の燃料が装荷されている期間において、リスクの増減を１週間ごとに見える化したリスク情報を活用し、定期検査期間中における安全管理の充実を図る。また、運転期間中においても、ＰＲＡによって得られるリスク情報等を活用した意思決定（ＲＩＤＭ）を推進し、発電所の安全性を向上させていく。	発電所の安全性を向上させるため、定期検査時の安全管理や様々な意思決定に確率論的リスク評価（ＰＲＡ）によって得られるリスク情報を活用する。	既に取組んでいる活動の強化・定着を図っていく	保守管理
8	野外モニタ装置取替	野外モニタ装置の一部を取り替える。	前回の更新から約１７年が経過し、交換部品の製造中止等から、予防保全及び信頼性向上のため、設備の更新が必要。	2020 年度	放射線管理及び 環境放射線モニタリング

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2019 年 11 月 21 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（４／５）

No	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期（予定）※	関連する評価項目
9	緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修（たいかん訓練）の導入	緊急時対応中に生じる阻害事項への対処を行うことによる自らの体感、他者の対応状況の観察、全員での訓練の振り返り、自他の対応への気づきの議論等、良好事例を共有する訓練を継続していくことにより、継続的なリーダーシップ能力の向上を図るとともに、その結果を踏まえて研修内容自体を継続的に改善していく。	緊急時に現場の指揮者クラスに要求されるリーダーシップ能力（コミュニケーション能力やストレス下の意思決定能力等）が重要であることから、リーダーシップ能力を更に高めるための研修が必要。	既に実施している研修を継続・改善していく	緊急時の措置
10	シビアアクシデント対応に係る要員の力量向上にむけた改善	送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプについては、起動操作をビデオ撮影し、教育時に活用する。	現在、模擬操作をしている重大事故等対処設備（送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプ）等の操作については、実起動を撮影した教材を活用し力量向上を図る。	2020 年度（サーベランス試験など運転可能な時期に合わせてビデオ撮影を実施する）	緊急時の措置

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2019 年 11 月 21 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（５／５）

No	追加措置	追加措置概要	実施理由	実施時期（予定）※	関連する評価項目
11	労働災害防止に向けた活動の強化	労働災害防止に向けて以下の活動を行う。 ・ＴＢＭ（ツール・ボックス・ミーティング）の充実 ・現場パトロールの強化 ・作業員の体調管理強化　　等	安全文化醸成活動の柱「学習する組織」に関して、リスク感知能力が醸成されてきている一方で、他発電所で連続して労働災害の発生が見られることから、更なるリスク感受性の向上など、発生防止に係る活動の強化が必要。	既に取組んでいる活動の強化・定着を図っていく	安全文化醸成

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2019 年 11 月 21 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 軽微事象の検出・対応の仕組みの改善について

(1) 目的

品質マネジメントシステムにおいて、不適合の検出・処理を行い、継続的改善を行っているが、検査制度見直しを見据え、より軽微な事象も積極的に検出し、原子力安全上重要な問題を漏れなく把握した上で、重要度に応じ資源を集中し対応を行う。

(2) 措置の概要

米国のＣＡＰ(Corrective Action Program)を参考に、軽微事象を積極的に検出し、かつ、原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう仕組みを改善する。

具体的には、しきい値なしで状態報告（ＣＲ：Condition Report）として収集した気付きを、品質に影響を与える状態(ＣＡＱ：Condition Adverse to Quality）と、それ以外（Ｎｏｎ－ＣＡＱ）にスクリーニングすることにより、原子力安全上重要な問題であるＣＡＱに資源を集中するとともに、傾向分析により弱点を抽出して改善につなげる。

2.4.2 ＲＣＰシャットダウンシール導入について

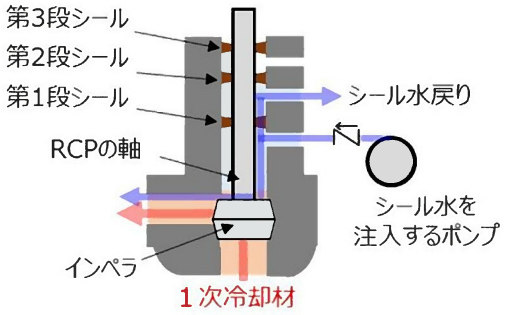
(1) 目的

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。

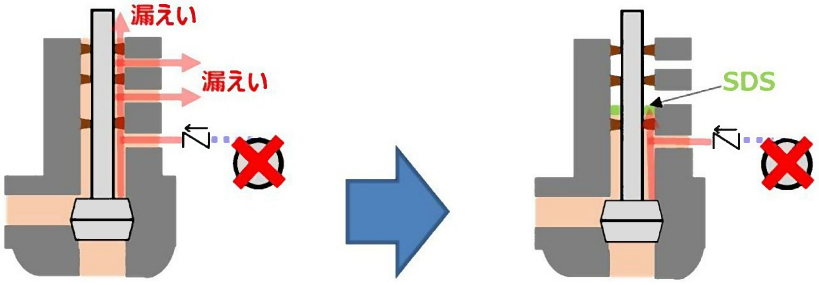
(2) 措置の概要

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 2.4.1 図　ＲＣＰシャットダウンシールの仕組み



通常運転中の１次冷却材の流れ



SBO時の１次冷却材の流れ
（シールLOCA発生時）

SBO時の１次冷却材の流れ
（SDS導入時）

2.4.3 海水ポンプ軸受取替について

(1) 目的

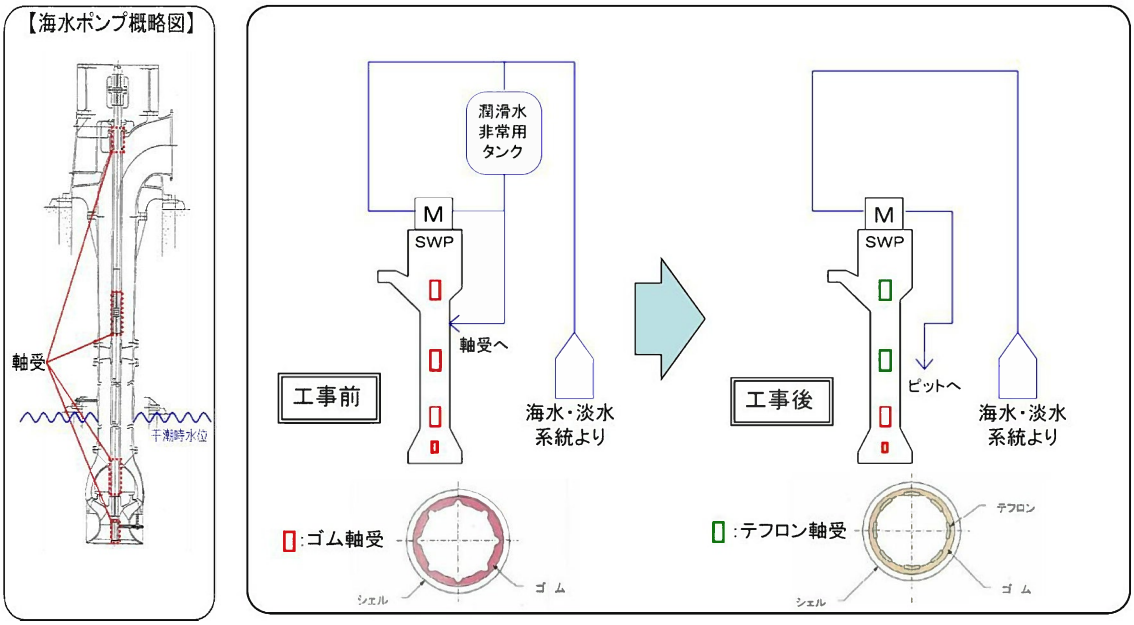
海水ポンプの軸受について潤滑水を必要としないテフロン製の軸受に取り替え、信頼性向上及びメンテナンス性向上を図る。

(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。

本措置は、既に３台ある海水ポンプのうちＡ，Ｃポンプについては実施済みであり、Ｂポンプに水平展開する。

第 2.4.2 図　海水ポンプ（ＳＷＰ）軸受取替の説明図



2.4.4 Ｏ２ＳＣＣ配管取替について

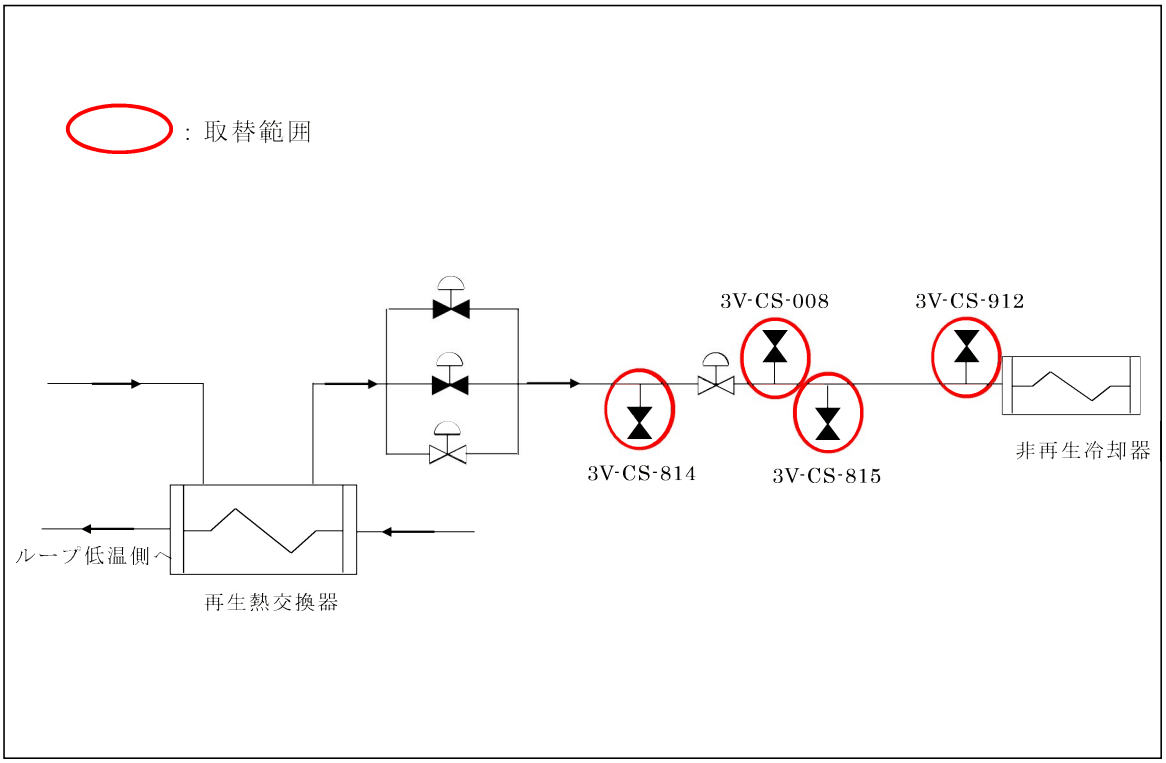
(1) 目的

信頼性向上のため、酸素型応力腐食割れ（Ｏ２ＳＣＣ）感受性が高いと考えられる箇所について、耐腐食性に優れる材料に取り替える。

(2) 措置の概要

酸素型応力腐食割れ（Ｏ２ＳＣＣ）感受性のある箇所について耐腐食性に優れた材料へ取り替える。

第 2.4.3 図　Ｏ２ＳＣＣ配管取替の説明図



2.4.5　1 相開放故障検知システム設置工事について

(1) 目的

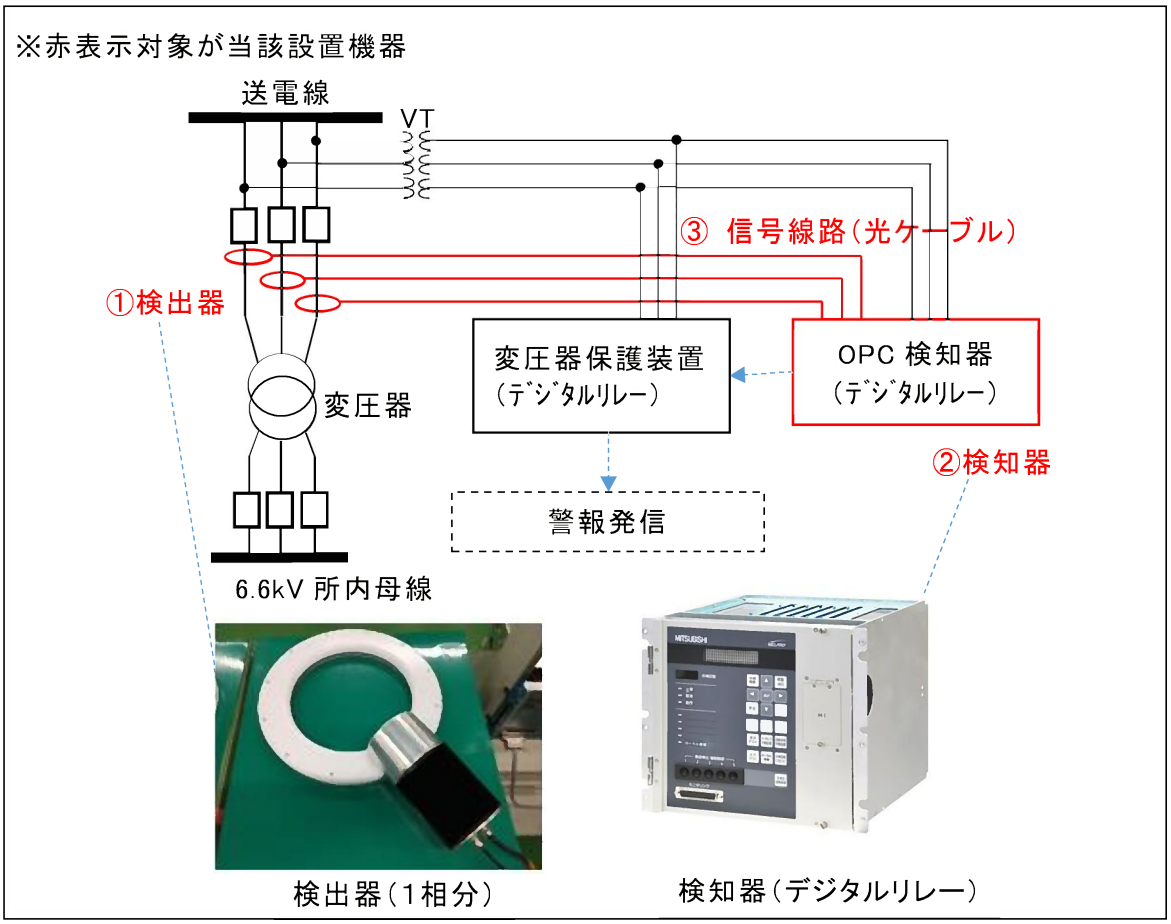
所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）のため、１相開放故障において検知性の改善が必要な変圧器を対象に、機械的検知可能なシステムを設置する。

(2) 措置の概要

以下１式の検知システムを設置する。

・①検出器（光 CT 等、高精度の電流検出器）×3 個（3 相各相設置）
・②検知器（検出器（デジタルリレー）を内蔵する制御盤）×１式
・③信号線路

第 2.4.4 図　１相開放故障検知システム設置工事の説明図



2.4.6 設計基準文書（ＤＢＤ）の整備について

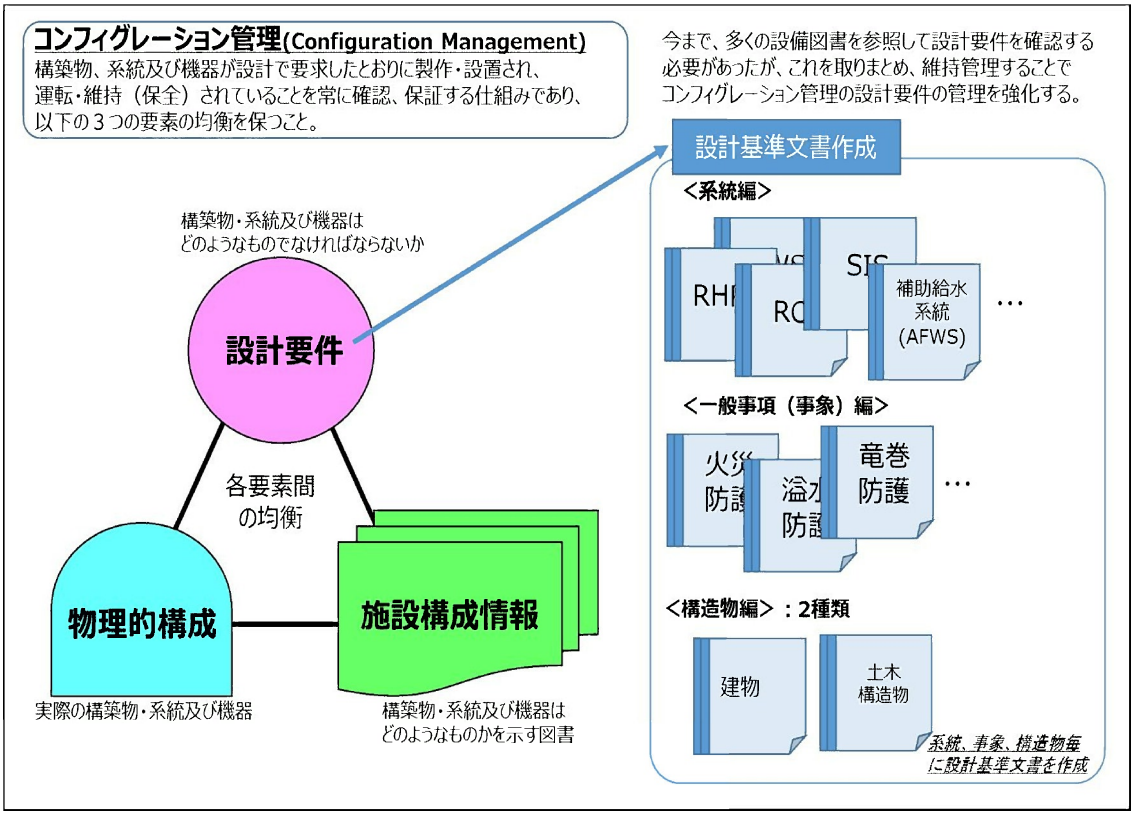
(1) 目的

コンフィグレーションマネジメント（ＣＭ）の設計要件の管理を強化するため、安全上重要な設計要件をまとめた設計基準文書（ＤＢＤ）を整備する。

(2) 措置の概要

安全上重要な構築物、系統及び機器の設計要件をまとめた設計基準文書（ＤＢＤ）を整備する。

第 2.4.5 図　設計基準文書（ＤＢＤ）の整備の概要



2.4.7 自主的安全性向上のためのＰＲＡ活用の充実について

(1) 目的

発電所の安全性を向上させるため、定期検査時の安全管理や様々な意思決定に確率論的リスク評価（ＰＲＡ）によって得られるリスク情報を活用する。

(2) 措置の概要

定期検査中の燃料が装荷されている期間において、リスクの増減を１週間ごとに見える化したリスク情報を活用し、定期検査期間中における安全管理の充実を図る。また、運転期間中においても、ＰＲＡによって得られるリスク情報等を活用した意思決定（ＲＩＤＭ）を推進し、発電所の安全性を向上させていく。

2.4.8 野外モニタ装置取替について

(1) 目的

大飯発電所の野外モニタ装置は２００２年１０月に前回の更新を行って以降、評価時点までに約１７年が経過していることから、予防保全及び信頼性向上のため装置の一部を取り替える。

(2) 措置の概要

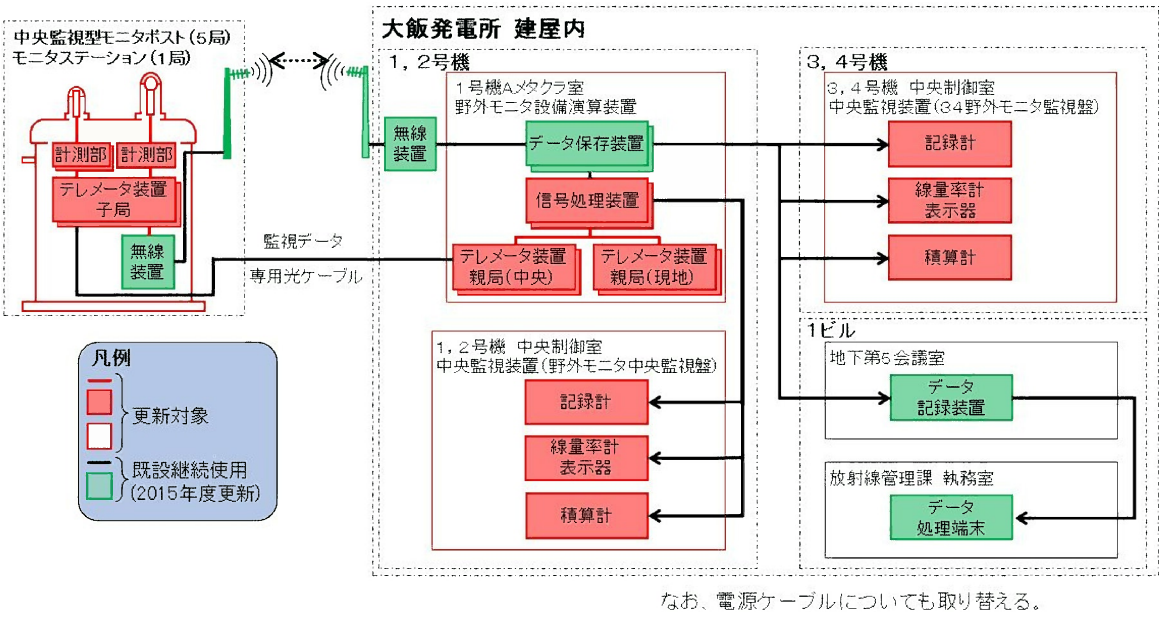
・中央監視型モニタリングポスト等６局の局舎及び測定機器類を取り替える。

・１，２号機中央制御室野外モニタ監視盤及び３，４号機中央制御室野外モニタ監視盤を取り替える。

・野外モニタ装置のテレメータ装置親局及び信号処理装置を取り替える。

・電源ケーブルを取り替える。

第 2.4.6 図　野外モニタ装置取替の説明図



2.4.9 緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修（たいかん訓練[1※]）の実施について

(1) 目的

緊急時に現場の指揮者クラスに要求されるリーダーシップ能力（コミュニケーション能力やストレス下の意思決定能力等）の向上を図る。

(2) 措置の概要

発電所の指揮者クラスの要員を対象に（株）原子力安全システム研究所（ＩＮＳＳ）が開発している緊急時リーダーシップ能力の向上を図る研修（たいかん訓練）を継続的に実施し、毎回の訓練結果をデータとして分析・フィードバックすることにより、リーダーシップ能力を継続的に向上させるとともに、その結果を踏まえて研修内容自体を継続的に改善していく。

・いかなる状況下でも冷静な判断を下し、的確な指揮を執れる能力の向上を目的に、ストレス状況を模擬した指揮者向けロールプレイを実施する。

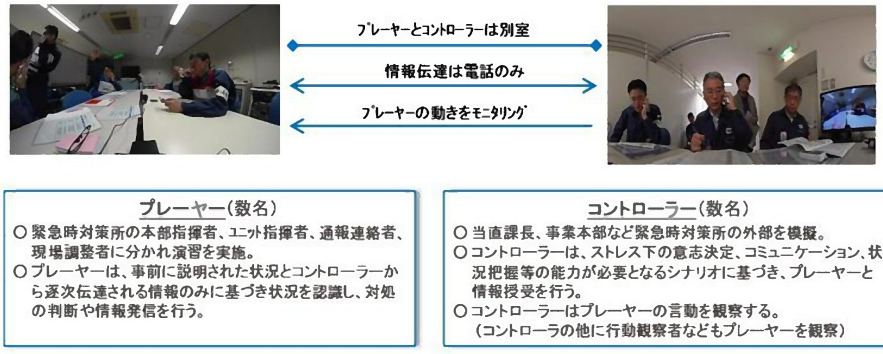
・既に大飯発電所の緊対所本部要員に対して実施している。

２０１６年度：6名×2回　計12名受講

２０１８年度：6名×1回　計6名受講

２０１９年度：6名×1回　計6名受講

第2.4.7図　緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修の概要



※ノンテクニカルスキル向上を目的とした原子力安全システム研究所開発の訓練である。
「たいかん訓練」という名称には、実践演習を通じた「体感」による気づきを得る訓練(Experience Training)、緊急時対応の核すなわち「体幹」となる人間力の鍛錬(Core Training)、そして広い視野とチーム全体を掌握する「大観」を持つための訓練(Oversight Training)という３つの意味が込められており、英略称として ECOTEC（エコテック、Experience／Core／Oversight Training for Emergency Commanders）とも表記している。

2.4.10 シビアアクシデント対応に係る要員の力量向上にむけた改善

(1) 目的

シビアアクシデント対応の手順等をビデオ撮影した視聴覚教材を整備することにより、緊急安全対策要員の力量向上を図る。

(2) 措置の概要

現在、緊急安全対策要員のシビアアクシデント対応に係る教育・訓練のための教材として、操作手順書やモックアップ設備等の整備を進めてきたところであるが、これに加えて操作手順等をビデオ撮影した視聴覚教材を整備し、教育・訓練等で活用していく。

手始めとしては、操作が比較的複雑な重大事故等対処設備のポンプ（送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプ）の実送水場面を対象とし、順次、要員の要望等を踏まえ拡充していくこととする。

なお、これらの教材は教育・訓練用の社内共有サイトに登録し、教育・訓練時だけでなく要員が自分の都合の良い時間に視聴して理解を深めることができるようにする。

2.4.11 労働災害防止に向けた活動の強化について

(1) 目的

重大な労働災害や経験の浅い作業員の労働災害が継続して発生していることから、事故の発生防止や労働災害撲滅に向けて、再発防止に係る活動のみならず、発生防止に係る活動を強化する。

(2) 措置の概要

発生防止に係る活動として、以下の活動等を行う。

・ＴＢＭ（ツール・ボックス・ミーティング）の充実

協力会社は、リスクアセスメントで拾いきれないような、日々状況が変わる現場の作業員の配置や、軽微な作業（準備、後片付け等）についても、安全作業指示書に記載し、ＴＢＭで議論する。当社は、安全作業指示書を確認し、ＴＢＭに抜き取り参加する。

・現場パトロールの強化

土木建築関係工事に重点をおいた、特別管理職や一般管理職（係長、班長）を含む当社社員による滞在型パトロールを実施する。

・作業員の体調管理強化

５０歳以上及び持病のある方を把握し、朝礼にてその方を中心とした全作業員の入念な体調管理を実施。また、体調に応じた適切な業務付与を行う。

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）、他電力事業者、福井県原子力安全専門委員会（県内の原子力発電所に関する原子力安全行政について、福井県から報告を受け、独立的、専門的な立場から、技術的な評価・検討を行い助言する委員会）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による大飯３号機（大飯発電所）を対象としたレビューを受け入れており、その実績を「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

① 再稼働レビュー

実施期間：２０１６年４月５日～４月１２日

② フォローアップレビュー

実施期間：２０１７年４月３日～４月７日

③ 再稼働レビュー

実施期間：２０１７年１１月４日～６日、
１１月２５日～２８日

(2) ＪＡＮＳＩによる評価

調査期間（２０１６年４月１日～２０１９年７月２３日）中においては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を受け入れていく。

2.5.2.2 評価を踏まえた対応等

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

2.5.3 他事業者による評価と対応

他電力事業者の知見を活用する観点で、他電力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。大飯発電所において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、他電力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：２０１９年1月１６日～1月１８日

参加会社：北海道電力株式会社
中国電力株式会社
四国電力株式会社
九州電力株式会社

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 福井県原子力安全専門委員会からの指摘を踏まえた対応等

福井県は、高浜３，４号機、大飯３，４号機の再稼動にあたり、福井県原子力安全専門委員会（以下「委員会」という。）による審議を行な

っており、委員会はこの審議内容をとりまとめて福井県に報告している。

この中に、「委員会からの主な指摘事項」や「対応を求める事項」等があり、当社は、これらについて改善を行い発電所の安全・安定運転に資することとしている。

以下、調査期間中における委員会の審議実績を「2.5.4.1 委員会の審議とりまとめ実績」、指摘を踏まえた対応事例を「2.5.4.2 委員会の指摘を踏まえた対応等」に示す。

2.5.4.1 委員会の審議とりまとめ実績

(1) 実績

① 大飯発電所３、４号機の安全性向上対策等に係るこれまでの審議の取りまとめ

報告時期：２０１７年１１月２２日

2.5.4.2 委員会の指摘を踏まえた対応等

委員会からの指摘事例とその対応事例を次に示す。

【指摘事項】

深層防護の強化を図るため、事故の発生防止のみならず、事故が起きた場合の影響緩和に対する改善に対しても焦点をあて、対策の展開を図ること。

【実施内容】

事故時の影響緩和対策として、ハード・ソフトの両面から、実効性や効果を踏まえた対策の充実に取り組んでいる。改善の一例として、ハード面については、ＲＣＰシャットダウンシールの導入や海水ポンプ軸受の無給水化工事等により、設備の信頼性向上を図る計画であり、ソフト面については、事故時の状況に応じた手順を策定し、日々の教育・訓練を踏まえて改善を図ってきている。今後も事故の影響緩和に係る対策の充実の取組みを継続していく。

2.5.5 今後の取組み

前項までに述べたＷＡＮＯ及びＪＡＮＳＩによる評価活動や他電力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。また、福井県原子力安全専門委員会からの指摘について、引き続き、自主的な改善を進めていく。

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。