

(4) 安全文化の醸成活動に係る実績指標

a. 安全文化醸成活動の実績

安全文化醸成に係る取組みは、安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、安全文化醸成活動を計画し、実施し、評価し、改善を行っている。今回の調査期間の安全文化醸成活動の主な実績については、第2.2.1.8-5表のとおりである。

主な安全文化醸成活動の内容について、以下に示す。

(a) 安全文化に関する年度スローガンの策定、掲示

発電所員から安全文化に関するスローガンを毎年度募集、選定し、発電所員及び協力会社員へ周知するとともに、発電所の各所に掲示し、意識高揚を図っている。(第2.2.1.8-6表参照)

(b) 発電所上層部からのメッセージの発信

発電所組織の幹部(所長、次長、原子力訓練センター所長、安全品質保証統括室長及び副室長)は、原子力安全を最優先とする安全文化の意識浸透を図るため、発電所組織を対象にメッセージを発信している。

(c) 安全文化に関する教育の実施

発電所における保安に関するすべての活動は安全文化を基礎としており、安全文化に関する知識の習得及び原子力安全の重要性を理解させ、安全意識の高揚及び安全文化の醸成を図るため、原子力安全教育を実施している。

また、原子力安全教育を通じて、原子力安全に係るリスクの認識、日々の保安活動におけるリスクへの意識向上を図るための教育、一人ひとりが安

全のために日常業務の中で率先垂範して行っている行動がリーダーシップに繋がること等、リーダーシップの浸透・定着を目的とした教育を実施している。

(d) 協力会社と発電所員との意見交換会の実施

協力会社と発電所員との意見交換会を実施し、協力会社からの要望を収集、検討を実施し、必要に応じて改善を実施している。また、日常の業務においても意見交換を実施しており、あらゆる場を通じたコミュニケーションの充実による保安活動の更なる高みを目指した活動を実施している。

b. 安全文化に関する教育の受講率

安全文化に関する教育は、原子力安全教育等を通じ、原子力安全文化醸成の方針・スローガン及び安全文化醸成に係る社内マニュアルを基にしたPDCAの仕組み等の内容について実施しており、発電所員は、毎年度教育を受講することで安全文化の更なる醸成に向けた意識向上を図っている。

安全文化に関する教育の受講率について、安全文化に関する教育の受講率の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.8-2図に示す。新規制基準適合性審査対応に伴う長期出張等による影響により、2013年度から2016年度にかけて若干の減少は見受けられるものの、受講可能である要員に対しては適切に2017年度以降、2012年度までの受講率と同等の水準に維持している。

このように、著しい変化があった場合については原因を確認しており、当該受講率が高い値で推移していることから、安全文化を醸成する機能が維持されていることを確認した。

c. 安全文化に問題があり発生した不適合件数

安全文化に問題があり発生した不適合発生件数について確認した結果、今回の調査期間において、安全文化に問題があり発生した不適合は発生していない。

(5) 安全文化の醸成活動に係る有効性評価結果

社内マニュアルに基づく安全文化の醸成活動が適切に実施されており、これまでの安全文化醸成状態の自己評価及び規制機関等の外部評価においても安全文化の醸成された状態から顕著な劣化兆候の傾向は認められていないことから、安全文化の醸成活動が有効に機能していると評価できる。

第2.2.1.8-1表 安全文化要素(安全文化の10特性と43属性)と保安活動(例)との関連(1/4)

No.	安全文化の特性	安全文化の属性	安全文化醸成に係る保安活動(例)【括弧内の番号は関連する43属性の付番】
1	安全に関する責任 (Personal Accountability: PA)	<p>PA.1: 業務の理解と遵守 職員は基準、プロセス、手順書及び作業指示の重要性について理解している。また、安全の確保に関して主体的に取り組むことの必要性を認識している。</p> <p>PA.2: 当事者意識 職員は原子力安全を支える活動や作業において「安全に関する責任」を持って業務を遂行している。</p> <p>PA.3: 協働 職員及び作業集団は、安全を確実に維持するため、組織内及び横断して相互に連絡し活動を調整することで、お互いに目標を達成することを助け合っている。</p>	<p>a. 各課長は、「品質マニュアル(基準)」及び「職務権限基準」に定められた保安活動を担う体制、部署の役割・責任・権限に基づき、安全を最優先した業務の計画(規定文書、業務要領、これらに基づく目標・計画等)を策定・維持し、実施する。(PA.1)</p> <p>b. 発電所組織の組織要員は、原子力安全を確保することの重要性を認識し、安全文化及び安全のためのリーダーシップを発揮するとともに、自らの職務の範囲において、当事者意識をもった業務遂行と説明責任を果たす。(PA.2)</p> <p>c. 各課長は、法令・規制要件等を監視し、業務・原子力施設に関連する要求事項は保安活動に関する法令・規制要件・求事項等の管理要領に明確化するとともに、要求事項をレビューした上で対応が必要な場合には、関係箇所と事前に十分な調整を行い、関連する規定文書、業務要領を制定、改廃する。また、発電用原子力施設の保安に係る規定文書の制定、改廃は、設備・運用方法の変更に当たり、「設備・運用方法等の変更における関連文書(含むチェックシート)の変更要否チェックシート」により、変更に伴う影響等を検討するとともに、必要に応じて安全運営委員会による審議を通して規定文書の改正を行う。(PA.3)</p> <p>e. 各課長は、安全上重要な作業工程については、品質への影響を与えようとする無理な工程となっていないか等、関係者と連絡調整を円滑に行うようルール化し、実施する。(PA.3)</p>
2	常に問いかける姿勢 (Questioning Attitude: QA)	<p>QA.1: リスクの認識 職員は、原子力と放射線の技術に関連した固有のリスクを理解している。また、原子力施設の技術は複雑であり不測の事態で機能喪失し、安全に重要な結果をもたらす可能性があることを理解している。</p> <p>QA.2: 自己満足の回避 職員は、過去に成功体験がある場合でも、不測の事態の問題、過誤、潜在する問題、固有リスクの可能性を認識し、それに対応した計画の立案を行っている。</p> <p>QA.3: 不明確なものへの問題視 職員は、不確実な状況に直面したときには立ち止まり、助言を求めている。</p> <p>QA.4: 想定外の疑問視 職員は、何か正しくないと感じたとき、想定が正しかったかを疑い、別の見方を提示している。</p>	<p>a. 所長は、健全な安全文化を育成し、維持していくために安全最優先の方針を明確にして、年頭挨拶、訓話等、機会あるごとに組織要員に対して伝える。(QA.1, 2)</p> <p>b. 各課長は、「原子力安全教育」、「品質保証活動」に関する教育「等」の各種教育を実施し、原子力のもつ様々なリスク(技術的、人的及び組織的要因並びにこれら間の相互関係が安全に対して影響を及ぼすこと等)に対する組織要員の意識の維持・向上を図る。(QA.1)</p> <p>c. 安全品質保証統括室長は、マネジメントレビュー(データの分析)を通じてQMSの有効性について評価し、各課長は、継続的な改善に取り組む。(QA.2)</p> <p>d. 安全品質保証統括室長は、「評価改善活動管理基準」に基づき、マネジメントレビューへのインプット用データ(内部監査の結果、利害関係者の意見、プロセスの成果を含む実施状況、検査の結果等)を収集・分析し、課題や改善事項を明確にする。各課長は改善が必要と認められた事項について改善を実施する。(QA.2, 4)</p> <p>e. 所長及び各課長は、業務の計画の策定や業務の実施等に当たっては、立ち止まって、常に自らに問いかけ、起こりうる結果を想像して、関係者に相談・報告する等慎重な意思決定を行う。(QA.3, 4)</p> <p>f. 安全品質保証統括室長は、「原子力発電リスクマネジメント」に基づく活動を実施し、更なる高みを目指したパフォーマンス向上に取り組み、リスクマネジメントに当たっては、深層防護、重要度による意思決定を考慮している。(QA.1, 2)</p> <p>g. 安全品質保証統括室長は、「原子力発電リスクマネジメント要領」に基づき、確率的リスク評価を用いた停止時リスク管理を実施する。(QA.1, 2)</p>
3	コミュニケーション (Communication: CO)	<p>CO.1: 情報の自由な流れ 職員は、組織の上、下の双方に対して、また組織を横断して率直にコミュニケーションを取っている。</p> <p>CO.2: 透明性 監督、監査、規制機関、地元住民や国民とのコミュニケーションは適切であり、専門性があり、正確である。</p> <p>CO.3: 決定の根拠 ・管理者は、安全に影響を及ぼす可能性のある意思決定を行う際に、根拠に基づいた意思決定にならないように、関係する職員と確認を取っている。 ・管理者は、決定に至った根拠を適切な職員と速やかに認識の共有を図っている。</p>	<p>a. 発電所組織の幹部(所長、次長)は、発電所組織の組織要員とのFace-to-Faceのコミュニケーションを図ることにより、相互理解を深める。(CO.1)</p> <p>b. 各課長は、所内会議、課内会議等による階層間での情報伝達等のコミュニケーションにより、円滑な業務運営を図っている。(CO.1)</p> <p>c. 各課長は、関係箇所等における指摘事項や地元自治体、地元住民の意見、要望等を記録し、対応が必要な場合は、関係箇所と連携し適切に対応する。また、安全品質保証統括室長は、その情報を利害関係者の意見として外部情報連絡票に取りまとめる。(CO.2, 3)</p> <p>d. 各課長は、通常時、事故・故障時を問わず、以下のとおり積極的な情報公開を行うとともに、地元自治体や地元住民、規制当局との良好な関係の維持に努める。(CO.2)</p> <p>(a) 規制当局、自治体、プレス等への情報発信・説明</p> <p>e. 安全品質保証統括室長は、マネジメントレビューへのインプット用データを取りまとめ、品質保証委員会にて審議後、所長の承認を得る。また、マネジメントレビューの結果(アウトプット)及び社長のコミットメントを組織要員へ周知する。(CO.3)</p> <p>f. 所長は、原子力安全の確保の重視について明確にするとともに、安全最優先の方針を明確にする。(CO.4)</p> <p>g. 所長及び各課長は、業務・原子力施設に係る意思決定の根拠をタイムリーに組織要員へ説明する。(CO.3, 5)</p> <p>h. 以下の仕組みにより、誤った意思決定や組織の閉鎖性を排除し、透明性の高い業務運営を行う。(CO.3, 5)</p> <p>(a) 社内外の第三者による原子力安全に関する各種評価の活用</p> <p>(b) 安全運営委員会による発電用原子力施設の保安運営に関する事項の審議</p> <p>(c) 安全品質保証統括室による不適合処理・是正処置の確認</p> <p>(d) プロセス監査による業務に対する要求事項への適合性、有効性の確認</p> <p>(e) 作成・審査・承認のステップを踏んだ文書及び記録の作成</p> <p>(f) 発電所外、発電所一本店組織間での連絡・調整(品質保証連絡会議、運用変更に当たったの説明会等)</p>

第2.2.1.8-1表 安全文化要素(安全文化の10特性と43属性)と保安活動(例)との関連(2/4)

No.	安全文化の特性 (Communication: CO)	安全文化の属性 保安文化醸成に係る保安活動(例)【括弧内の番号は関連する43属性の付番】
3	<p>安全コミュニケーション (Communication: CO)</p> <p>CO4: 期待 管理者は、安全の確保が組織の優先事項とされる期待を頻繁に職員に伝え、職員の意識の強化を図っている。</p> <p>CO5: 職場のコミュニケーション ・作業を遂行する上で、安全についてのコミュニケーションが常にとられている。 ・職員は安全に、かつ、効率的に作業を遂行する上で必要な情報を持っている。</p>	<p>安全文化醸成に係る保安活動(例)【括弧内の番号は関連する43属性の付番】</p> <p>各課長は、発電所内に設置するヒューマンアラームの検討会を通して、発電所でのヒヤリハット事例の収集・分析・評価・フィードバックの推進を図る。(CO3)</p> <p>所長は、原子力安全を最優先とし、安全文化及び安全のためのリーダーシップを発揮していくことの重要性等に関するメッセージを適宜発信し、組織要員が安全文化を育成し維持していくための意識向上を図る。(CO4)</p> <p>各課長は、原子力安全を最優先とする安全文化の意識浸透を図るため、発電所組織を対象にメッセージを発信する。(CO4)</p> <p>各課長は、「協働」として発電所員との意見交換会の開催等により、供給者とのコミュニケーションを行い、安全を確保するための改善に資する幅広い情報収集、的確な業務遂行、職場の活性化及び安全文化に対する意識の共有化を図る。(CO1、5)</p> <p>各課長は、「安全衛生協議会」、「安全作業及び品質管理教育」等の各種会議、教育を通じて、ニューシニア情報、不適合格情報等について協働と情報共有を図る。(CO1、5)</p> <p>各課長は、原子力安全には核セキュリティが関係する場合は、本店組織一発電所組織間での情報伝達等のコミュニケーションを適切に行う。(CO5)</p>
4	<p>リーダーシップ (Leadership: LA)</p> <p>LA1: 安全に関する戦略的関与 管理者は、安全の確保が組織の優先事項となるような優先順位を確立し、促進している。</p> <p>LA2: 管理者の判断と行動 ・管理者は、所管業務範囲における安全文化のあるべき姿について、部下に理解させるために自らの判断及び行動を実践している。 ・管理者は、安全に係る業務における「安全に関する責任」について、すべての職員に認識させるために、自らの判断及び行動を実践している。</p> <p>LA3: 職員による参画 管理者は、職員が方針に基づいた活動や目標達成のための活動に参加するよう、職員の日常業務に対する意欲や姿勢の向上、モチベーションの高揚、労働環境の適正化等に取り組んでいる。また、職員に対して目標達成や改善活動等への関与を求めている。</p> <p>LA4: 資源 管理者は、安全に関する方針や目標を達成する上で必要となる、装置、手順、その他の資源が確実に利用できるようにしている。</p> <p>LA5: 現場への影響力 管理者は、作業や施設の状態等を頻繁に視察している。職員に積極的に質問するなどコミュニケーションを取り、指導している。また、基準からの逸脱や職員の懸念について改善するなどの活動に、主体的に関与している。</p> <p>LA6: 報奨と処罰 管理者は、職員の態度や行いに対して報奨・処罰することを通して、職員の安全への意識を高めている。</p> <p>LA7: 変更管理 管理者は、設備や運用に変更がある場合には、変更後も安全が維持又は向上されるように努めている。変更による安全への影響についても評価している。</p> <p>LA8: 権限、役割、及び責任 経営責任者は、安全に係る業務における各職員の権限、役割、責任について明確に定めている。</p>	<p>a. 所長は、健全な安全文化を育成し、維持していくために安全最優先の方針を明確にして、年頭挨拶、訓話等、機会あるごとに組織要員に対して伝える。(LA1)</p> <p>b. 品質方針を以下の手段により組織要員へ浸透させ、安全最優先の意識並びに原子力安全に対する当事者意識を醸成する。(LA2、3)</p> <p>(a) 各課長は、「品質保証活動」に関する教育、「課内教育」等を通じ、品質方針を組織要員へ伝達するとともに、「安全作業及び品質管理教育」において協働会社にも伝達する。</p> <p>(b) 安全品質保証統括室長は、ホスター掲示、携帯用小冊子の配付により品質方針の浸透を図る。</p> <p>c. 所長及び各課長は、「品質マニュアル(要項)」に定められた「安全文化のあるべき姿」を踏まえた安全文化及び安全のためのリーダーシップを自ら発揮し、組織要員に対して率先垂範の姿勢を示す。(LA2)</p> <p>d. 「品質マニュアル(基準)」に基づき、所長は、品質目標を定め、各課長は、発電所品質目標を踏まえて課品質目標を定める。それらの品質目標については、「品質保証活動」に関する教育、「課内教育」等により組織要員へ周知し、品質目標の達成に向け、積極的に参画するよう働きかけを行い、業務に取り組む。(LA3)</p> <p>e. 安全品質保証統括室長は、前年度のマネジメントレビューにおける社長の決定及び処置、指示事項への対応として本所が取りまとめた対応方針に基づき、発電所対応レビュー「評価改善活動管理基準」に従い策定して業務連絡票等により組織要員へ伝達する。各課長は本対応方針に基づく改善に取り組む。(LA3)</p> <p>f. 所長は、発電所組織において重点的に取り組む安全文化醸成活動の年度計画を策定する。各課長は安全文化醸成重点活動計画を「課内教育」等により組織要員へ周知するとともに、活動計画に基づく安全文化醸成活動に取り組む。(LA3)</p> <p>g. 各課長は、必要に応じて、現場の安全に係る実施を視察し、課題等を把握するためのマネジメントオブザーベーションを実施し、現場との積極的コミュニケーションに取り組む。(LA5)</p> <p>h. 各課長は、発電所組織の組織要員との対話、各種評価結果のレビュー等を通じ、原子力安全の達成に影響を与えるような問題がないかを監視する。問題等が確認された場合には、関係箇所と連携した改善に取り組む。(LA5)</p> <p>i. 各課長は「教育訓練基準」に基づき業務に必要な力量を定め、組織要員の力量評価を実施する。原子力訓練センター所長は各要員の技術力を向上させるための教育訓練計画を作成し、各課長はその計画に基づく教育・訓練を実施する。また、各課長は、適切な指導、助言等を含む教育・訓練及びOJTを通じて技術伝承に努めるとともに、率先垂範の姿勢を示し、リーダーシップ能力の育成と原子力安全に対する意識の向上を図る。(LA4、6)</p> <p>j. 各課長は、設計変更が生じた場合は、「設計・調達管理基準」に基づき、その変更内容を明確にするとともに、それに伴う原子力施設を構成する要素及び関連する原子力施設に及ぼす影響を評価(原子力施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の詳細を含む。)し、発生した段階に応じレビュー、検証及び妥当性確認を実施する。設計変更の内容については関係箇所へ周知する。(LA7)</p> <p>k. 各課長は、「品質マニュアル(基準)」及び「職務権限基準」に定められた保安活動を担う体制、部署の役割・責任・権限に基づく安全に関する責任に対し、当事者意識をもって業務を実施する。(LA8)</p>

第2.2.1.8-1表 安全文化要素(安全文化の10特性と43属性)と保安活動(例)との関連(3/4)

No.	安全文化の特性	安全文化の属性	安全文化醸成に係る保安活動(例)【括弧内の番号は関連する43属性の付番】
5	意思決定 (Decision Making :DM)	<p>DM1：体系的な取組み 職員は、意思決定において一貫して体系的なアプローチを使用しており、それにはリスクの視点も含まれている。</p> <p>DM2：安全を考慮した判断 職員は、単純な作業に対して、慎重な選択を実施している。作業は、安全でないと判断するまで継続するのではなく、作業開始前に安全であると判断している。</p> <p>DM3：決定における明確な責任 意思決定における権限と責任が明確に定められている。</p> <p>DM4：予期しない状況への準備 慎重な意思決定が常に実行されている。適用される手順書や計画がない予期しない状況に対応できる能力を身に付ける訓練を行っている。</p>	<p>a. 各課長は、QMS文書(規定文書、業務要領等)に各種業務の責任及び意思決定プロセスを定め、それに基づき業務を実施する。(DM.1, 3)</p> <p>b. 各課長は法令・規程要求事項等を監視し、レビューした上で対応が必要と判断した場合には、関係箇所と事前に十分な調整を行い、関連する規定文書、業務要領を制定、改廃する。また、規定文書の制定、改廃に当たっては、「保安活動」に関する文書及び記録の「管理基準」に基づき「設備・通用品等の変更」における関連文書(含むチェックシート)の変更を要す。チェックシートにより、関連規定文書の変更要否等の確認を行うとともに、発電用原子炉施設の保安運営に係る規定文書の制定、改廃に当たっては、安全運営委員会等で審議を行う。(DM.1)</p> <p>c. 各課長は、業務の計画の策定や業務の実施等に当たっては、慎重な意思決定を行い、原子力安全の達成や品質への影響を与えないような無理な工程となっていないかなど、安全を最優先とした業務の計画(業務要領等)を策定・維持し、実施する。(DM.2)</p> <p>d. 各課長は、「異常時通報連絡処置基準」に基づく通報連絡訓練を実施し、異常事象等発生時において社内外の関係先への確かつ迅速に通報連絡できることを確認する。(DM.4)</p> <p>e. 防災課長は、あらゆる事態にも的確に対処できるように実効性のある原子力防災訓練を実施する。(DM.4)</p>
6	尊重しあう職場環境 (Respectful Work Environment :WE)	<p>WE.1：職員への尊重 すべての職員は尊厳、尊敬を持って扱われ、組織への貢献が認められる。</p> <p>WE.2：意見の尊重 職員は質問すること、懸念を声に出すこと、そして提案することが奨励される。異なる意見は求められ尊重される。</p> <p>WE.3：信頼の育成 信頼は、組織を通して職員及び作業集団間で育成され維持されている。</p> <p>WE.4：衝突の解決 職員間における意見等の衝突は、公正で透明性ある方法を使用して速やかに解決されている。</p> <p>WE.5：施設を大事にする意識 整理・整頓が継続的に行われ、施設は生産的な作業環境になっている。</p>	<p>a. 所長は、原子力安全に貢献した部署又は個人(協力会社も含む。)に対し表彰する活動を行い、組織並びに員員のモチベーション向上を図る。(WE.1)</p> <p>b. ショーン及び各課長は、所内会議、課内会議及び本店組織との連携により階層間や組織間での情報伝達等のコミュニケーションにより意識や価値観、意見等が異なっている場合があることを認識し、そのギャップを埋めるための適切なコミュニケーションに努め、円滑な業務運営を図り、問題の報告に価値を認める等、活力ある風通しの良い職場環境の整備に努める。(WE.2, 3, 4)</p> <p>c. 安全品質保証統括室長は、「原子力安全文化醸成活動管理基準」に基づき、安全文化に関するアンケート等の実施や安全文化懇話会により、発電所組織員の保安活動の実施に際しての様々な意見を収集し、その情報を活用した安全文化の醸成状態を評価する。評価結果については必要に応じて安全文化の醸成状態に係る評価へ反映する。(WE.2)</p> <p>d. 各課長は、発電所組織の組織員との対話を通じ、現場の意見や要望、課題等に積極的に関わり、関係箇所と連携した問題の解決等に取組む。(WE.2, 3)</p> <p>e. 発電所組織の組織員は、一人ひとりがそれぞれその立場で安全文化及び安全のためのリーダーシップを発揮し、原子力安全の達成に向けた働きかけを自組織及び他組織(本店、支所)において相互に行う。(WE.3)</p> <p>f. 所長及び各課長は、発電所組織における原子力安全の達成のための職場環境の整備・向上に努める。(WE.5)</p>
7	継続的学習 (Continuous Learning :CL)	<p>CL.1：自己評価・独立評価 ・組織は、自らの規定どおり、活動に対して自己評価や独立評価を実施している。 ・安全文化は定期的な評価され、結果は、すべての職員に共有され、安全文化のあるべき姿の見直しや健全な安全文化の育成と維持に活用されている。</p> <p>CL.2：経験からの学習 ・組織内における安全を向上させる提案や、安全に影響を及ぼすおそれのある問題の報告から得られた教訓を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。 ・自社及び国内外の事故から得られた教訓を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。</p> <p>CL.3：訓練 組織は、知識・技術等を継続的に向上させるため効果的な訓練を行い、職員の実力の開発を行っている。また、知識の伝承を図っている。</p> <p>CL.4：リーダーシップの開発 組織は有能なリーダーを訓練等を通して育成している。</p>	<p>a. 安全品質保証統括室長は、「評価改善活動管理基準」に基づき、マネジメントレビューへのインプット用データ(内部監査の結果、利害関係者の意見、プロセスの成果を含む実施状況、検査の結果等)を収集・分析し、課題や改善事項を明確にする。各課長は、改善が必要と認められた事項について改善を実施する。(CL.1)</p> <p>b. 各課長は、「原子力安全文化醸成活動管理基準」に従い、安全文化醸成活動の取組み状況を確認するとともに、その結果を組織員へ周知する。(CL.1)</p> <p>c. 安全品質保証統括室長は、「原子力安全文化醸成活動管理基準」に基づき、安全文化に関するアンケート等を実施し、安全文化の醸成に関する意見や要望等を収集・評価する。評価結果については必要に応じて安全文化の醸成状態に係る評価へ反映する。(CL.1)</p> <p>d. 各課長は、原子力規則検査、原子力内部監査、独立評価等を通じて安全文化醸成活動に関して評価を受けた場合、その評価結果を自己評価に活用する。各課長は改善が必要と認められた事項について改善を実施する。(CL.1)</p> <p>e. 根本原因分析チームは、「根本原因分析実施基準」に基づき、「No Blame Culture(人を責めない文化)」の考えのもと、不適合事象等から本来あるべき安全を阻害する潜在的な組織要因を見つけて出し、各課長は根本原因分析結果に対しては、再発防止及び未然防止を図るための処置を実施する。(CL.2)</p> <p>f. 各課長は、「教育訓練基準」に基づき業務に必要な力量を定め、組織員員の力量評価を実施する。原子力訓練センター所長は、各課長は、教育訓練及びOJTを通じて適切な指導・助言等を含む技術伝承に努めるとともに、率先垂範の姿勢を示し、リーダーシップ能力の育成を図る。(CL.3, 4)</p> <p>g. 各課長は「原子力安全教育」、「品質保証活動」に関する教育等の各種教育を実施して組織員員の原子力安全に対する認識を共通のものとし、安全品質保証統括室長は安全文化醸成活動スローガンの設定、掲示により安全を最優先とするものの重要性について意識の向上を図る。(CL.3)</p> <p>h. 防災課長は、原子力事業者防災業務計画に基づき、防災に関する体制、設備・資機材等の整備を図るとともに、あらゆる事態にも的確に対処できるように重大事故を想定した原子力防災訓練を定期的に行い実施する。(CL.3)</p>

第2.2.1.8-1表 安全文化要素(安全文化の10特性と43属性)と保安活動(例)との関連(4/4)

No.	安全文化の特性	安全文化の属性	保安文化醸成に係る保安活動(例) [括弧内の番号は関連する43属性の付番]
7	継続的学習 (Continuous Learning: CL)	CL.5: ベンチマーキング 組織は、知識・技術等を継続的に向上させるために、他の産業を含めた他の組織の実践から学んでいる。	i. 各課長は、社内外の第三者による原子力安全に関する評価結果、原子力業界の内外を問わず優れたパフォーマンスを実現している他組織へのベンチマーキング活動等から原子力発電所の安全性・信頼性の向上につながる情報を収集、活用し、必要に応じて改善を行う。(CL.5) j. 各課長は、発電所内に設置するヒューマンファクター検討会を通して、発電所でのヒヤリハット事例の収集・分析・評価・フィードバックの推進を図る。(CL.2)
8	問題の把握と解決 (Problem Identification and Resolution: PI)	PI.1: 特定 組織は、軽微なものを含め問題を収集するための方法を確立している。 問題を報告することが奨励され、評価されている。 PI.2: 評価 報告された安全に影響を及ぼすおそれのある問題について、それぞれ問題の内容に応じて適切な時間内で評価されている。 安全の重要性に対して確実に対処できるよう問題を評価している。 PI.3: 解決 組織は、特性された問題について適切な時期に是正処置を講じている。問題に十分に対応されたことを確認するために、是正処置の有効性が評価されている。 解決された問題については、関係する職員に結果が共有されている。また、重要な教訓については周知されている。 PI.4: 傾向 組織は、是正処置プロセスやその他の評価において得られた情報等を定期的に分析し、共通原因やその傾向等を評価している。	a. 安全品質保証統括室長は、「評価改善活動管理基準」に基づき、マネジメントレビューへのインプット用データ(内部監査の結果、利害関係者の意見、プロセスの成果を含む実施状況、検査の結果等)を収集・分析し、その評価結果を取りまとめ品質保証委員会へ報告し関係者による審議を受ける。(PI.1, 2, 4) b. 各課長は、「不適当管理基準」に基づき作成し、必要な権限者へ報告を行う。また、安全品質保証統括室長は、不適当な処理する手順を「不適当管理基準」に定め、各課長はそれに基づき不適当を処理する。なお、不適当の分類において必要に応じて安全品質保証統括室長が定めた「不適当管理運用ガイドライン」を参照する。(PI.2) c. 各課長は、「不適当管理基準」に基づき発生した不適当のレビューを行い、原因を特定する。不適当の原因特定に際し(必要に応じて、業務の管理状況や安全文化との関係を整理することを含む。)にし、是正処置を行う。(PI.3, 4) d. 安全品質保証統括室長は、不適当・是正処置報告書を社内イントラネット上に掲示し情報共有を図る。(PI.3) e. 発電所の組織要員は、設備面、運用面及びその他の本来的なべき状態とは異なる状態等の「気付き事項」を発見した場合は、「改善措置活動管理基準」に従い、状態報告を行う。各課長は発見した「気付き事項」を「改善措置活動管理基準」に従い、措置を実施する。(PI.1, 2, 3, 4) f. 安全品質保証統括室長は、「改善措置活動管理基準」に従い、状態報告の情報分析による問題の特定等、パフォーマンス評価、監視及び測定を行う。(PI.1, 2, 4) g. 各課長は、本店が情報選別した「未然防止処置基準」に定める検討対象情報を入力し、未然防止処置の必要性を評価し、処置が必要と判断されたものは処置を実施する。(PI.1, 2, 3, 4) h. 各課長は、「パフォーマンス監視要領」に基づき、原子力発電所のパフォーマンス向上に必要なパフォーマンス指標(PI)を収集するとともに、傾向分析評価を実施し、必要に応じて改善活動に取り組む。(PI.1, 2, 3, 4)
9	作業プロセス (Work Processes: WP)	WP1: 作業管理 組織は、原子力安全が最優先となるような作業活動の計画、管理、実施のプロセスを実行している。 WP2: 安全裕度 組織は、安全裕度内で機器の保守等の作業プロセスを運用し維持している。 WP3: 文書化 組織は、完全に正確で最新の文書を作成し維持している。	a. 各課長は、プロセスの監視・測定を行い、業務の現状を把握し、必要に応じて改善につなげる。(WP1) b. 各課長は、作業の実施に当たっては、事前に作業要領書を作成し、作業工程、範囲、方法、手順、体制等を定め、現場において指導、監督、品質管理並びに事故防止に努めるようルーティン化し、実施する。(WP1, 2) c. 各課長は、業務に当たって原子力安全や品質への影響を与えるような無関係な工程となっていないか、安全を最優先とした業務の計画(業務要領等)を策定・維持し、実施する。(WP1, 2) d. 各課長は、QMS文書(規定文書、業務要領等)に各種業務の意思決定プロセスを定めるとともに「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に基づき適切に管理する。(WP3)
10	問題提起できる環境 (Environment for Raising Concerns: RC)	RC.1: 問題提起できる制度 組織にとって望ましくないとと思われるような人・組織に関する問題についても怠慢なく提起・報告できるような制度を運用している。また、安全に関する懸念を提起するという職員の権利と責任を支援するような環境を整えている。 RC.2: 問題提起の代替手段 職員が安全に関する問題を直属の部門管理者の影響から独立したプロセスで提起することができる手段が確定されている。	a. 各課長は、「コンプライアンス行動指針」に従い、自らの行動を律するとともに、コンプライアンス研修の実施等により、組織要員のコンプライアンス意識の向上を図る。(RC.1, 2) b. 所長及び各課長は、組織からの問題提起や組織にとって望ましくない報告であっても価値を認める等、風通しの良い職場環境の整備に努める。(RC.1) c. 発電所組織の組織要員は、設備面、運用面及びその他の本来的なべき状態とは異なる状態等の「気付き事項」を発見した場合は、「改善措置活動管理基準」に従い、状態報告を行う。各課長は、発見した「気付き事項」を「改善措置活動管理基準」に定め、措置を実施する。(RC.2) d. 各課長は、保安活動及び品質保証活動を行う中で改善が必要と思われる事項を発見した場合は、「評価改善活動管理基準」に基づき「改善提案書」の仕組みにより自ら改善を提案し、必要に応じて改善を行う。(RC.2)

第2.2.1.8-2表 安全文化のあるべき姿と安全文化要素との関連(1/2)

安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)		「安全文化のあるべき姿」の関連					
10特性	43属性	1.	2.	3.	4.		
安全に固める責任 (PA)	PA.1 業務の理解と遵守	職員は基準、プロセス、手順書及び作業指示の重要性について理解している。また、安全の確保に関し主体的に取り組むことの必要性を認識している。	⑤	③	①		
	PA.2 当事者意識	職員は原子力安全を支える活動や作業において「安全に関する責任」を持って業務を遂行している。		②	①	②	
	PA.3 協働	職員及び作業集団は、安全を確実に維持するため、組織内及び横断して相互に連絡し活動を調整すること、お互いに目標を達成することを助け合っている。		②	③	④	
	常に問いかける姿勢 (QA)	QA.1 リスクの認識	職員は、原子力と放射線の技術に関連した固有のリスクを理解している。また、原子力施設の技術は複雑であり不測の事態で機能喪失し、安全に重要な結果をもたらす可能性のあることを理解している。	④	④		
		QA.2 自己満足の回避	職員は、過去に成功体験がある場合でも、不測の事態の問題、過誤、潜在する問題、固有リスクの可能性を認識し、それに対応した計画の立案を行っている。	④	④		
		QA.3 不明確なものへの問題視	職員は、不確実な状況に直面したときには立ち止まり、助言を求めている。	④			
		QA.4 想定の問題視	職員は、何が正しくないと感じたとき、想定が正しかったかを疑い、別の見方を提示している。	④			
	コミュニケーション (CO)	CO.1 情報の自由な流れ	職員は、組織の上、下の双方に対して、また組織を横断して率直にコミュニケーションを取っている。				②
		CO.2 透明性	監督、監査、規制機関、地元住民や国民とのコミュニケーションは適切であり、専門性があり、正確である。				①
		CO.3 決定の根拠	管理者は、安全に影響を及ぼす可能性のある意思決定を行う際に、誤った意思決定にならないように、関係する職員と確認を取っている。		③		③
CO.4 期待		管理者は、決定に至った根拠を適切に職員と速やかに認識の共有を図っている。					
リーダーシップ (LA)	CO.5 職場のコミュニケーション	管理者は、安全の確保が組織の優先事項とされる期を頻繁に職員に伝え、職員の意識の強化を図っている。	②	③		③	
	LA.1 安全に関する戦略的関与	作業を遂行する上で、安全についてのコミュニケーションが常にとられている。職員は安全に、かつ、効率的に作業を遂行する上で必要な情報を持っている。管理者は、安全の確保が組織の優先事項となるような優先順位を確立し、促進している。	①	④	①	②	
	LA.2 管理者の判断と行動	管理者は、所管業務範囲における安全文化のあるべき姿について、部下に理解させるために自らの判断及び行動を実践している。	①	③	②	③	
	LA.3 職員による参画	管理者は、職員が方針に基づいた活動や目標達成のための活動に参加するよう、職員の日常業務に対する意欲や姿勢の向上、モチベーションの高揚、労働環境の適正化等に取り組んでいる。また、職員に対して目標達成や改善活動等への関与を求めている。	③	④	①	③	
	LA.4 資源	管理者は、安全に関する方針や目標を達成する上で必要となる、装置、手順、その他の資源が確実に利用できるようにしている。	③	③	④		
	LA.5 現場への影響力	管理者は、作業や施設の状態等を頻繁に視察している。職員に積極的に質問するなどコミュニケーションを取り、指導している。また、基準からの逸脱や職員の懸念について改善するなどの活動に、主体的に関与している。	②	①	②	②	
	LA.6 報奨と処罰	管理者は、職員の態度や行いに対して報奨・処罰することを通して、職員の安全への意識を高めている。	④	③	③		
	LA.7 変更管理	管理者は、設備や運用に変更がある場合には、変更後も安全が維持又は向上されるように努めている。変更による安全への影響についても評価している。	④	③	③		
意思決定 (DM)	LA.8 権限、役割、及び責任	経営責任者は、安全に係る業務における各職員の権限、役割、責任について明確に定めている。	③	②	④		
	DM.1 体系的な取り組み	職員は、意思決定において一貫して体系的なアプローチを使用しており、それにはリスクの視点も含まれている。			④		

安全文化のあるべき姿

- 「安全文化のあるべき姿」
- 安全を最優先とする方針と実行
 - ① トップマネジメントは、「原子力安全の取組みに終わりは無い」との強い意志をもって、安全を最優先とすること、そして健全な安全文化を育成・維持することを方針として定め、組織全体に認識を徹底し理解されている。
 - ② 原子力発電所の設備を守ることも、地域・社会の皆さまや従業員への安全を第一とした行動と対応が何よりも優先される。組織全体で共有されている。
 - ③ 管理責任者、本企業組織の各部長及び発電所組織の所長は、トップマネジメントの方針を踏まえ、原子力発電所の安全性向上に不断に取り組み、すべての組織員に対し安全に関する責任をもって業務を遂行することを認識させるとともに、組織員がその方針に基づく目標達成に向けた活動と意思決定を主体的に行うための環境を整えている。
 - ④ 組織員は業務運営に当たって、立ち止まり考え、行動し、現状を問い直す(STAR: Stop, Think, Act, Review)姿勢をもち、安全を損なう要因が潜んでいるか、安全最優先を怠るとどのような結果が生じるかを常に想起している。
 - ⑤ 組織員一人ひとりがリーダーシップを発揮している。すなわち、常に当事者意識をもって原子力安全の達成のために何をできるのかを考え、主体的に行動するとともに、周りの人たちの共感を得ている。
 - 安全を確保する仕組み
 - ① 誠実かつ高い倫理観をもちコンプライアンスを十分に意識した業務運営が行われている。法令等を単に遵守するだけでなく、法律では定められない「社会のルール」を守り、社会的責任を果たしている。
 - ② 原子力安全を達成するためのQMSIに基づく保安活動が確実に実施され、原子力安全を最優先とする文化の育成・維持のための活動が推進されている。原子力発電所の安全性向上に向け、現場を第一とした3現主義/5ゲン主義の原則(「現場」、「現物」、「現実」/「原理」、「原則」)のもと、保安活動に着実に取り組んでいる。
 - ③ 安全を最優先した無理のない工程・計画が策定されているとともに、安全を無視した組織的活動並びに集団意識による誤った意思決定を避けるための仕組みが確立されている。ルールや手順、計画等の変更に当たっては、変更による安全への影響を適切に評価するとともに、重要度に応じて組織的なチェックが行われる仕組みが確立され、機能している。
 - ④ リスクを認識し、確実なリスクマネジメントが実施されている。原子力安全のパフォーマンスの継続的な監視や改善措置活動(CAP)等を通して、原子力発電所の運営に関する全量が安全に関わる課題を米俵レベルから幅広く捉え、そのリスクの影響度や頻度を評価・理解し、リスク低減対策が効果的に優先順位を付けながら確実に実施されている。
 - ⑤ 原子力安全には核セキュリティが関係する場面があることを認識し、関係者間で必要な情報共有がされている。

第2.2.1.8-2表 安全文化のあるべき姿と安全文化要素との関連 (2/2)

安全文化要素 (安全文化の10特性及び43属性)		「安全文化のあるべき姿」の関連			
10特性	43属性	1.	2.	3.	4.
意思決定 (DM)	DM.2 安全を考慮した判断	職員は、単純な作業に対しても慎重な選択を実施している。作業は、安全でないことが判明するまで継続するのではなく、作業開始前に安全であると判断している。		③	
	DM.3 決定における明確な責任	意思決定における権限と責任が明確に定められている。		②	
	DM.4 予期しない状況への準備	慎重な意思決定が常に行われている。適用される手順書や計画がない予期しない状況に対応できる能力を身に付ける訓練を行っている。	③	③	④
	WE.1 職員への尊重	すべての職員は尊敬、尊重を持って扱われ、組織への貢献が認められる。	⑤		②
	WE.2 意見の尊重	職員は質問すること、懸念を声に出すこと、そして提案することが奨励される。異なる意見は求められ尊重される。		④	②
継続的学習 (CL)	WE.3 信頼の育成	信頼は、組織を通して職員及び作業集団間で育成され維持されている。	⑤	②	①
	WE.4 衝突の解決	職員間における意見等の衝突は、公正で透明性ある方法を使用して速やかに解決されている。	⑤	③	①
	WE.5 施設を大事にする意識	整理・整頓が継続的に行われ、施設は生産的な作業環境になっている。	③	②	①
	CL.1 自己評価・独立評価	組織は、自らの規定どおり、活動に対して自己評価や独立評価を実施している。安全文化は定期的に評価され、結果は、すべての職員に共有され、安全文化のあるべき姿の見直しや健全な安全文化の育成と維持に活用されている。	③	③	①
	CL.2 経験からの学習	組織内における安全を向上させる提案や、安全に影響を及ぼすおそれのある問題の報告から得られた教訓を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。自社及び国内外の事故から作られた教訓を蓄積し、学習し、改善活動に活用されている。	③	④	②
問題の把握と解決 (PI)	CL.3 訓練	組織は、知識・技術等を継続的に向上させるための効果的な訓練を行い、職員の能力の開発を行っている。また、知識の伝承を図っている。	③	②	④
	CL.4 リーダーシップの開発	組織は有能なリーダーを訓練等を通して育成している。	⑤	②	④
	CL.5 ベンチマークニング	組織は、知識・技術等を継続的に向上させるために、他の産業を含めた他の組織の実践から学んでいる。	③	④	②
	PI.1 特定	組織は、軽微なものを含め問題を収集するための方法を確立している。問題を報告することが奨励され、評価されている。		④	①
	PI.2 評価	報告された安全に影響を及ぼすおそれのある問題について、それぞれの問題の内容に応じて適切な時間内で評価されている。安全の重要性に対して確実に対処できるような問題を評価している。		④	①
作業プロセス (WP)	PI.3 解決	組織は、特定された問題について適切な時期に是正処置を講じている。問題に十分に対応されたことを確認するために、是正処置の有効性が評価されている。解決された問題については、関係する職員に結果が共有されている。また、重要な教訓については周知されている。		④	①
	PI.4 傾向	組織は、是正処置プロセスやその他の評価において得られた情報等を定期的に分析し、共通原因やその傾向等を評価している。		④	①
	WP.1 作業管理	組織は、原子力安全が最優先となるような作業活動の計画、管理、実施のプロセスを実行している。		③	
	WP.2 安全裕度	組織は、安全裕度内で機器の保守等の作業プロセスを運用し維持している。		③	
	WP.3 文書化	組織は、完全で正確な文書を作成し維持している。		②	
問題提起できる環境 (RC)	RC.1 問題提起できる制度	組織にとっても望ましくないと思われるような人・組織に関する問題についても忌憚なく提起・報告できるような制度を運用している。また、安全に関する懸念を提起するよう職員に権利と責任を支援するよう環境を整えている。		①	②
	RC.2 問題提起の代替手段	職員が安全に関する問題を直轄の部門管理者の影響から独立したプロセスで提起することができる手段が確立されている。		④	②

「安全文化のあるべき姿」

3. 学習する組織

- ①原子力発電に「リスクゼロ」はないことを認識し、現状に満足することなく、原子力安全に関わる課題を自ら見出し、継続的にそのリスクを低減させるための仕組みが的確に機能し、確立した仕組みやルールに対して、安全を考慮の上、より有効性を高めるための改善が自発的に行われている。
- ②社内外の第三者の客観的・専門的な視点を活用したリスクマネジメントの強化に継続して取り組んでいる。地震・津波・火山等の不確実性の高い自然災害、シビアアクシデント対策及び確率的リスク評価等への対応においては、広く国内外の最新の知見や教訓を学び続け、より高みを目指した継続的改善に取り組んでいる。
- ③原子力発電所の保安活動において、技術的、人的及び組織的要因並びにこれらからの相互作用が安全に対して影響を及ぼすことを認識し業務を遂行するとともに、ヒューマンエラーの防止・低減に向けた活動に取り組んでいる。
- ④重大事故等のあらゆる事態において迅速かつ的確な対応ができるよう、危機管理能力の向上に取り組んでいる。保安活動の実施責任者を含む関係者に対する実践的な教育訓練に確実に取り組む、不測の事態が発生した場合においても、能力のある多様な人材が常に最高のパフォーマンスを発揮し、臨機応変に対応できる人材育成に取り組んでいる。

4. コミュニケーション

- ①地域・社会の皆さまから信頼され安心され続ける原子力発電所を目指すコミュニケーション活動に取り組んでいる。地域・社会の皆さまやお客さまの目線に立ち、不安の声や苦言にも真摯に耳を傾け、原子力安全に対するお互いの思いを共有し、相互理解を深め、信頼関係を醸成している。
- ②社内においては経営層を含む全社員が上下関係や職場間の壁にとらわれない風通しのよい組織風土が醸成されている。当社にとって不利益・不都合な情報であっても速やかに報告され、社内でも共有されることが奨励される職場風土が醸成されている。また、安全に帯びた組織や個人に対しては、称賛がなされている。
- ③職場の管理職は、部下の意見に耳を傾ける姿勢をもち、相互の意識ギャップを埋め、理解し合うための活動が行われている。また、管理職が率先垂範によるリーダーシップを発揮し、活気ある職場づくりが推進されている。
- ④協力会社と原子力安全に対する意識を共有し、技術や技能の向上に向けた努力と創意工夫を一体とって取り組み続けている。問題解決に当たっては立場を越えて協力し合える関係が構築されている。

第2.2.1.8-3表 玄海原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2020年度の例) (1/3)

項目	評価結果
自己評価結果	<p>【日常活動の取組み状況評価】 日常評価の結果として、得られた気になる点を抽出し、「安全文化要素」に当てはめると、①「問題の把握と解決(PI)」、②「コミュニケーション(CO)」及び③「安全に関する責任(PA)」が確認された。 ①「問題の把握と解決(PI)」は、状態報告(CR)の評価で、傾向を見ていくこととしており、安全文化としての影響についても、今後の状況をフォローしていく。 ②「コミュニケーション(CO)」及び③「安全に関する責任(PA)」については、②との相互の作用からくる要因として③を抽出した。これは、新たな規制制度となり、「事業者の説明責任の重要性」に関し、原子力規制検査(日常、チーム検査)で期待事項として求められており、「当事者意識(PA.2)」を、より強固なものとする取組みが必要である。 いずれも、個々の改善や、2020年度の仮設ケーブル火災等の事案を受け、自ら作業点検を計画し、結果として得られた「安全作業を継続的に実施する取組み」として取り組んでいること、また、評価基準で3点を下回る組織はなく、日常の活動の中で、随所に業務を適切に行うための創意、工夫がなされていることから、「安全文化要素」に関する劣化兆候には該当しないと考える。 よって、「安全文化要素」に関する劣化兆候ではないものの、上記で抽出された②「コミュニケーション(CO)」、③「安全に関する責任(PA)」について、弱点のある分野及び強化すべき分野として、今後、安全文化醸成活動として取り組むこととする。</p> <p>【重点活動取組み指標評価、安全文化醸成に関する意識調査】 重点活動取組み指標評価結果及び安全文化醸成に関する意識調査結果として、安全文化要素に関する弱点のある分野及び強化すべき分野はなかった。 なお、効果の高かった発電所上層部からの安全メッセージ等の発信、小冊子の配布及び原子力安全教育については、周知機会を増やし活用の促進に努め、リーダーシップの理解・浸透を図る活動を継続して取り組む。[リーダーシップ(LA)] 但し、意識調査の一部に、「常に問いかける姿勢(QA)」として、社員の中で、状態報告(CR)入力を経験がない意見や、協力会社の中では、日常で得られた気づきの扱われ方(状態報告(CR)入力)について、あまり知られていないと思われる意見があり、また、「継続的学習(CL)」として、「CR等を活用し、業務に応じた原子力固有のリスクを認識する活動」が意識を根付かせる活動であることの趣旨が伝わっていないような意見があったため、「安全文化要素」の劣化兆候ではないものの、協力会社を含め発電所全体に対し、更なる意識向上として、改善措置活動(CAP)の定着活動を継続して取り組んでいくこととする。</p>

第2.2.1.8-3表 玄海原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2020年度の例)(2/3)

項目	評価結果
自己評価結果	<p>【安全文化懇談会】 安全文化懇談会の結果、発電所員の業務に対するモチベーション、取組み、職場環境などは良好であり、「組織的な弱点、強化すべき点」として直接的に取り組む事項はなかった。 但し、業務の改善の視点が、効率化(仕事削減)等に向いており、保安活動に対する視点「安全に関する責任(PA)」を強化する必要がある。また協力会社とのコミュニケーション「職場のコミュニケーション(CO.5)」についても、引き続き実施していくことが必要であるため、継続して改善に取り組むこととする。</p>
独立評価結果	2020年度は、独立評価の実績はなかった。
内部監査結果 及び 外部評価結果	<p>【原子力内部監査結果】 2020年度 原子力内部監査において、指摘事項(不適合)及び要望事項はなく、助言事項(1件)並びにその他気づき事項はあったが、改善に取り組んでいる。なお、安全文化醸成活動の実施状況については、問題となる事項はなかった。</p> <p>【原子力規制検査】 2020年度については、第1四半期から第3四半期までの原子力規制検査報告書を受領しており、指摘事項はなかった。しかし、第4四半期の報告書は次年度に受領となるが、火災防護について指摘事項1件が確認されており、「改善措置活動管理基準」に基づき適切に対応している。 なお、「事業者の説明責任の重要性」に関し、原子力規制検査(日常、チーム検査)で、期待事項として求められており、日常活動評価にもあるように、「安全文化要素」に関する劣化兆候ではないものの、抽出された「安全に関する責任(PA)」、「コミュニケーション(CO)」について、弱点のある分野及び強化すべき分野として、今後、安全文化醸成活動として取り組むこととする。</p>
保安活動から 得られた 安全文化に係る 情報	<p>【改善活動の実施状況のレビュー及び状態報告の評価】 玄海原子力発電所における改善措置活動(CAP)については、2019年12月1日に本運用(QMS)を開始して以降(2019年12月1日～2021年3月31日)の16か月間の状態報告(CR)のうち、「運用」に関する原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態(CAQ)事象については、不適合(不適合管理基準)8件及び是正処置が必要な不適合以外(改善措置活動管理基準)2件であった。(是正不要の4件及び原因分析中の2件を除く。) 上記10件に対して、安全文化コードで分類した結果、多くの事象が、「S2:常に問いかける姿勢(QA)」、「S3:コミュニケーション(CO)」、「S9:作業プロセス(WP)」に割り当てられた。この傾向は、評価対象の10件のうち、「影響度(CAP)」の「中」が3件、「低」が7件であることを踏まえると、大きな問題があるものとはいえないが、「S2:(QA)」「S3:(CO)」「S9:(WP)」の観点から、組織としての弱点となることを防ぐためにも、今後の注意喚起が必要と評価した。</p>

第2.2.1.8-3表 玄海原子力発電所における安全文化総合評価報告書
(2020年度の例) (3/3)

【評価結果】

<p>総合評価</p>	<p>2020年度の玄海原子力発電所の各組織、各要員の活動については、安全文化要素に関する弱点のある分野及び強化すべき分野はなく、発電所組織の安全文化は醸成された状態であると評価する。</p> <p>なお、弱点のある分野及び強化すべき分野までには至らないものの、懸念される状態として、自己評価結果、外部評価結果及び保安活動から得られた安全文化に係る情報において、以下の安全文化要素が主にあげられた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全に関する責任(PA) ・常に問いかける姿勢(QA) ・コミュニケーション(CO) ・リーダーシップ(LA) ・継続的学習(CL) ・作業プロセス(WP) <p>これらのことについては、今後、改善に取り組んでいく。</p>
<p>次年度への改善事項</p>	<p>次年度においては、弱点のある分野及び強化すべき分野までには至らないものの、懸念される状態として、あげられた安全文化要素の改善取り組んでいく。</p> <p>特に、原子力規制検査(日常、チーム検査)での「事業者の説明責任の重要性」に関し、当事者意識(PA.2)をより強固なものとするため、OJTや管理職の現場観察に担当者も同行させるなどを行いリーダーシップ(LA)、常に問いかける姿勢(QA)及び作業プロセス(WP)を学ぶことにより、自身の業務に対する当事者意識に働きかけ、改善を実施する。この改善により、安全に関する責任(PA)の改善を図ることで、コミュニケーション(CO)の改善もはかる。</p> <p>また、原子力安全教育等の内容の充実を図り、周知機会を増やし活用の促進に努め、継続的学習(CL)の改善に取り組むことで、協力会社も含めた改善措置活動(CAP)の更なる定着をはかり、僅かな変化を気付けるようにし、常に問いかける姿勢(QA)への改善もはかる。</p>

第 2.2.1.8-4 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係(1/5)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
(本店改善提案書) —	(社内マニュアルの改善) 「不適合管理基準(本店)」を改正する改善提案を採用した。 内容:川内原子力発電所平成30年度第4四半期保安検査において、業務の要求事項を満足していない事象のすべてを不適合管理基準の中で網羅的に管理するよう求める「不適合管理の一部不備について」の注意文書受領に伴う対応として、改善措置活動(CAP)運用開始との整合を図る見直しを行った。 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・問題の把握と解決 ・問題提起できる環境 	
(本店改善提案書) —	(社内マニュアルの改善) 「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」を改正する改善提案を採用した。 内容:自主活動として実施していた「安全文化懇談会」を自己アセスメント強化の一つの活動と位置付け、その運用を基準に明確に定め、継続的な活動とした。 (2020年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・継続的学習 ・問題提起できる環境 	
(マネジメントレビュー結果に対する玄海原子力発電所の対応状況について) 新検査制度に対応したQMSの構築に確実に取り組んでいくこと。 原子力リスクへの意識を高め一人ひとりが当事者意識をもってリーダーシップを発揮するための取組みを継続するとともに、良好な組織風土、職場環境を築き、原子力安全を最優先とする文化の更なる醸成を図ること。 (2018年度)	(教育・訓練の改善) 原子力安全教育において原子力リスクやリーダーシップに関する教育を行い、意識付けを図った。 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・常に問いかける姿勢 ・継続的学習 	
(マネジメントレビュー結果に対する玄海原子力発電所の対応状況について) 新検査制度に対応したQMSの構築に確実に取り組んでいくこと。 原子力リスクへの意識を高め一人ひとりが当事者意識をもってリーダーシップを発揮するための取組みを継続するとともに、良好な組織風土、職場環境を築き、原子力安全を最優先とする文化の更なる醸成を図ること。 (2018年度)	(教育・訓練の改善) 発電所上層部は安全文化醸成メッセージを配信した。また、各課長は課(係)内会議や日常業務等を通じて、原子力安全文化醸成を図った。 ・発電所上層部による安全文化醸成メッセージの配信を実施した。 ・毎月開催される安全衛生協議会の中で、会長(発電所長)より安全文化醸成に関するメッセージを発信した。 ・各課長は、2019年度安全文化醸成重点活動計画等の原子力安全文化に関する情報を、課(係)内会議等において周知した。 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・コミュニケーション ・リーダーシップ 	

第 2.2.1.8-4 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係 (2/5)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
<p>(マネジメントレビュー結果に対する玄海原子力発電所の対応状況について)</p> <p>今後も多岐にわたる業務に対応するため、適切な人材育成や資源の有効活用に取り組んでいくとともに、働き方改革を踏まえた業務の見直しと一人ひとりの意識改革等に向けて取り組むこと。</p> <p>あらゆる事態にも迅速かつ的確に対応できるよう高い意識をもって実効性のある教育・訓練に取り組み、危機管理能力の維持・向上に取り組むこと。</p> <p>(2018年度)</p>	<p>(教育・訓練の改善)</p> <p>「玄海原子力発電所 教育訓練計画」に基づく教育・訓練を確実に実施し、適切な人材育成に取り組んだ。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基礎教育、初級教育、中堅教育 ・課(室)内教育、係(直、班)内教育 ・アクシデントマネジメント教育 ・発電所トラブル事例教育 ・品質管理及び安全作業教育 ほか <p>(2019年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・リーダーシップ ・継続的学習 	
<p>(マネジメントレビュー結果に対する玄海原子力発電所の対応状況について)</p> <p>今後も多岐にわたる業務に対応するため、適切な人材育成や資源の有効活用に取り組んでいくとともに、働き方改革を踏まえた業務の見直しと一人ひとりの意識改革等に向けて取り組むこと。</p> <p>あらゆる事態にも迅速かつ的確に対応できるよう高い意識をもって実効性のある教育・訓練に取り組み、危機管理能力の維持・向上に取り組むこと。</p> <p>(2018年度)</p>	<p>(教育・訓練の改善)</p> <p>「玄海原子力発電所 教育訓練計画」に基づく成立性確認訓練、シーケンス訓練等を確実に実施し、あらゆる事態にも対応できる人材育成、技術力の維持・向上に取り組んだ。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場主体の作業・操作に係る成立性確認机上訓練 ・技術的能力に係る成立性確認訓練 ・中央制御室主体の操作に係る成立性確認訓練 ・緊急作業従事者教育 ・火山影響等発生時の対応教育 ほか <p>(2019年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・リーダーシップ ・継続的学習 	
<p>(マネジメントレビュー結果に対する玄海原子力発電所の対応状況について)</p> <p>新検査制度等を踏まえた原子力発電所のリスクマネジメント及び地域・社会の皆さまの安心と信頼に繋げる活動を強く示す観点から、品質方針の見直しを行うこと。</p> <p>品質目標については、見直し後の品質方針の内容と整合させること。</p> <p>(2018年度)</p>	<p>(教育・訓練の改善)</p> <p>品質方針ポスターの掲示、携帯用小冊子の配付により所員へ周知した。また、品質保証教育を通じて所員へ周知した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・品質方針ポスターの掲示 ・携帯用小冊子の配付 ・品質保証活動に関する教育 <p>(2019年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・リーダーシップ 	
<p>(本店マネジメントレビュー結果に対する本店組織の対応状況について)</p> <p>新検査制度に対応したQMSの構築に確実に取り組んでいくこと。</p> <p>原子力リスクへの意識を高め一人ひとりが当事者意識をもってリーダーシップを発揮するための取組みを継続するとともに、良好な組織風土、職場環境を築き、原子力安全を最優先とする文化の更なる醸成を図ること。</p> <p>(2018年度)</p>	<p>(教育・訓練の改善)</p> <p>安全文化醸成重点活動計画に基づき、原子力安全教育において「原子力リスクに対する意識の向上」、「リーダーシップの更なる浸透・発揮」に向けた教育を実施した。</p> <p>(2019年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常に問いかける姿勢 ・継続的学習 	

第 2.2.1.8-4 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係 (3/5)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
<p>(本店マネジメントレビュー結果に対する本店組織の対応状況について) 今後も多岐にわたる業務に対応するため、適切な人材育成や資源の有効活用に取り組んでいくとともに、働き方改革を踏まえた業務の見直しと一人ひとりの意識改革等に向けて取り組むこと。 あらゆる事態にも迅速かつ的確に対応できるよう高い意識をもって実効性のある教育・訓練に取り組み、危機管理能力の維持・向上に取り組むこと。 (2018年度)</p>	<p>(教育・訓練の改善) 「仕事のキホン共通ルール」について、原子力安全教育にて周知した。 (2019年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常に問いかける姿勢 ・継続的学習 	
<p>(本店マネジメントレビュー結果に対する本店組織の対応状況について) 今後も多岐にわたる業務に対応するため、適切な人材育成や資源の有効活用に取り組んでいくとともに、働き方改革を踏まえた業務の見直しと一人ひとりの意識改革等に向けて取り組むこと。 あらゆる事態にも迅速かつ的確に対応できるよう高い意識をもって実効性のある教育・訓練に取り組み、危機管理能力の維持・向上に取り組むこと。 (2018年度)</p>	<p>(教育・訓練の改善) 品質保証・安全文化の理解を深めるための教育資料の見直しを行い、原子力安全教育にて周知した。 (2019年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・常に問いかける姿勢 ・継続的学習 	
<p>(玄海原子力発電所安全運営委員会)</p> <p style="text-align: center;">—</p>	<p>(社内マニュアルの改善) 改善措置活動(CAP)に係る業務を適切に行うために、玄海原子力発電所が実施するCAPに係る事項を定める。 (CAP本運用に伴う制定) ・「改善措置活動管理基準」(制定) (2019年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・安全に関する責任 ・意思決定 	
<p>(玄海原子力発電所安全運営委員会)</p> <p style="text-align: center;">—</p>	<p>(社内マニュアルの改善) 改善措置活動(CAP)本運用に伴う改正 ・「不適合管理基準」「品質マニュアル(基準)」「根本原因分析実施基準」「原子力安全文化醸成活動管理基準」「原子力発電リスクマネジメント基準」「安全運営委員会運営基準」「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」「技術基準(3,4号)」「予防処置基準」「ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準」 (2019年度)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・安全に関する責任 ・意思決定 	

第 2.2.1.8-4 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係(4/5)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
— (玄海原子力発電所安全運営委員会)	(社内マニュアルの改善) 新検査制度下における実効的な安全文化醸成活動の改善に伴う改正(安全文化評価視点として、改善措置活動(CAP)情報(パフォーマンスモニタリングの安全文化情報等)の活用を明記等) ・「原子力安全文化醸成活動管理基準」 (2021年度)	・作業プロセス	
— (原子力発電安全委員会)	(社内マニュアルの改善) 改善措置活動(CAP)本運用に伴う制定 ・「改善措置活動管理基準(本店)」 (2019年度)	・安全に関する責任 ・意思決定	
— (原子力発電安全委員会)	(社内マニュアルの改善) 改善措置活動(CAP)本運用に伴う改正 ・「原子力発電所品質マニュアル(要則)」 「品質マニュアル(基準)(本店)」 「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」 「根本原因分析実施基準(本店)」 「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」 「予防処置基準(本店)」 「原子力発電安全委員会運営基準」 「原子力発電リスクマネジメント基準(本店)」 (2019年度)	・安全に関する責任 ・意思決定	
— (原子力発電安全委員会)	(社内マニュアルの改善) 安全文化醸成活動における業務プロセス(原子力発電本部長の承認行為等に係るプロセス)の一部見直しに伴う改正 ・「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」 「原子力発電所マネジメントレビュー管理基準」 (2020年度)	・作業プロセス	
— (原子力発電安全委員会)	(社内マニュアルの改善) オンラインズ「『原子力安全文化醸成活動管理基準』における安全文化醸成活動の評価基準に対する評価視点等の明確化について」に伴う改正 ・「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」 (2020年度)	・作業プロセス	

第 2.2.1.8-4 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係 (5/5)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
(原子力発電安全委員会) —	(社内マニュアルの改善) オンライン「新検査制度下における実効的な安全文化醸成活動に向けた改善について」に基づく改正 ・「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」「原子力発電所マネジメントレビュー管理基準」「評価改善活動管理基準(本店)」 (2021年度)	・作業プロセス	
(原子力発電安全委員会) —	(社内マニュアルの改善) オンライン「実効的な安全文化醸成活動に向けた改善に伴うプロセスの変更について」に基づく改正 ・「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」「原子力発電所マネジメントレビュー管理基準」「評価改善活動管理基準(本店)」「不適合管理基準(本店)」「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」「品質マニュアル(基準)(本店)」 (2021年度)	・作業プロセス	
(原子力発電安全委員会) —	(社内マニュアルの改善) 安全文化のあるべき姿の見直し方法の明確化(「安全文化のあるべき姿」については、安全文化が醸成されている状態についての評価の結果等により、更なる安全文化の醸成を目指して必要に応じて見直しを行い、保安に関する組織内に周知する旨を追加) ・「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」 (2021年度)	・継続的学習	
(玄海原子力発電所品質保証委員会) 品質目標 (2020 年度)	(社内マニュアルの改善) 玄海原子力発電所品質目標の前年度からの変更を承認 (2020年度)	・リーダーシップ	
(その他) 「安全文化のあるべき姿」の設定	(社内マニュアルの改善) 新検査制度に伴い新たに運用された「品管規則」では、「安全文化のあるべき姿」を設定し、健全な安全文化の育成と維持に活用することが求められており、社長は2020年4月に、「安全文化のあるべき姿」を設定した。 (2020年度)	・リーダーシップ	

第 2.2.1.8-5 表 安全文化醸成活動の実績

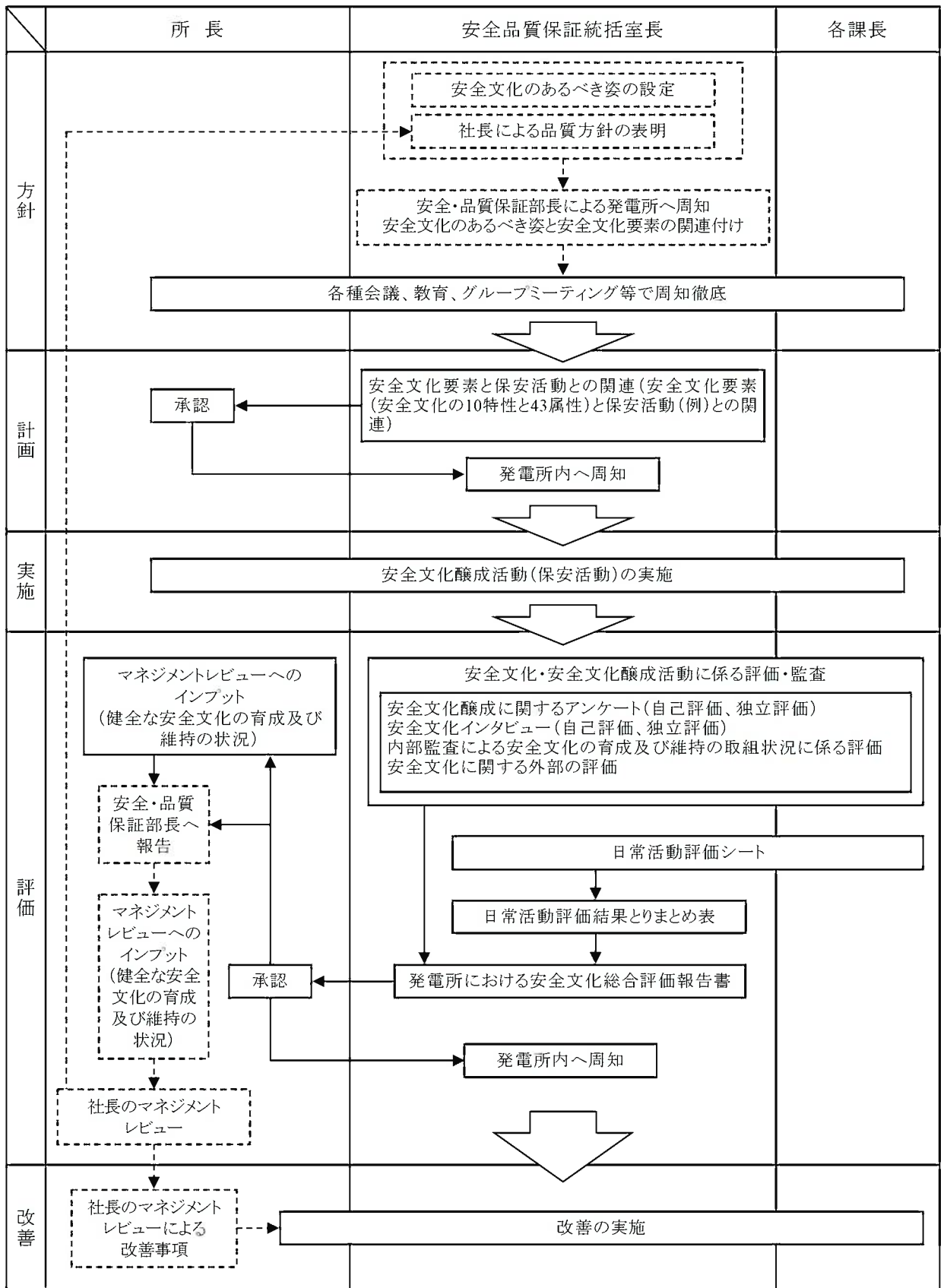
年度 主な活動内容	活 動 実 績									
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020
安全文化に関する年度スローガンの策定、掲示	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
発電所上層部からのメッセージの発信	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全文化に関する教育の実施	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
協力会社と発電所員との意見交換会の実施	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

第2.2.1.8-6表 原子力安全文化醸成活動スローガン

年 度	ス ロ ー ガ ン
2012年度	常に問いかけ 話し合い 小さな事から みんなで実践 みんなで作る 安全文化
2013年度	「絶対がない」は絶対がない みんなで築こう 新たな時代の安全文化
2014年度	「高める安全に終わりなし」 今こそ意識から行動に！
2015年度	変わる環境 変わらぬ基本 みんなで考え 共に築こう 安全文化
2016年度	高める意識 摘み取るリスク みんなで行動 安全文化
2017年度	基本を忘れず 意識を高め 未来へ繋ごう 安全文化
2018年度	安全に 抜け道 近道 妥協なし さらに高みへ 安全文化
2019年度	僅かな気づきを大切に CAP(*)で育む 安全文化
2020年度	潜むリスク 摘み取る習慣 未来を築く 安全文化
2021年度	前例にとらわれず 改善と行動で 高めよう 安全文化

※:CAP(改善措置活動)

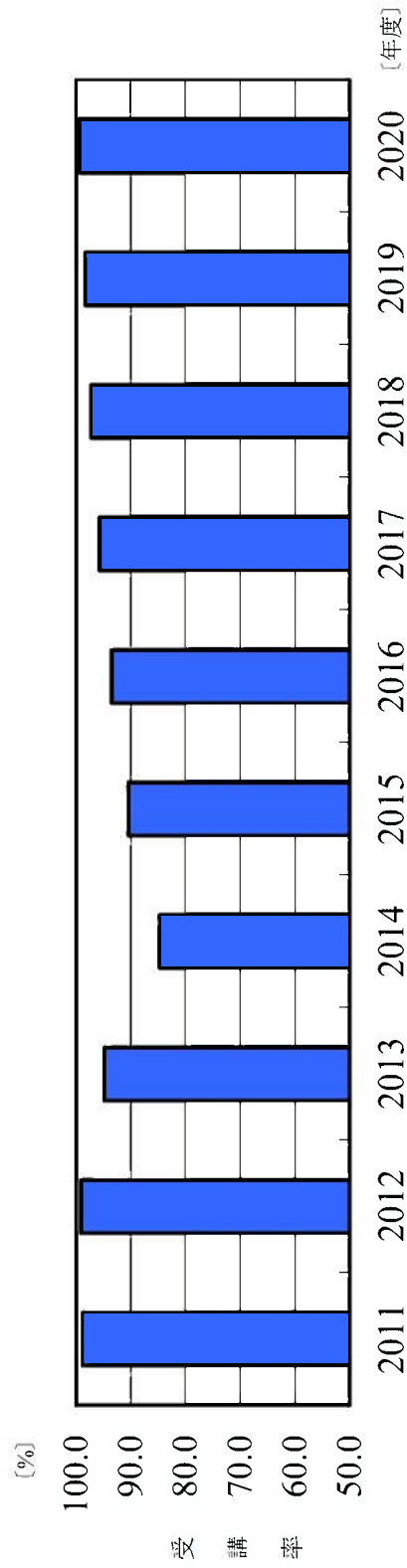
発電所で働く皆さんから、現場での僅かな変化を広く集め、効果的に改善を講じる活動



【点線:本店 実線:発電所】

第 2.2.1.8-1 図 安全文化醸成に関する業務フロー

年度	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020
安全文化に関する教育の受講率 (%)	98.8	99.1	94.8	84.7	90.4	93.5	95.7	97.2	98.3	99.3



第 2.2.1.8-2 図 安全文化に関する教育の受講率

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、事故の発生防止に資する機器及びその運用方法等の措置について、以下に示す。

(1) 多様性拡張設備

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を多様性拡張設備と位置付けた。

多様性拡張設備の概要、運用方針、期待される効果及び運用手順(人員配置及び指揮命令系統)等について、第2.2.1.9-1表に示す。

(2) 追加的に配備した設備

工事計画に記載した「保安規定第83条重大事故等対処設備」に規定する所要数に予備を含めた数量に加え、自主的に同一仕様の設備を追加配備している。追加配備した設備を第2.2.1.9-2表に示す。

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (1/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
1	緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の多様性拡張設備	原子炉緊急停止できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉出力を抑制し原子炉を未臨界に移行することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	手動による原子炉緊急停止	電動発電機電源(所内常用母線440V遮断器操作スイッチ)(中央盤)	2個	—	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉緊急停止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、手動にて原子炉を緊急停止する。 中央制御室からの手動操作により原子炉緊急停止を行ない、原子炉緊急停止しない場合、制御棒駆動装置の電源を遮断する等において制御棒を原子炉へ挿入し、原子炉を緊急停止する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、サポート系である電源系を遮断することにより制御棒を全挿入できることから、原子炉緊急停止する代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】未臨界の維持	緊急処置訓練
				電動発電機電源(電動発電機モータ遮断器スイッチ)(現場盤)	2個	—				
				電動発電機電源(電動発電機出力遮断器スイッチ)(現場盤)	2個	—				
				原子炉トリップ遮断器スイッチ(現場盤)	2個	—				
			制御棒操作スイッチ(中央盤)	1個	—	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、上記の電源系遮断操作完了までの間又は実施できない場合に原子炉を停止する手段として有効である。				
原子炉出力抑制(手動)	タービントリップスイッチ(中央盤)	1個	—	自動及び手動操作による原子炉緊急停止ができない場合及び多様化自動作動設備による原子炉出力抑制(自動)が作動しない場合、中央制御室から手動操作により、手動タービントリップ操作、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行い、1次冷却材温度を上昇させて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原子炉格納容器の健全性を維持する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、中央制御室にて速やかな操作が可能であるため、原子炉出力を抑制する代替手段として有効である。					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (2/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するためのすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器 2次側による 炉心冷却 (注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 常用系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。	電動主給水ポンプは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練
					蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照					
			蒸気発生器 2次側による 炉心冷却 (注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。 復水ピットが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約6時間の時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、補助給水ポンプが故障した場合でも、常用系設備である電動主給水ポンプよりも復水ピット等を水源とした長期的な事故収束手段として期待できる。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約6時間の時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、補助給水ポンプが故障した場合でも、常用系設備である電動主給水ポンプよりも復水ピット等を水源とした長期的な事故収束手段として期待できる。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照										
蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照										
中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照										
燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照										
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照										
			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	タービンバイパス弁	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-1表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (3/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源及び直流電源が喪失しても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却するために必要な補機を回復できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	ポンプの機能回復	可搬型バッテリー(タービン動補助給水ポンプ補助(非常用)油ポンプ用)によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	可搬型バッテリー(タービン動補助給水ポンプ補助(非常用)油ポンプ用)	3台	型式:ENEX-P24-125D-8K 容量:4.800wh 出力:DC125V	全交流動力電源喪失時において、タービン動補助給水ポンプが運転中に直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合、可搬型バッテリー(補助油ポンプ用)によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。	使用開始までに時間を要するが、直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合において、タービン動補助給水ポンプの再起動に有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】全交流動力電源喪失 ・タービン動補助給水ポンプ手動起動 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・可搬型バッテリーによるタービン動補助給水ポンプ油ポンプ起動手順書 ・タービン動補助給水ポンプ手動起動手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
			手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(手動)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照	全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合、手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。					
			弁の機能回復	窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	14本	種類:鋼製容器 容量:46.7ℓ 本体材質:マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (4/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	加圧器逃がし弁が故障した場合又は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するためのすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、1次冷却系統を減圧することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 常用系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。	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能復させる。 復水ピットが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動主給水ポンプは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】SG除熱機能の維持 【第二部】SGTR時破損SG減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練	
				蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照						
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ						第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照
					蒸気発生器						第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照
					復水ピット						第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照
					中間受槽						第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照
			燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照	燃料油貯蔵タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	補助給水ポンプが故障した場合でも、常用系設備である電動主給水ポンプよりも復水ピット等を水源とした長期的な事故収束手段として期待できる。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約6時間の時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、補助給水ポンプが故障した場合でも、常用系設備である電動主給水ポンプよりも復水ピット等を水源とした長期的な事故収束手段として期待できる。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】SG除熱機能の維持 【第二部】SGTR時破損SG減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・SGブローダウンを用いた排水(保修基準(3,4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3,4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続運転手順書 ・SGブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練		
			タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照							
			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	タービンバイパス弁	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-1表参照	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。 常用系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、2次冷却系からの除熱機能による1次冷却材の冷却及び1次冷却系統の減圧を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】SGTR時破損SG減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (5/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	加圧器逃がし弁が故障した場合又は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するためのすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、1次冷却系統を減圧することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	加圧器補助スプレイ弁による減圧	加圧器補助スプレイ弁	1台	種類: 止め弁 呼び径: 2B 弁箱・弁蓋: ステンレス鋼 (SUSF316)	加圧器逃がし弁の故障等により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、加圧器補助スプレイ弁による減圧を行う。加圧器補助スプレイ弁を中央制御室にて開操作し、1次冷却系統を減圧する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び化学体積制御系の充てんラインが健全であれば、1次冷却系統の減圧が可能であり、加圧器逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練
				充てんポンプ	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-9表参照					
			全交流動力電源喪失又は直流電源喪失しても、重大事故等対処設備により、1次冷却系統を減圧するために必要な補機を回復できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	ポンプの機能回復	可搬型バッテリー(タービン動補助給水ポンプ補助(非常用)油ポンプ用)によるタービン動補助給水ポンプの機能回復 タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(手動)	3台	型式: ENEX-P24-125D-8K 容量: 4.800wh 出力: DC125V	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照	全交流動力電源喪失時において、タービン動補助給水ポンプが運転中に直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合、可搬型バッテリー(補助油ポンプ用)によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。 全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合、手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う。	使用開始までに時間を要するが、直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合において、タービン動補助給水ポンプの再起動時に有効である。
	弁の機能回復	窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	14本	種類: 鋼製容器 容量: 46.7ℓ 本体材質: マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (6/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備の故障等により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する冷却機能及び再循環運転による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-16表参照		1次冷却材喪失事象発生後、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炉心へ注水する機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。 また、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】炉心冷却の維持 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレイ)手順書	緊急処置訓練
					ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-16表参照					
原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-20表参照										
消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m									
				防火水槽	4個	容量:56m ³					
			代替再循環	AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	AM用代替再循環ポンプ	1台	種類:うず巻形 容量:60m ³ /h 揚程:80m 原動機出力:37kw ゲーシング材料:ステンレス鋼(SCS13)	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ル水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、高圧注入ポンプによる炉心への注水が実施できない場合は、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	原子炉停止4時間後の崩壊熱除去に必要な容量しか有さないが、代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】LOCA時再循環不能 ・AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (7/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	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非常用炉心冷却設備による燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する冷却機能及び再循環運転による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRS - CSS タイライン使用)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照		1次冷却材喪失事象 (RCP シールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA)と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、B充てんポンプ (自己冷却)により炉心へ注水ができない場合、B格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRS-CSS タイライン使用)による代替炉心注入を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注水手段として有効である。	運転基準 (3、4号) 緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失 (その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 ・B格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRS-CSS タイライン使用)による代替炉心注入 (保安規定に基づく保修業務要領 (3、4号)) ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				燃料取替用水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照					
			代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		1次冷却材喪失事象 (RCP シールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA)と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、B格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRS-CSS タイライン使用)による代替炉心注入ができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。原水タンクを水源とし、ディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。また、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水 (原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準 (3、4号) 緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失 (その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替 (炉心注入・格納容器スプレイ) 手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
		消防自動車	3台	容量: 120m ³ /h、揚程: 85m 容量: 168m ³ /h、揚程: 85m 容量: 60m ³ /h、揚程: 70m						
		防火水槽	4個	容量: 56m ³						

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (8/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	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非常用炉心冷却設備による燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する冷却機能及び再循環運転による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	第1章「1.5原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-10表参照	1次冷却材喪失事象(RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA)と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水ができない場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入を行う。空調用冷水系による余熱除去ポンプの補機冷却水を確保し、燃料取替用水ピット水をA余熱除去ポンプ(空調用冷水)により炉心へ注水する。	余熱除去ポンプの補機冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、空調用冷水系が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	緊急処置訓練	
			代替再循環	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照			1次冷却材喪失事象(RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA)と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプル水が確保された場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環による原子炉冷却及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。空調用冷水系により余熱除去ポンプの補機冷却水を確保し、燃料取替用水ピット水をA余熱除去ポンプ(空調用冷水)により炉心へ注水する。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その1) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (9/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
4	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設備の多様性拡張設備	原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合においても、重大事故等対処設備により、残存溶融デブリを冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等	原子炉格納容器水張り（格納容器スプレィ、代替格納容器スプレィ）	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心は原子炉容器を破損し原子炉格納容器下部に落下するが、格納容器スプレィ又は代替格納容器スプレィ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。 原子炉容器に残存溶融デブリが多ければ、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、格納容器スプレィ又は代替格納容器スプレィによる残存溶融デブリを冷却（原子炉格納容器水張り）する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却 （保修基準(3、4号)） 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・常設電動注入ポンプ接続/運転手順書 ・中間受槽及び復水タンク（ピット）・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（CVへの注水）接続/運転手順書 ・燃料補給手順書 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレィ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照					
					原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
					消防自動車	3台	容量：120m ³ /h、揚程：85m 容量：168m ³ /h、揚程：85m 容量：60m ³ /h、揚程：70m				
					防火水槽	4個	容量：56m ³				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
					中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照										

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (10/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、2次冷却系からの除熱機能により、1次冷却材を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	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	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 常用系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	電動主給水ポンプは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系統の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系統の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二編】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
					蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水を確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。復水ピットが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水(保守基準(3、4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
					復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					
					蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照					
					中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
			燃料油貯蔵タンク		第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照						
			タンクローリ		第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照						
			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	タービンバイパス弁	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-1表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (11/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、2次冷却系からの除熱機能により、1次冷却材を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 復水ピット水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。 排水はタービン建屋排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドレイアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 (保安規定に基づく) 保安規定に基づく ・燃料補給手順書(3、4号)	緊急処置訓練	
				復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					
				蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照					
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					
	原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	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においても、重大事故等対処設備により、2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。復水ピットが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドレイアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・SGブローダウンを用いた排水 (保安規定に基づく) 保安規定に基づく ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照				
					蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照				
					中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照				
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (12/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	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においても、重大事故等対処設備により、2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器 2次側による炉心冷却 (蒸気放出)	窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ (主蒸気逃がし弁用)	14本 種類:鋼製容器 容量:46.7ℓ 本体材質:マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高圧である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練 力量維持訓練
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。復水ピット水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。排水はタービン建屋排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドラィアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 （保守基準(3、4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・燃料補給手順書	緊急処置訓練	
			復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照						
			蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照						
			中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
			燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照						
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (13/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	燃料取替用水ピットからの重力注入による代替炉心注入	燃料取替用水ピット(重力注入)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照	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、高圧注入ポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピットからの重力注入による代替炉心注入を行う。 系統構成を行い、燃料取替用水ピット水の水頭圧を利用して炉心へ注水する。 なお、燃料取替用水ピットの重力注入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、重力注入を停止する。	プラント状況により燃料取替用水ピットの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練	
		電動消火ポンプ			第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照						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、常設電動注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。 また、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照	原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照	消防自動車	3台 容量: 120m ³ /h、揚程: 85m 容量: 168m ³ /h、揚程: 85m 容量: 60m ³ /h、揚程: 70m	防火水槽	4個 容量: 56m ³				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (14/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
4	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設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環	AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	AM用代替再循環ポンプ	1台	種類:うず巻形 容量:60m ³ /h 揚程:80m 原動機出力:37kw ゲーシング材料:ステンレス鋼(SCS13)	高圧注入ポンプによる炉心への注水が実施できない場合、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	原子炉停止4時間後の崩壊熱除去に必要な容量しか有さないが、代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	緊急処置訓練
			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	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 常用系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。	電動主給水ポンプは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練	
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。 復水ピットが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保安規定に基づく保守業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
					復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					
					蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照					
中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照										
燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照										
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照										
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	タービンバイパス弁	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-1表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (15/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 復水ピット水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。 排水はタービン建屋排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 （保守基準(3、4号)保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・燃料補給手順書	緊急処置訓練	
				復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					
				蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照					
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					
4	原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	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においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	燃料取替用水ピットからの重力注入による代替炉心注入	燃料取替用水ピット(重力注入)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照	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、燃料取替用水ピットからの重力注入による代替炉心注入を行う。 なお、燃料取替用水ピットの重力注入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、重力注入を停止する。	プラント状況により燃料取替用水ピットの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失	緊急処置訓練
				A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-10表参照	運転停止中において、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)による代替炉心注入を行う。	余熱除去ポンプの補機冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、空調用冷水系が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	緊急処置訓練	
				燃料取替用水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (16/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	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においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照		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、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替炉心注入ができない場合、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替炉心注入を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注水手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSS タイライン使用)による代替炉心注入 (保修基準(3、4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				燃料取替用水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照					
			代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		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、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入ができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 また、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
		消防自動車	3台	容量: 120m ³ /h、揚程: 85m 容量: 168m ³ /h、揚程: 85m 容量: 60m ³ /h、揚程: 70m						
		防火水槽	4個	容量: 56m ³						

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (17/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練				
4	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設備の多様性拡張設備	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においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-10表参照		運転停止中において、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)による代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。 空調用冷水設備により余熱除去ポンプの補機冷却水を確保し、格納容器再循環ポンプ水をA余熱除去ポンプ(空調用冷水)により炉心へ注水するとともに、移動式大容量ポンプ車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原子炉格納容器内を冷却する。	余熱除去ポンプの補機冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、空調用冷水系が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環	緊急処置訓練				
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。 復水ピットが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	14本	種類:鋼製容器 容量:46.7ℓ 本体材質:マンガン鋼		主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合に、主蒸気逃がし弁に窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練			

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (18/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	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設備の多様性拡張設備	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においても、重大事故等対処設備により、原子炉を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。復水ピット水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・蒸気発生器2次側によるフィードアンドブリード運転 （保守基準(3、4号)保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・燃料補給手順書	緊急処置訓練	
				復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					
				蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照					
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	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	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	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おいて、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。常用系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。	電動主給水ポンプは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び2次冷却系統の設備が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練	
				蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (19/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練									
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器 2次側による 炉心冷却 (注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照	蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照	中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照	タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照	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おいて、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 水源については、復水ピットが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水(保守基準(3、4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (20/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	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	タービンバイパス弁	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-1表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練	
				所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復	所内用空気圧縮機	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-13表参照	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、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより、制御用空気圧縮機が停止することで、主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合、所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、常用電源が健全であれば、制御用空気喪失時に所内用空気圧縮機から代替制御用空気が供給でき、主蒸気逃がし弁の制御用空気として使用できるため有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練	
				窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	14本	種類:鋼製容器 容量46.7ℓ 本体材質:マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練
				移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による主蒸気逃がし弁の機能回復	B制御用空気圧縮機(海水冷却)	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-12表参照	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、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより制御用空気圧縮機が停止することで、主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。	移動式大容量ポンプ車を用いて補機冷却水を通水するまでに時間を要するが、制御用空気圧縮機の機能回復により、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 ・移動式大容量ポンプ車を用いた補機冷却海水通水及びA、B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(保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	

2.2.1-409

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (21/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練						
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替補機冷却	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	空調用冷水ポンプ(A余熱除去ポンプ冷却用)	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-8表参照	原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合において、余熱除去ポンプによる炉心へ注水する機能が喪失した場合、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却を行う。	換気空調系の冷却用として設置しており、空調用冷水系が耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、原子炉補機冷却水の代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】補機冷却機能喪失(その1) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入 ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環運転	緊急処置訓練						
											可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-6表参照	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において、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。 水源については、復水ピットが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
											復水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-2表参照				
											蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-2表参照				
											中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-6表参照				
											燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」第1.8-4表参照				
タンクローリ	第1章「1.8 電力」第1.8-7表参照															

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (22/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源が喪失し原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器 2次側による 炉心冷却 (蒸気放出)	窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	14本	種類:鋼製容器 容量46.7t 本体材質:マンガン鋼	主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合に、主蒸気管室が高温である場合又は蒸気発生器伝熱管破損の発生により主蒸気管室の線量が上昇した場合は、主蒸気逃がし弁に窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動用空気を供給し、中央制御室からの遠隔操作を行う。	使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練
			移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による主蒸気逃がし弁の機能回復	B制御用空気圧縮機(海水冷却)	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-12表参照	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、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより、制御用空気圧縮機が停止することで駆動用空気が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による機能回復を行う。	移動式大容量ポンプ車を用いて補機冷却水を通水するまでに時間を要するが、制御用空気圧縮機の機能回復により、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となる。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 ・移動式大容量ポンプ車を用いた補機冷却海水通水及びA、B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 ・保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練		

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (23/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	格納容器内自然対流冷却	A、B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	第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-2表参照		格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B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。原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて、A、B格納容器再循環ファンが運転可能であれば運転する。	原子炉格納容器内温度が高い場合や原子炉格納容器内に漏えいした蒸気の影響により運転ができない場合もあり得るが、空気を強制的に循環できることから、原子炉補機冷却水系が健全であれば、格納容器再循環ファンにより効率的に冷却することが可能である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】LOCA時再循環サンプルスクリーン閉塞 【第二部】停止中の余熱除去機能喪失 ・原子炉補機冷却系加圧操作 ・A、B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(保守基準(3、4号)) 保安規定に基づく保守業務要領(3、4号) ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内冷却操作に伴う監視パラメータ測定に係る手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
			代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、常設電動注入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る代替格納容器スプレイを行う。電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
			ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照							
			原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照							
			消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m						
			防火水槽	4個	容量:56m ³						

2.2.1-412

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (24/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	1	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間で確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3,4号)緊急処理編 【第二部】格納容器健全性の確保 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保安規定に基づく保修業務要領(3,4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽			第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
				燃料油貯蔵タンク			第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照				
				タンクローリ			第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照				
			代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	1	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B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を行う。 B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時には、よう素除去薬品タンクの薬品を注入することが可能である。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく高い減圧効果を見込めることから有効である。	運転基準(3,4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 ・B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 保安規定に基づく保修業務要領(3,4号) ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
			燃料取替用水ピット								
よう素除去薬品タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-18表参照										

2.2.1-413

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (25/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		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おいて、B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、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレイ)手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
				防火水槽	4個	容量:56m ³				
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		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おいて、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ (保守基準(3、4号)) 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

2.2.1-414

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (26/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに常設電動注入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、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照					
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
				防火水槽	4個	容量:56m ³				
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ ・保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
			中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
			燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照						
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									

2.2.1-415

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (27/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照			自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく高い減圧効果を見込めることから有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第三部】 ・B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 保安規定に基づく保守業務要領(3、4号) ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				燃料取替用水ヒット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照	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り原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイが行う。B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を行う。	他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、原子炉格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。			
				よう素除去薬品タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-18表参照	B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				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (28/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	原子炉格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		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り原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、B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、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
				防火水槽	4個	容量:56m ³				
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		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り原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ (3、4号) 保安規定に基づく保修業務要領 (3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水 手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (29/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレイ)手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照					
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
				防火水槽	4個	容量:56m ³				
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									

2.2.1-418

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (30/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照		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り原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B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を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく高い減圧効果を見込めることから有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・B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 () (保守基準(3、4号)保安規定に基づく保守業務要領(3、4号) ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				燃料取替用水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照					
			ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		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り原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、B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、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m								
防火水槽	4個	容量:56m ³								

2.2.1-419

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (31/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練				
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	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り原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続・運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練				
					中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照								
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照								
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照								
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入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、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へ注水する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替(炉心注入・代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレイ)手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練				
					ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照								
					原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照								
					消防自動車	3台 容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m								
					防火水槽	4個 容量:56m ³								
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続・運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照								
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照								
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照													

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (32/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B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を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく短時間に原子炉下部キャビティへの注水が見込めることから有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・B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 (保守基準(3、4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				燃料取替用水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照					
			ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、B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、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へ注水する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替格納容器スプレイ手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m								
防火水槽	4個	容量:56m ³								

2.2.1-421

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (33/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレー	可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレー	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレーができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレーを行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレー 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
				燃料油貯蔵タンク		第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照				
				タンクローリ		第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照				
	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレー及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				ディーゼル消火ポンプ		第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照				
				原水タンク		第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照				
				消防自動車		3台 容量: 120m ³ /h、揚程: 85m 容量: 168m ³ /h、揚程: 85m 容量: 60m ³ /h、揚程: 70m				
				防火水槽	4個 容量: 56m ³					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (34/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入が確認できない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 ・保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水 ・手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					
			代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却) (RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入を行う。	自己冷却式で使用した場合、再循環運転時には格納容器再循環サンプ内の高温水がモータに流れ込むため使用できない。原子炉補機冷却水系の一部を使用するため、原子炉補機冷却水系が汚染する可能性もあり、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第三部】 ・B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入 ・保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン準備手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料取替用水ピット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (35/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入ができない場合、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行き、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレイ)手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
				消防自動車	3台	容量: 120m ³ /h、揚程: 85m 容量: 168m ³ /h、揚程: 85m 容量: 60m ³ /h、揚程: 70m				
				防火水槽	4個	容量: 56m ³				
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉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)による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。 中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行き、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 ・保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (36/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
9	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設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度監視	ガス分析計	ガス分析計	1式	—	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視ができない場合に、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合にガス分析計による水素濃度監視を行う。 事故時の原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備として、試料採取管に原子炉格納容器雰囲気ガスを採取し、手分析により間欠的に水素濃度を監視するガス分析計を化学室に設置している。 ガス分析計は、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電可能である。	事故初期の放射線量が高い環境下での測定が困難であり、中央制御室での連続監視はできないが、可搬型格納容器水素濃度計測装置の代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】炉心冷却の維持 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 化学管理基準(3、4号) 化学業務要領(3、4号) ・格納容器雰囲気ガス試料採取射性ガス測定	緊急処置訓練
10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の多様性拡張設備	炉心の著しい損傷が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度監視	原子炉格納容器内水素濃度測定値によるアンユラス水素濃度推定	可搬型格納容器水素濃度計測装置 可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器 窒素ポンベ(事故時試料採取設備弁用) 移動式大容量ポンプ車 燃料油貯蔵タンク タンクローリ 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 排気筒高レンジガスモニタ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-22表参照 第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-22表参照 第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-22表参照 第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-21表参照 第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-22表参照 第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照 第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照 第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照 第1章「1.7 計装制御」 第1.7-7表参照 2台	—	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器周囲のアンユラス部に漏えいした場合に、アンユラス部の水素濃度を原子炉格納容器内の水素濃度により推定し、監視を行う。	水素濃度の推定に使用する設備のうち、排気筒高レンジガスモニタが耐震Sクラスの能力を有していないものの、健全であればアンユラス部の水素濃度を推定し、監視することができるため有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置によるアンユラス内水素濃度推定 （保修基準(3、4号) 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・可搬型格納容器水素濃度計測装置設置手順書 ・移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (37/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練		
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ	2台	種類:うず巻形 容量:46m ³ /h以上 揚程:65m以上 原動機出力:18.5kw ゲーシング材料:ステンレス鋼 (SCS13)	使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、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は、燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水を行う。 燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプの電源がない場合等の理由でポンプが起動できない場合は、設置高さの関係から燃料取替用水ピット及び燃料取替用水補助タンクでは使用済燃料ピットへの注水ができないため、現場での弁操作により2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ水頭圧を利用した注水を行う。	燃料取替用水ピット	第1章「1.6 工学的的安全施設」 第1.6-1表参照	燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査時には燃料検査ピット等への水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があり、また、耐震クラスではなくSs機能維持を担保できないが、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
				燃料取替用水補助タンク	1基	種類:たて置円筒形 容量:800m ³ 本体材質:ステンレス鋼 (SUS304)						
				2次系補給水ポンプ		第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照						
				2次系純水タンク		第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照						
				燃料取替用水ピット		耐震クラスではなくSs機能維持を担保できないが、必要な水量を確保しており、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。						

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (38/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	消火設備による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照		使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合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おいて、さらに設計基準対象施設である燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失した場合又は設計基準対象施設による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が上昇しない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、防火水槽は、消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照					
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
			消防自動車による使用済燃料ピットへの注水	消防自動車	3台	容量: 120m ³ /h、揚程: 85m 容量: 168m ³ /h、揚程: 85m 容量: 60m ³ /h、揚程: 70m	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、消防自動車による使用済燃料ピットへの注水を行う。 消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 注水については使用済燃料ピット代替給水管が使用可能であれば使用済燃料ピット代替給水管を使用し、使用不能であれば使用済燃料ピットへ可搬型ホースを布設し、可搬型設備である消防自動車により使用済燃料ピットへ注水する。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替使用済燃料ピット補給手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
		防火水槽		4個	容量: 56m ³					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (39/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり、使用済燃料ピットの水位、温度及び上部の空間線量率の測定を行うことで使用済燃料ピットの継続的な状態監視を図ることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピットエリアモニタ	1	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-1表参照	使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計、使用済燃料ピットエリアモニタにより実施する。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計(SA)、使用済燃料ピット温度計(SA)、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり、設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、空間線量率を把握する手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・使用済燃料ピット周辺線量率計設置手順書 ・使用済燃料ピット監視装置用冷却空気供給手順書	緊急処置訓練
			可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	ロープ式水位計	1	測定範囲:EL9.38~10.97m 全長:30m	使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管から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、可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視を実施する。常設及び可搬型の使用済燃料ピット水位計が故障した場合は、ロープ式水位計を使用する。	使用済燃料ピット近傍へ接近しないが、使用済燃料ピットの水位を把握する手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットの計装に関する手順 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・使用済燃料ピット水位計(広域)設置手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (40/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により航空機燃料火災の泡消火に対応できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-19表参照		原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火を行う。 使用可能な淡水タンク等(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は海を水源とし、可搬型設備である化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車により初期対応における延焼防止処置をする。	移動式大容量ポンプ車と比べて放水量が少ないため、同等の放水効果は得られにくい。航空機燃料の飛散によるアクセスルート上での火災や建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。	火災防護計画(基準) 火災防護計画(要領) ・危険物施設等火災消火手順書	初期消火活動要員による総合訓練
				小型動力ポンプ付水槽車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-19表参照					
				可搬消防ポンプ	3台	容量:60m ³ /h 揚程:70m				
				電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照					
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照					
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					
			防火水槽	4個	容量:56m ³					
			可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火を行う。 使用する水源は中間受槽を使用し、中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から、使用可能な淡水がない場合は海を水源とし、可搬型設備である可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲を接続して泡消火により初期対応における延焼防止処置をする。		保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・SFPへのスプレー接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練
				小型放水砲	2台 (予1台)	型式:可搬型ノズル				
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (41/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替水源から中間受槽への供給	中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水ピットへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替水ピットへの供給又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、2次系純水タンクから中間受槽への供給を行う。	2次系純水タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替水源として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】原子炉補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保守基準(3、4号) 保安規定に基づく保業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				2次系純水タンク						
			原水タンクから中間受槽への供給	中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水ピットへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替水ピットへの供給又は使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、原水タンクから中間受槽への供給を行う。	原水タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、消火用の水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替水源として有効な設備である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保守基準(3、4号) 保安規定に基づく保業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (42/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	復水ピットから2次系純水タンクへの水源切替え	2次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)により1次冷却材を冷却中において、復水ピットの枯渇又は破損等により供給が必要な場合、復水ピットから2次系純水タンクへの水源切替えを行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替水源として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】	緊急処置訓練
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる。復水ピットが使用できない場合、中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、蒸気発生器がドライアウトするまでに確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(S/G2次側注水)接続/運転手順書 ・S/Gブローダウンを用いた排水操作作業手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				蒸気発生器	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-2表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									

2.2.1-431

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (43/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	原水タンク				原水タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、消火用の水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替水源として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】炉心冷却の維持 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレー及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替炉心注入手順書	緊急処置訓練
				電動消火ポンプ						
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-16表参照	1次冷却材喪失事象発生後、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炉心へ注水する機能が喪失した場合において、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入を行う。 原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプにより炉心へ注水する。 また、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により炉心へ注水する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。				
				防火水槽	4個	容量: 56m ³				
				消防自動車	3台	容量: 120m ³ /h、揚程: 85m 容量: 168m ³ /h、揚程: 85m 容量: 60m ³ /h、揚程: 70m				

2.2.1-432

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (44/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	原水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照		炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、さらに常設電動注入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、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプが使用できない場合に、淡水(原水タンク、防火水槽、八田浦貯水池)又は海水を消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする手順を整備する。消防自動車の水源は、淡水を貯蔵する原水タンク、防火水槽又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	原水タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、消火用の水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替水源として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による代替炉心注入、代替格納容器スプレイ及び代替使用済燃料ピット補給手順書のうち消防自動車による代替(炉心注入・格納容器スプレイ)手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照					
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-16表参照					
				防火水槽	4個	容量:56m ³				
				消防自動車	3台	容量:120m ³ /h、揚程:85m 容量:168m ³ /h、揚程:85m 容量:60m ³ /h、揚程:70m				
			中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。中間受槽への供給は、淡水を貯蔵する2次系純水タンク、原水タンク又は八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での確実な注水を担保することは困難であるが、水源を特定しない場合は有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失 【第三部】 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(保守基準(3、4号) 保安規定に基づく保守業務要領(3、4号) ・中間受槽及び復水タンク(ピット)・使用済燃料ピットへの給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプ(CVへの注水)接続/運転手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (45/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットから燃料取替用水ピットへの供給	使用済燃料ピット	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-1表参照		重大事故等の発生において、燃料取替用水ピットを水源として炉心注入及び格納容器スプレイにより原子炉冷却及び原子炉格納容器冷却を実施するが、燃料取替用水ピットが枯渇するおそれがある場合は、使用済燃料ピットから燃料取替用水ピットへの供給を行う。	使用済燃料ピットポンプ、2次系純水タンク、2次系補給水ポンプが耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】インターフェイスLOCA 【第二部】SGTR時破損S/G減圧継続 【第二部】LOCA時再循環サンプスクリーン閉塞 【第三部】 ・燃料取替用水ピットへの供給	緊急処置訓練
				使用済燃料ピットポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-3表参照					
				2次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照					
				2次系補給水ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照					
			1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水ピットへの供給	1次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照		重大事故等の発生において、燃料取替用水ピットが枯渇するおそれがある場合に、使用済燃料ピットから燃料取替用水ピットへの供給ができない場合、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水ピットへの供給を行う。	水源である1次系純水タンクが耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替手段として有効である。		
				1次系補給水ポンプ	2台	種類:うず巻形 容量:60m ³ /h 揚程:95m 原動機出力:37kw 本体材質:ステンレス鋼(SCS13)				
				ほう酸タンク	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-9表参照					
				ほう酸ポンプ	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」 第1.5-9表参照					
			燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水補助タンク	1基	種類:たて置円筒形 容量:800m ³ 本体材質:ステンレス鋼(SUS304)	重大事故等の発生において、燃料取替用水ピットが枯渇するおそれがある場合に、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水ピットへの供給ができない場合、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水ピットへの供給を行う。	燃料取替用水補助タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、共用設備であり定期検査等には燃料取替用水ピットへの供給に必要な水量が確保できない場合があるが、代替手段として有効である。		
				燃料取替用水ポンプ	2台	種類:うず巻形 容量:46m ³ /h以上 揚程:65m以上 原動機出力:18.5kw ゲーシング材料:ステンレス鋼(SCS13)				

2.2.1-434

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (46/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練			
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器再循環サンプを水源とする再循環設備に対して、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保することで、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環	AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	AM用代替再循環ポンプ	1台	種類:うず巻形 容量:60m ³ /h 揚程:80m 原動機出力:37kw ゲーシング材料:ステンレス鋼 (SCS13)	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炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、高圧注入ポンプによる炉心への注水が実施できない場合は、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	原子炉停止4時間後の崩壊熱除去に必要な容量しか有さないが、代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】LOCA時再循環不能【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・AM用代替再循環ポンプによる代替再循環	緊急処置訓練		
			代替再循環	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環	格納容器再循環サンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	格納容器再循環サンプスクリーン	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	1次冷却材喪失事象(RCPシールLOCA又は漏えい規模が大きいLOCA)と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水が確保された場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環による原子炉冷却及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。	余熱除去ポンプの補機用冷却水供給のために用いる空調用冷水系は耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】補機冷却機能喪失(その1) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環	緊急処置訓練	
			使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ビット	燃料取替用水ビット	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照	燃料取替用水補助タンク	1基	種類:たて置円筒形 容量:800m ³ 本体材質:ステンレス鋼 (SUS304)	使用済燃料ビットポンプ又は使用済燃料ビット冷却器の故障等により使用済燃料ビットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ビットに接続する配管が破損し使用済燃料ビット水の小規模な漏えいが発生した場合は、燃料取替用水ビット等から使用済燃料ビットへの注水を行う。	燃料取替用水ビットは、事故時に炉心等へ注水する必要がある場合に水源として使用すること、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、代替手段として有効である。燃料取替用水補助タンクは耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、共用設備であり定期検査等には燃料取替用水ビットへの供給に必要な水量が確保できない場合があるが、代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編【第二部】使用済燃料ビット冷却機能喪失 ・使用済燃料ビットへの注水	緊急処置訓練
			燃料取替用水ポンプ	燃料取替用水ポンプ	2台	種類:うず巻形 容量:46m ³ /h以上 揚程:65m以上 原動機出力:18.5kw ゲーシング材料:ステンレス鋼 (SCS13)	2次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照	燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプの電源がない場合等の理由でポンプが起動できない場合は、設置高さの関係から燃料取替用水ビット及び燃料取替用水補助タンクでは使用済燃料ビットへの注水ができないため、現場での弁操作により2次系純水タンクから使用済燃料ビットへ水頭圧を利用した注水を行う。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、代替手段として有効である。			
			2次系補給水ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照									

2.2.1-435

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (47/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットへの注水	<p>原水タンク</p> <p>電動消火ポンプ</p> <p>ディーゼル消火ポンプ</p> <p>防火水槽</p> <p>消防自動車</p>	<p>第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-20表参照</p> <p>第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-16表参照</p> <p>第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-16表参照</p> <p>4個</p> <p>3台</p>	<p>容量: 56m³</p> <p>容量: 120m³/h、揚程: 85m 容量: 168m³/h、揚程: 85m 容量: 60m³/h、揚程: 70m</p>	<p>使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合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おいて、さらに設計基準対象施設である燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失した場合又は設計基準対象施設による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が上昇しない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。</p> <p>原水タンクを水源とし、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する。</p>	<p>電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、防火水槽、消防自動車は消火を目的として配備し、原水タンクは消火水源としても使用するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。</p>	<p>運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水</p>	<p>緊急処置訓練</p>

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (48/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
14	電源の確保に関する設備の多様性拡張設備	ディーゼル発電機が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替電源 (交流)による給電	予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	12本	電圧:6.6kV	全交流動力電源喪失時に、大容量空冷式発電機による代替電源(交流)からの給電ができない場合において、他号炉の交流電源が健全であることが確認できた場合、予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電を行う。	耐震Sクラスの能力を持たないが、当該電路が健全であること及び他号炉の交流電源が健全であれば、ディーゼル発電機の代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・予備変圧器2次側電路を使用した号炉間電力融通 (保安規定に基づく)保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・号炉間電力融通[A/Bトレン]手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
			代替電源 (交流)による給電	後備送電線連絡高压電路による代替電源(交流)からの給電	後備送電線連絡高压電路	24本	電圧:6.6kV	全交流動力電源喪失時に、号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電ができない場合において、後備送電線連絡高压電路から送電が可能であることを確認できた場合、後備送電線連絡高压電路による代替電源(交流)からの給電を行う。	耐震Sクラスの能力を持たないが、当該電路が健全で外部電源(66kV送電線)を受電可能な場合に、ディーゼル発電機の代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・後備送電線連絡高压電路を使用した号炉間電力融通

2.2.1-437

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (49/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
15	事故時の計装に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	他チャンネル又は他ループによる計測	主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器	第1表「1.7 計装制御」 第1.7-10表参照		主要パラメータを計測する多重化された重要計器の多重故障又は常用計器のチャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器による計測を行う。		運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順	緊急処置訓練
		重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替パラメータによる推定	常用代替計器	第1表「1.7 計装制御」 第1.7-10表参照		主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は、代替パラメータによる推定を行う。	耐震性又は耐環境性が低いものの、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順	緊急処置訓練
		重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替パラメータによる推定	常用代替計器	第1表「1.7 計装制御」 第1.7-9表参照		重大事故等時において、原子炉容器内の温度又は水位が計器の計測範囲を超えた場合に、重要代替計器又は常用代替計器を用いた代替パラメータによる推定を行う。		運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (50/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
15	事故時の計装に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	可搬型バッテリーからの給電	可搬型バッテリー(炉外核計装装置用、放射線監視設備用)	5台	型式:蓄電池 容量:2.400wh 出力:AC100V単相	代替電源(交流)及び代替電源(直流)からの給電が困難となり、計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が困難となった場合に、炉外核計装装置及び放射線監視設備へ可搬型バッテリーからの給電を行う。	給電できる容量に限りがあり、重大事故等の対処時において連続監視することができないものの、代替電源からの給電ができない場合において、炉外核計装装置及び放射線監視設備のパラメータを把握することが可能なことから代替手段として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・事故時の計装に関する手順書 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・可搬型バッテリーによる炉外核計装保護盤への給電手順書 ・可搬型バッテリーによる事故時放射線監視盤への給電手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
		重大事故等対処設備により、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など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを記録することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	パラメータ記録	プラント計算機(計算機 運転日誌)	1式	—	プラント計算機が稼動状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録する。	耐震性が低く、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時に蓄電池から給電できる時間に限りがあるが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な主要パラメータのうち記録可能なパラメータの記録、プラントの警報状態及びプラントトリップ状態の記録が可能なことから代替手段として有効である。	—	—
		プラント計算機(警報記録)	1式	—	プラント計算機が稼動状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発信時、警報の状態を自動で記録する。	プラント計算機(事故時 データ収集記録)	1式	—	プラント計算機が稼動状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録する。	—

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (51/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
16	原子炉制御室の居住性等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、中央制御室に運転員がとどまることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	居住性の確保	中央制御室の照明確保	中央非常用照明	1式	—	—	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため可搬型照明(SA)の代替設備として有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 緊急事態対策基準 緊急事態対策要領	緊急処置訓練
			汚染の持ち込み防止	チェンジングエリアの設置	蓄電池内蔵型照明	1式	—	—	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、全交流動力電源喪失時においても蓄電池により照明の確保が可能であるため可搬型照明(SA)の代替設備として有効である。	放射線管理基準(3、4号) 放射線管理要領(3、4号) ・中央制御室のチェンジングエリア設置及び運用手順書	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (52/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む)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できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	放射性物質の代替測定	モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定	モニタリングカー	第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-9表参照	重大事故等時の発電所及びその周辺において、モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。モニタリングカーにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。	モニタリングカーは、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、日常的に発電所及びその周辺において放射性物質の濃度測定に使用しており、重大事故等時に使用できる場合は放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準(3、4号) 放射線管理要領(3、4号) ・モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定手順書	力量維持訓練
				可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度の測定	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器: Ge半導体	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。	Ge γ線多重波高分析装置、可搬型Ge γ線多重波高分析装置、β線自動計数装置、ZnSシンチレーション計数装置は、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合、測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準(3、4号) 放射線管理要領(3、4号) ・可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定手順書
			可搬型Ge γ線多重波高分析装置		1台	検出器: Ge半導体				
			ZnSシンチレーション計数装置		1台	検出器: ZnS(Ag)シンチレーション				
			β線自動計数装置		1台	検出器: ZnS(Ag)+プラスチックシンチレータ				
			可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度の測定	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器: Ge半導体	放射性物質が放出された場合、又はそのおそれがある場合に、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。	Ge γ線多重波高分析装置、可搬型Ge γ線多重波高分析装置、β線自動計数装置、ZnSシンチレーション計数装置は、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合、測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準(3、4号) 放射線管理要領(3、4号) ・可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定手順書	
				可搬型Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器: Ge半導体				
				ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器: ZnS(Ag)シンチレーション				
				β線自動計数装置	1台	検出器: ZnS(Ag)+プラスチックシンチレータ				
			可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器: Ge半導体	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。	Ge γ線多重波高分析装置、可搬型Ge γ線多重波高分析装置、β線自動計数装置、ZnSシンチレーション計数装置は、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合、測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準(3、4号) 放射線管理要領(3、4号) ・可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定手順書	
				可搬型Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器: Ge半導体				
				ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器: ZnS(Ag)シンチレーション				
β線自動計数装置	1台	検出器: ZnS(Ag)+プラスチックシンチレータ								
海上モニタリング測定	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器: Ge半導体	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、小型船舶で周辺海域を移動し、可搬型放射線計測器等により放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行う。	Ge γ線多重波高分析装置、可搬型Ge γ線多重波高分析装置、β線自動計数装置、ZnSシンチレーション計数装置は、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較した場合、測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準(3、4号) 放射線管理要領(3、4号) ・海上モニタリング測定手順書				
	可搬型Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器: Ge半導体							
	ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器: ZnS(Ag)シンチレーション							
	β線自動計数装置	1台	検出器: ZnS(Ag)+プラスチックシンチレータ							

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (53/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、重大事故等が発生した場合に、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できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	風向、風速その他の気象条件の測定	気象観測設備による気象観測項目の測定	気象観測設備		第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-9表参照	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、測定結果は記録紙に記録し、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。	気象観測設備は、耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、風向、風速その他の気象条件の測定手段として有効である。	技術基準(3、4号)	—

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (54/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	全交流動力電源が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	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電源(交流)から給電	モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の非常用発電機及び無停電電源装置		第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-9表参照	全交流動力電源喪失時は、代替電源(交流)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及び非常用発電機からの給電を優先し、代替電源(交流)である大容量空冷式発電機による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、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。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。	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非常用発電機及び無停電電源装置は、モニタリングステーション又はモニタリングポスト故障等時にはモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能を回復できないが、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が喪失した場合に、大容量空冷式発電機から給電されるまでの間のモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能維持に有効である。	運転基準(3、4号)緊急処置編 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・大容量空冷式発電機による受電 保安規定に基づく保修業務要領(3、4号) ・代替電源設備による給電手順書 ・燃料補給手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (55/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
18	緊急時対策所の居住性等に関する(代替緊急時対策所)多様性拡張設備	重大事故等対処設備において、発電所外(社内外)との通信連絡を行うことが可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	必要な指示及び通信連絡	運転指令設備		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照	重大事故等が発生した場合において、代替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、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。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、発電所内及び発電所外(社内外)の通信連絡を行うための手段として有効である。	非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・代替緊急時対策所運用要領 技術基準(3、4号) 技術調査業務要領(3、4号)	力量維持訓練
				電力保安通信用電話設備		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照				
				テレビ会議システム(社内)		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照				
				無線連絡設備(無線通話装置(固定型 [※] 、携帯型))		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照				
				※モニタリング用						
加入電話設備	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照									
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備において、発電所内の通信連絡を行うことが可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所内の通信連絡	運転指令設備 (ページング装置、ディジタル無線ページング装置)		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照	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、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。 また、データ伝送設備(発電所内)により、発電所内の必要場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。 また、データ伝送設備(発電所内)により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所(緊急時対策棟内)へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及びSPDSデータ表示装置を使用する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。	技術基準(3、4号) 技術調査業務要領(3、4号)	-
				電力保安通信用電話設備 (保安電話、衛星電話)		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照				
				無線連絡設備 (無線通話装置(固定型 [※] 、携帯型 [※] 、モニタリングカー))		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照				
				※モニタリング用						

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (56/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備において、発電所外(社内外)との通信連絡を行うことが可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所外(社内外)との通信連絡	加入電話設備 (加入電話)		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照	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、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。 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。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、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)を使用する。	耐震SクラスではなくSs機能維持を担保できないが、設備が健全である場合は、発電所外(社内外)との通信連絡を行うための手段として有効である。	技術基準(3、4号) 技術調査業務要領(3、4号)	—
		電力保安通信用電話設備 (保安電話、衛星電話)		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照						
		テレビ会議システム (社内)		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照						
		無線連絡設備 (無線通話装置(固定型※、携帯型※、モニタリングカー)) ※モニタリング用		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-33表参照						

第 2.2.1.9-2 表 追加配備した設備

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	仕様	工事計画記載数 ()内は予備数	追加配備数	追加配備数
1	工事計画に記載した台数に加えて自主的に追加配備した設備	重大事故等対処設備として配備している設備に加え、同一仕様の設備を追加配備する。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水) 他	タンクローリ [※]	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照	1台 (2台)	1台	「技術基準」の解釈を安全側に解釈して、多めに購入しているものがあり、廃棄するのではなく、有効活用するために予備として残した。

※ 3号機設備、3号機及び4号機共用

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

2.2.2.1 概要

国内外の最新の科学的知見及び技術的知見(以下「最新知見」という。)の収集、分析、抽出に当たっては、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の背後要因として、津波や過酷事故に対する新たな知見により明らかとなったリスクを軽視し必要な安全対策を先延ばしにしたこと、また、国際的な取組みや共同作業から謙虚に学ぼうとする取組みが不足していたことが指摘されており((一社)日本原子力学会 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会)、この反省に立ち、原子力安全を最優先に位置付け、これらを実施した。

原子力発電所においては、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、信頼性の維持向上に有効な多くの新たな知見が得られてきている。

玄海4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、営業運転開始以降に得られた知見についても評価の上、適切に反映してきた。

また、東北地方太平洋沖地震及びその後発生した津波により引き起こされた東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の反省や、国内外からの指摘を踏まえて策定された新規制基準に基づく審査では、設計基準事象のほか、重大事故に係る知見についても反映し、安全対策を行ってきた。

ここでは、収集した情報から玄海4号機の安全性向上に資すると判断される最新知見を収集、分析、抽出した。

2.2.2.2 情報の収集期間及び収集対象

(1) 情報の収集期間

最新知見に関する情報の収集期間は、第12回施設定期検査終了日の翌日(2019年11月21日)から評価時点となる第13回定期事業者検査終了日(2021年4月15日)までとした。

なお、収集対象の分野によって、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。

(2) 情報の収集対象

原子力施設の安全性向上に資する最新知見に関する情報の収集に当たっては、主要な項目となる以下の6分類で実施した。

- 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
- f. メーカーからの提案

2.2.2.3 最新知見の抽出手順

収集した情報を分析し、玄海 4 号機の安全評価(決定論的安全評価)の前提となる内部事象及び外部事象の変更につながる新たな知見、確率論的リスク評価の評価手法や故障データの最新化につながる知見、国内外の運転経験や研究の成果から、原子力発電所の安全設計の見直しにつながる最新の知見及び事故・不具合を未然に防止するための知見を抽出した。

最新知見の基本的な整理フローを第 2.2.2-1 図に示す。

また、抽出した知見は、その対応状況に従い、

●:反映済

○:要反映、反映中

△:反映要否の検討中であり、調査を継続

×:最新知見だが当該ユニットへの反映が必要ない情報

に分類した。

なお、玄海 4 号機第 2 回届出書にて抽出した知見のうち、玄海 4 号機第 1 回届出時点で反映要否の検討中若しくは要反映及び反映中としたものについては、第 2.2.2-7 表から第 2.2.2-16 表に今回の分類に加え、()内に示した。

(△):反映要否の検討中であり、調査を継続

(○):要反映、反映中

2.2.2.4 安全に係る研究

(1) 安全に係る研究の情報収集

安全に係る研究は、当社が実施した研究(以下「自社研究」という。)及び電力共通で実施した研究(以下「電力共通研究」という。)の研究成果、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及び、米国、欧州主要国の国外機関が実施した研究開発の情報を収集した。

安全に係る研究の情報源を第 2.2.2-1 表に示す。

(2) 知見の抽出

収集した安全に係る研究の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

(3) 抽出結果

電力共通研究から抽出した最新知見、原子力規制委員会等が実施している研究開発から抽出した最新知見の概要・分類及び判断根拠をそれぞれ第 2.2.2-7,8 表に示す。

なお、自社研究及び国外機関で実施した研究開発の情報からは、最新知見は抽出されなかった。

2.2.2.5 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

(1) 原子力施設の運転経験から得られた教訓

a. 原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集

原子力施設の運転経験から得られた教訓として、当社の品質保証活動から得られた教訓、国内他社の発電用原子炉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及びその他トラブル情報から得られた教訓を未然防止処置にて収集した。

国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の情報源を第 2.2.2-2 表に示す。

(a) 当社の品質保証活動から得られた教訓

本店及び川内原子力発電所の品質保証活動から得られた教訓として、保安活動において発生した不適合情報を収集した。

(b) 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓

国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓として、原子炉等規制法及び電気事業法に基づき、国へ報告されたトラブル情報、情報共有化の意義が高い保全品質情報等、原子力施設情報公開ライブラリー(以下「ニューシア(NUCIA;NUCclear Information Archives)」という。)に登録、共有された情報について収集した。

(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として、当社を含めた加圧水型原子炉(以下「PWR」という。)プラントの保有電力会社、原子力安全システム研究所、技術的支援を行うメーカー等で構成される PWR 海外

情報検討会において、国外の事故・故障等の情報の中から、反映要否の検討が必要と判断された事項が提言されており、これらについて収集した。

(d) その他トラブル情報から得られた教訓

他業種を含むその他トラブルの情報は、原子力規制委員会、経済産業省、各電力会社及び日本原燃(株)のホームページから収集した。

b. 知見の抽出

収集した情報のうち、以下の未然防止処置の検討を不要とする判断基準に該当せず、処置が必要となるものを知見として抽出し、本店内又は発電所の関係箇所が具体的な未然防止処置の検討を行った。未然防止処置フローを第 2.2.2-2 図に示す。

[処置検討不要の判断基準]

- ① 事象に至った主原因について、系統、設備、要領が異なり、同種のトラブル発生が考えられない情報
- ② 前例があつて、既に反映対策済又は対策検討中である情報
- ③ 検討情報が不十分で検討が困難な情報
- ④ 原因が不明な情報
- ⑤ 対策が当該プラントのみの情報
- ⑥ その他

c. 抽出結果

当社の品質保証活動から得られた教訓から抽出した最新知見、国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見、国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見及

びその他トラブル情報から得られた教訓から抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠をそれぞれ第 2.2.2-9,10,11,12 表に示す。

これらの知見については、未然防止処置として処理方針に基づく対応を実施しており、当社の品質保証活動から得られた教訓、国内他社の発電用原子炉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及びその他トラブル情報から得られた教訓を適宜、玄海 4 号機に反映している。

(2) 原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項

a. 原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項の収集

原子力発電所の運転経験、規制機関の動向等が反映される原子力規制委員会から文書で指示された調査及び点検事項を対象として収集した。

原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項の情報源を第 2.2.2-2 表に示す。

b. 収集結果

反映が必要な原子力規制委員会から文書で指示された調査及び点検事項は抽出されなかった。

2.2.2.6 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

(1) PRA を実施するために必要なデータの収集

PRA を実施するに当たっては、PRA の品質向上のため、国内外の原子力施設の運転・トラブル実績と知見拡充により得られる国内外の調査・研究から得られた最新データを収集した。

PRA を実施するために必要なデータの情報源を第 2.2.2-3 表に示す。

(2) 収集結果

PRA を実施するために必要なデータの収集結果を第 2.2.2-13 表に示す。

今回の安全性向上評価においては、PRA を実施していないため、反映した知見はなかった。

なお、これらのデータは次回 PRA 実施時に反映要否を検討する。

2.2.2.7 国内外の基準等

(1) 国内の規格基準

a. 国内の規格基準からの最新知見の収集

原子力施設の設計、運用に係る民間規格で、情報の収集期間に発行・改訂された情報を収集した。

国内の規格基準の発行・改訂の情報源を第 2.2.2-4 表に示す。

b. 知見の抽出

収集した国内の規格基準の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

c. 抽出結果

国内の規格基準から抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠を第 2.2.2-14 表に示す。

(2) 国外の規格基準

a. 国外の規格基準からの最新知見の収集

米国、欧州主要国及び国際機関の主要な規格基準の発行・改訂の情報を収集した。

国外の規格基準の発行・改訂の情報源を第 2.2.2-4 表に示す。

b. 知見の抽出

収集した国外の規格基準の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

c. 抽出結果

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

2.2.2.8 国際機関及び国内外の学会等の情報

(1) 国内の学会活動

a. 国内の学会活動の情報収集

国内の学会活動における動向、検討状況を把握するため、(一社)日本原子力学会、(一社)日本機械学会、(一社)電気学会の査読論文を収集した。

また、耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に係る情報についても、関係する国内の学会の論文、大会報告等の情報及びカルデラ火山の活動状況のモニタリングの情報を収集した。

国内の学会活動の情報源を第 2.2.2-5 表に示す。

b. 知見の抽出

収集した国内の学会活動の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

また、耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に係る知見は、第 2.2.2-3 図の原子力施設の耐震及び耐津波に係る知見の整理フロー、第 2.2.2-4 図の原子力施設の竜巻、火山その他自然災害への防護に係る知見の整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

なお、当社が 5 つのカルデラ(阿蘇カルデラ、加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ、鬼界)の火山活動をモニタリングした結果についても知見として抽出した。

c. 抽出結果

国内の学会活動から抽出した最新知見、耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に関して抽出した最新知見の概要、分類及び判断根

拠をそれぞれ第 2.2.2-15,16 表に示す。

(2) 国際機関及び国外の学会活動

a. 国際機関及び国外の学会活動の情報収集

国際機関及び国外の学会の最新の動向・検討状況を把握するため、国外の主要な機関の論文、大会報告等の情報を収集した。また、耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に係る情報は、関係する国外の学会論文、大会報告等の情報を収集した。

国際機関及び国外の学会活動の情報源を第 2.2.2-5 表に示す。

b. 知見の抽出

収集した国際機関及び国外の学会活動の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

なお、国際機関及び国外の学会活動の耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に係る情報については、「2.2.2.8(1) 国内の学会活動」における国内情報と合わせて抽出している。

c. 抽出結果

反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

2.2.2.9 メーカーからの提案

(1) 情報収集

メーカーから提案された設備改善等の情報を収集した。

メーカー提案の情報源を第 2.2.2-6 表に示す。

(2) 知見の抽出

メーカーからの提案のうち、安全性向上に資すると判断される最新知見を抽出した。

(3) 抽出結果

玄海4号機へ反映すべき最新知見による提案情報はなかった。

2.2.2.10 まとめ

様々な情報源から最新知見を収集し、反映の可否を適切に判断する仕組みを確立している。また、玄海4号機へ反映が必要と判断した知見について、反映が実施されていること、又は検討が進められていることから、最新知見を反映する仕組みは適切に機能している。

第 2.2.2-1 表 安全に係る研究の情報源

分類		情報源	件数
a.安全に係る研究	自社研究及び電力共通研究	・電力共通研究	約 40 件
		・自社研究	約 10 件
	原子力規制委員会等の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会等が実施している研究開発 -経済産業省(METI) -原子力規制委員会(NRA) -日本原子力研究開発機構(JAEA) 	約 40 件
	国外機関の研究開発	<ul style="list-style-type: none"> ・国外機関が実施している研究開発 -経済協力開発機構／原子力機構(OECD/NEA) -米国原子力規制委員会(NRC) NUREG/CR 報告書 -米国電力研究所(EPRI) -欧州原子力学会(ENS) -欧州技術安全機関(EUROSAFE) -国際 PSAM*協会(IAPSAM) * Probabilistic Safety Assessment and Management 	約 80 件

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情報源

分類		情報源	件数
b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	原子力施設の運転経験から得られた教訓	<ul style="list-style-type: none"> ・当社の品質保証活動から得られた教訓 <ul style="list-style-type: none"> -本店で発生した不適合情報 -川内で発生した不適合情報 ・国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓 <ul style="list-style-type: none"> -ニューシアトラブル情報(JANSI) -ニューシア保全品質情報(JANSI) ・国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓 <ul style="list-style-type: none"> [PWR 海外情報検討会で収集した情報] -米国原子力規制委員会(NRC)情報 -仏国安全規制当局(ASN)情報 -国際原子力機関(IAEA)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 -海外メーカ情報 ・その他トラブル情報 <ul style="list-style-type: none"> -原子力規制委員会、経済産業省、電力会社、日本原燃のホームページ 	約 190 件
	原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会(NRA)指示 	0 件

第 2.2.2-3 表 PRA を実施するために必要なデータの情報源

分類		情報源	件数
c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ	国内外の原子力施設の運転・トラブル実績	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会(NRA) ・米国原子力規制委員会(NRC) ・ニューシアトラブル情報(JANSI) ・原子力施設運転管理年報 ・国内電力、運転実績調査 	約 10 件
	国内外の調査・研究から得られたデータ	<ul style="list-style-type: none"> ・電力中央研究所の調査・研究報告 ・米国原子力規制委員会(NRC)ガイド 	0 件

第 2.2.2-4 表 国内外の基準の発行・改訂の情報源

分類		情報源	件数
d. 国内外の基準等	国内の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・日本電気協会規格、指針 ・日本機械学会規格 ・日本原子力学会標準 	約 20 件
	国外の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・国際原子力機関(IAEA)基準 ・米国原子力学会(ANS)発行規格 ・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 NRC 暫定スタッフ指針(ISG) ・米国 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 ・欧州原子力規制者会議(WENRA)ガイダンス ・欧州連合(EU)指令 ・仏国 安全規制当局(Décret、Arrêté、Décision、Avis、RFS ガイド) ・独国 原子力技術委員会(KTA)規格 ・独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省(BMUB)ガイド ・独国 原子炉安全委員会(RSK) ・独国 放射線防護委員会(SSK) ・独国 廃棄物管理委員会(ESK)勧告 ・英国 安全評価原則(SAP) ・英国 技術評価、技術検査(TAG、TIG)ガイド ・スウェーデン 放射線安全機関規則(SSMFS) ・フィンランド 政令、原子力安全指針(YVL) 	約 380 件

第 2.2.2-5 表 国際機関及び国内外の学会等の情報源

分類	情報源	件数
<p>e. 国際機関及び国内外の学会等の情報</p> <p>（耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に関する情報含）</p>	<p>国内の学会活動</p> <ul style="list-style-type: none"> ・学会等の論文、大会報告 -電気学会 -日本機械学会 -日本原子力学会 -日本建築学会 -日本地震学会 -日本地震工学会 -日本地質学会 -日本活断層学会 -日本堆積学会 -日本学術会議 -日本第四紀学会 -日本海洋学会 -日本船舶海洋工学会 -日本自然災害学会 -日本計算工学会 -日本混相流学会 -日本地すべり学会 -日本応用地質学会 -地盤工学会 -土木学会 -日本コンクリート工学会 -日本地球惑星科学連合 -歴史地震研究会 -原子力安全推進協会 -日本電気協会 -日本保全学会 -日本気象学会 -日本風工学会 -日本火山学会 -日本地球化学会 -電力中央研究所 ・国の機関報告、研究 -地震調査研究推進本部 -中央防災会議 -地震予知連絡会 -産業技術総合研究所 -海上保安庁 -気象庁 -防災科学技術研究所 -国土地理院 -環境省(原子力規制庁) ・雑誌等の刊行物 -地震研究所彙報 -京都大学防災研究所年報 -月刊地球 -科学 ・カルデラ火山の活動状況のモニタリング 	<p>約 640 件</p>
	<p>国際機関及び外国の学会活動</p> <ul style="list-style-type: none"> -国際原子力機関(IAEA) -米国原子力規制委員会(NRC) -米国地球物理学連合(AGU) -米国地震学学会(SSA) -地球技術研究学会(EERI) -米国地質調査所(USGS) -国際測地学及び地球物理学連合(IUGG) -米国機械学会(ASME) -国際火山学及び地球内部化学協会(IAVCEI) -ロンドン地質学会 -米国原子力学会(ANS) -IEEE ・学会等の論文、大会報告 -国際原子力機関(IAEA) -米国原子力規制委員会(NRC) -米国原子力エネルギー協会(NEI) -シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議(ERMSAR) 	<p>約 500 件</p>

第 2.2.2-6 表 メーカー提案の情報源

分類	情報源	件数
f. メーカーからの提案	メーカー提案書	約 20 件

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(1/3)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
1	過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究 (Phase I) (2015 年度)	過酷事故時の実機環境条件に即した経年劣化手法を確立するため、耐環境条件を整理し、代表プラントによる想定事故シナリオにおける必要機器を抽出、抽出された設備の劣化因子を整理した。	× (△)	次ステップ研究のための対象設備の抽出、環境条件の整理を行ったものであり反映なし。 (PhaseII実施中)
2	電気計装設備に関する経年劣化評価研究 (Phase II) (2015 年度)	耐環境試験(熱・放射線等)の適正化が必要とされる電気計装品の劣化処理後の機能試験、蒸気暴露試験を実施し、プラント供用期間における健全性を確認した。	△ (△)	経年劣化評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
3	過酷事故用電気ペネトレーション開発のための耐環境性評価に関する研究 (2015 年度)	過酷事故に耐える無機絶縁材を使用した電気ペネトレーション(PEN)を開発し、過酷条件における長期健全性の評価を実施し、実機適用への目途を得た。	△ (△)	電気ペネトレーションの設計に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
4	低燃焼度における PCI 破損に関する研究 (2015 年度)	1 サイクル照射された低燃焼度の ZIRLO 燃料棒でランプ試験を実施し、寸法測定、ECT 欠陥探傷等を実施することで、低燃焼度領域の試験データが拡充され、PCI 破損しきい値の見直しに関する説明性が向上した。	△ (△)	技術評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
5	安全解析における被ばく評価手法の高度化検討 (2016 年度)	混合層(鉛直方向によく混合された状態の大気境界層)高さが線量評価に与える影響は非常に小さいことを確認した。また、実サイトへの LES(ラージエディシミュレーション)を用いた地形・建屋周辺の拡散計算の適用性を確認した。	△ (△)	シビアアクシデント時の被ばく評価等に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海 4 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(2/3)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
6	原子炉容器の中性子照射脆化に関する健全性評価手法の高度化研究 (Step3) (2017年度)	ミニチュアコンパクト試験片の照射材及び低上部棚吸収エネルギー材に対する適用性を検討した。従来形状のコンパクト試験片に加えてミニチュアコンパクト試験片を用いて破壊靱性試験を実施し、両者の結果を比較することで、ミニチュアコンパクト試験片の有効性を評価した。なお、低上部棚吸収エネルギー材では、延性亀裂成長を抑制するための対策案として改良型ミニチュアコンパクト試験片についても破壊靱性試験を行い、その有効性を評価した。	△ (△)	原子炉容器等の構造健全性確認に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
7	安全解析における被ばく評価手法の高度化検討 (2018年度)	数値モデルによる放出源有効高さ評価において、水平方向拡散幅を拡大させた計算を行い、拡散幅の違いが有効高さに対して大きな影響がないことを確認した。 数値モデルの不確かさの要因の一つである計算格子幅について格子幅を変えた計算を行い、不確かさの定量化を行った。 本研究成果等の民間規格への反映に向けた要点を整理した。	△ (△)	シビアアクシデント時の被ばく評価等に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
8	機器フラジリティの高度化に関する研究 (2017年度)	地震 PRA における現状の機器のフラジリティ評価について、説明性向上の観点から安全係数法の妥当性評価及び高度化検討を行った。また、シビアアクシデント対策設備、津波、内部溢水、火災の防護設備等の設備を対象としたフラジリティ評価手法を整理するとともに、フラジリティ評価の更なる高度化に向けて、損傷モードの適正化等の課題が抽出された。	△ (△)	地震 PRA に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海4号機第1回届出書のもの

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(3/3)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
9	機器フラジリティの高度化に関する研究 (Phase-II)	現実的耐力と現実的応答による方法の適用、塑性エネルギー吸収係数 $F\mu$ の高度化、SA 対策設備を含めた設備のフラジリティ評価手法の高度化等に関する課題を抽出し、当該課題に対する対策や高度化手法の適用範囲等を検討した。	△	地震 PRA に反映の可能性のある知見であり、今後とも関連する研究や規制の動向を注視する。
10	新規制基準対応を踏まえた機器・配管系評価法に関する研究 (Phase2) (2018 年度)	新規制基準で対応が強化された水平・鉛直 3 方向地震力の組合せ等のテーマについて、具体的な評価法に関する検討を行った。その結果、水平・鉛直 3 方向地震の検討に対する地震動の組合せ方法の基本的な考え方及び評価式の策定、時刻歴解析に対するばらつき考慮、疲労損傷評価等、知見の拡充を達成できた。	△ (△)	一部の成果について JEAC への規格化を実施しており、必要に応じて実機プラントの設計等の対応において本知見の適用を検討するが、新たな対応は必要ないと判断した。
11	機器・配管系の弾塑性評価法の高度化・規格化に向けた研究 (Phase1) (2018 年度)	機器・配管系を対象とした弾塑性評価法に関する既往知見の調査、評価法の検討及び試評価、更に原子力発電所耐震設計技術規程を対象とした規格化(JEAC 化)に向けた検討を行った。その結果、弾塑性応答解析による応答低減率を考慮すると一次応力の低減が確認でき、手法の有効性を確認した。	△ (△)	JEAC 等への規格化を予定しており、必要に応じて実機プラントの設計等の対応において本知見の適用を検討するが、新たな対応は必要ないと判断した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海 4 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-8 表 原子力規制委員会等が実施している研究開発から抽出した最新知見(1/2)

No.	研究項目 (発行年)(発行機関)	概要	分類	判断根拠
1	航空機落下事故に関するデータ (2019年) (原子力規制庁)	原子炉施設の航空機落下確率の評価に係る審査の参考とすることを目的に、平成10年～平成29年の20年間に国内で発生した航空機事故データ、運航実績データ、及び自衛隊機及び米軍機の訓練空域面積データを調査した。	●	社内マニュアルに基づく航空機落下確率評価に反映した。
2	中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響 (2019年) (原子力規制庁)	これまでコンクリートの圧縮強度低下に対する中性子照射量の閾値は $1.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ とされていたが、本研究により $1.0 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ から圧縮強度が低下する傾向があるとの知見が報告された。	○ (○)	高経年化技術評価実施時に反映する。
3	重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析 (2019年) (原子力規制庁)	重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性を分析するため、熱・放射線同時暴露により経年劣化を模擬したケーブルに対し、重大事故環境下を模擬するための放射線暴露及び蒸気暴露を行った。また、蒸気暴露中においてケーブルの電気絶縁抵抗の監視を行った。	× (△)	SA環境下におけるケーブルの絶縁低下による計器誤差については、影響確認を行った結果、計器への影響が非常に小さいため、現状保全の見直しは必要なく、反映不要とする。
4	消化管吸収率に応じた内部被ばく線量係数 (2021年) (日本原子力研究開発機構)	確率論的事故影響評価(レベル3PRA)コードOSCAARでは、国際放射線防護委員会の刊行物に基づいた内部被ばく線量係数を使用して公衆被ばく線量が評価されている。内部被ばく線量評価に影響を与えるパラメータである消化吸収率(f1)は不確かさを有していることからf1の不確かさによる内部被ばく線量への影響を調査し、内部被ばく線量係数とf1の関係式を導出した。半減期が半日以上の核種に対しては、内部被ばく線量係数はf1の1次関数で近似でき、半減期が半日未満の核種に対しては、f1の3次関数で近似できることを示した。	△	被ばく評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-8 表 原子力規制委員会等が実施している研究開発から抽出した最新知見(2/2)

No.	研究項目 (発行年)(発行機関)	概要	分類	判断根拠
5	原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討 (2021年) (原子力規制庁)	三次元FEMモデルにおける建屋地震時挙動の精緻な推定に資する技術的知見を取得することを目的に、「(1)水平2方向及び鉛直方向の地震動入力」「(2)建屋-地盤間の接触・剥離現象のモデル化」の2つの影響因子について文献調査を行い、これらを同定した。さらに、同定した影響因子をパラメータとして感度解析及び地震観測記録の再現解析を時間領域および周波数領域で実施し、それらの影響因子が建屋の耐震安全性及び床応答に与える影響を検討した。	×	(1)については、既に三次元的な応答を検討しており、論文においても影響が小さいとしていることから反映不要とした。(2)については、建屋-地盤間の接触剥離のケーススタディに留まっており、三次元モデルについて、実現象と乖離が見られる部分もあることから、現時点では耐震評価に適用できず、反映不要とした。
6	経年配管を対象とした地震脆弱性評価要領 (2021年) (日本原子力研究開発機構)	本評価要領は、代表的な配管や部位等を対象に、原子力発電所の長期運転による経年劣化事象を考慮した地震脆弱性評価のための要領を取りまとめたものである。本評価要領の目的は、破壊力学等の知見を有する評価担当者が、これを参照することで、経年劣化事象を考慮した配管等の地震脆弱性評価を実施できることである。	×	経年変化事象がある場合でも必要に応じてメンテナンスやリプレースなどの対応により耐震上大きな影響が生じないように管理・対処されていることから、経年劣化事象については評価対象外と考えており、反映不要とした。
7	航空機落下事故に関するデータ (2021年) (原子力規制庁)	原子炉施設の航空機落下確率の評価に係る審査の参考とすることを目的に、平成11年～平成30年の20年間に国内で発生した航空機事故データ、運航実績データ、及び自衛隊機及び米軍機の訓練空域面積データを調査した。	●	社内マニュアルに基づく航空機落下確率評価に反映した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-9 表 当社の品質保証活動から得られた教訓から抽出した最新知見(1/2)

No.	発 生 年 月 日	ユ ニ ッ ト	概 要	分 類	判 断 根 拠
1	2015.9.9	川内	雑固体焼却建屋から固体廃棄物貯蔵庫へのドラム運搬において必要な帳票「搬入・搬出・移動票(核燃料物質等又は放射性同位元素等)」へ、サーベイ結果よりサーベイ結果及び確認結果、確認者氏名が転記されていないことが確認された。原因は、サーベイ結果が判定基準を満足していることの確認に気を取られ、帳票への転記を失念したため。	●	帳票の上覧前に記入漏れの確認が容易にできるように、押印欄の配置を変更した。
2	2020.1.14	川内	社内マニュアルの改正において、規定されたチェックリストを使用すべきところ、誤って他に規定されているチェックリストを使用したことから、チェックリストの相違箇所に関する審査が適切に行われなかった。原因は、社内マニュアルの改正において、誤って使用したチェックリストが適用されると思い込んで使用したため。	●	社内マニュアルを改正し、社内マニュアル改正時に使用すべき様式が判別できるような記載を行った。
3	2019.10.2	川内	「核燃料物質の消費状況」は社内マニュアルに基づき毎月作成しているが、マニュアルに具体的な作成手順が記載されていなかったため、本来 7 月度の炉内燃料熱消費量を入力すべきところを誤って 6 月度の熱消費量を入力したため、誤記が生じた。また、作成後の確認はチェックシートに従い実施していたが、確認方法の記載が不十分であったため、誤記に気付かなかった。	●	社内マニュアルに、準備するデータが作成対象月のデータであることを確認する手順を追加した。
4	2019.11.21	川内 2 号	2 次系ポンプ分解検査において、表面検査(浸透処理)の際に浸透時間測定開始を確認した時点で、検査対象部位の一部に浸透液が塗布されていないことを確認した。原因は作業手順書の記録に検査箇所の図示が明確にされていないことから、検査箇所図と検査対象部位の照合が不足したため、浸透液の塗り忘れに気付かなかった。	●	検査対象部位に浸透液が確実に塗布されていることを浸透探傷試験実施者以外の方が再確認する手順を作業手順書へ追記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-9 表 当社の品質保証活動から得られた教訓から抽出した最新知見(2/2)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
5	2019.12.4	川内2号	タービン主要弁分解点検に伴い、架台手入れのグラインダー作業を実施していたところ、監視員が当該現場から離れた状態で作業をしていたことがわかった。原因は社内マニュアルに状況に応じ、監視人を常時必要としない作業を明確に記載していなかったため。	●	社内マニュアルに、グラインダー作業(金属研磨、切断作業)を火気作業と規定し、監視人の常時監視は不要とする運用とした。
6	2020.7.16	川内1号	定期事業者検査「制御棒クラスタ検査」において外観検査終了後、使用済燃料ピット内で移動し、燃料集合体に収納する際、制御棒1本に曲がり認められた。原因は制御棒取扱装置に制御棒クラスタの収納が不十分な状態で移動させたため、使用済燃料ラックに接触し、曲がりが生じたものと推定された。	●	作業手順書に水中カメラによる制御棒クラスタ収納状態の確認手順を追加した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-10 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(1/3)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分類	判断根拠
1	2019.3.6	高浜 1号	格納容器貫通部にある主給水配管の伸縮継手を溶断機で切断していたところ、溶断時のノロが溶断機のカスホースに落ち引火したことから、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された。	●	火気使用場所周辺の溶接・溶断用ホースを束ねないこと、及び不燃シートで養生すること等を社内マニュアルに追記すると共に、その旨を協力会社に周知した。
2	2018.12.18	東海 第二	定期検査中、屋内開閉所に付属するブッシングエリアにおいて、電気設備点検に従事していた作業員が倒れているのが発見された。原因は、接地金具を外したことにより、触れていた設置金具に線路充電中の東海原子力線1号から線路停止中の東海原子力線2号への誘導により電圧が加わったことで感電したものと推定された。	●	作業手順書に「アース取付け中(取外し禁止)」の表示を実施することを明記した。また、接地器具の取扱いに関する教育を実施した。
3	2019.8.16	伊方 3号	格納容器スプレイポンプ定期試験のため、フルフロー止弁を操作したところ、弁蓋と弁棒の隙間に弁誤開放防止用の鎖が噛み込み、当該弁の操作ができなくなった。原因は、鎖を弁ヨーク部にぶら下げた時に鎖と弁棒が接触し、弁の開操作により鎖が弁蓋と弁棒の隙間に噛み込んだものと推定された。	●	弁操作時は鎖を完全に外して操作する旨を社内マニュアルに明記した。
4	2019.10.17	高浜 4号	蒸気発生器伝熱管全数について渦流探傷検査を実施した結果、A-SGの伝熱管に1本、B-SGの伝熱管1本、C-SGの伝熱管3本について、管支持板部付近に外面からの減肉とみられる有意な信号指示が認められた。原因は、管支持板下面に異物が留まり、その異物に伝熱管が繰り返し接触したことで摩耗減肉が発生したものと推定された。	●	機材等を持ち込む際に異物付着のないことの確認やファイバースコープによる最終内部異物確認の実施等について社内マニュアルに追記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-10 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(2/3)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分類	判断根拠
5	2020.1.12	伊方 3号	定期検査中、制御棒クラスタと駆動軸の切り離しを行った後、上部炉心構造物を吊り上げていたところ、制御棒クラスタ1体が上部炉心構造物とともに引き上げられていることが確認された。原因は、駆動軸取り外し軸下降時、堆積物(スラッジ)により駆動軸取り外し軸がスタックした状態となり、その状態で制御棒クラスタに駆動軸を着座させた際、駆動軸が制御棒クラスタのスパイダ頭部内へ沈み込み不完全結合状態になり、上部炉心構造物吊り上げ時に制御棒クラスタ引き上がり事象が発生したものと推定された。	●	駆動軸取り外し軸がスタックしていないことを確認するため、駆動軸取り外し工具の指示管のマーキング位置確認の手順、及び事象の早期発見のための水中カメラによる監視手順を作業手順書に追記した。
6	2018.11.1	柏崎 刈羽	柏崎5号機の中央制御室において、5～7号機のケーブル洞道温度監視装置の温度高警報が発生したことから現場を確認したところ、ケーブル洞道内の7号用ケーブル接続部に焦げ痕が確認された。原因は、ケーブル洞道内の雰囲気温度変化によりケーブル製造時の残留応力が解放され、当該直線接続部においてシースが縮み、ずれが生じた(シュリンクバック現象)ことによりシース内側の遮へい銅テープも、ずれたシースに引っ張られてずれが生じ、赤相の遮へい銅テープが断線した。これにより、遮へい銅テープを流れていた充電電流が、内側にある半導電層へ流れ、半導電層の電気抵抗により発熱・発煙したことで半導電層の内側にある絶縁体が加熱により損傷し、地絡が発生したことにより赤相が更に加熱し他相も損傷して相間短絡に至ったもの。	●	社内マニュアルに「ケーブルを敷設する際に直線接続部を設置する場合は、シュリンクバック対策(直線接続部両端近傍をブラケットにて固定等)を確実に実施すること。」を明記した。また、既設備の該当箇所について、ケーブル直線接続部固定工事を実施した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-10 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(3/3)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分類	判断根拠
7	2018.12.11	敦賀 2号	洗たく廃液モニタタンクの廃液を放出した際、放出前の放射性物質濃度測定後に僅かな水位上昇があり、放射性物質濃度が測定されていない僅かな廃液を放出したことが確認された。原因は洗たく廃液モニタタンク入口弁のシートリークによるものと推定された。	●	社内マニュアルに、サンプリング後より水位が上昇していないことを確認できる項目を追記した。
8	2018.11.27	浜岡 4号	250V系蓄電池の点検作業に従事していた協力会社社員が触媒栓の取替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された。	●	水を含んだ布で蓄電池のふた他を清掃して静電気を除去する等の対策を作業手順書に記載した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-11 表 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(1/2)

No.	提言 発行日	概要	分類	判断根拠
1	2010.11.14	不足電圧保護リレーの定期試験時、試験装置のジャックのプラスチック劣化による短絡により不足電圧保護リレーが誤作動し、安全系の電源が喪失、EDG が起動し、安全系へ給電した。原因は、試験装置のプラスチックのジャックに付着した油、有機溶剤、洗浄剤による化学的な腐食と考えられる。	●	プラスチック部品の清掃に関する注意事項を社内マニュアルに明記した。
2	2008.1.11	冷態停止中に水素気体が混入し、2台の高圧注入ポンプが破損して機能不能となった。また、ECCS、崩壊熱除去系、格納容器スプレイ系への気体混入事象が多数のプラントで発生したことから、次の提言がなされた。蒸気ボイド生成への対応として、配管内温度が飽和蒸気温度以上となることが想定される箇所について、ボイド形成の有無を確認することを検討する。	●	ボイド対策として社内マニュアルを改正し、プラント起動・停止時の余熱除去運転系統について 2 系統から 1 系統に変更した。なお、クールダウン時間延長への対応として蒸気発生器による冷却の併用、クールダウン時は RCP1 台運転とすることとした。また、プラントメーカーによる対応操作、運転員による運転訓練シミュレータを用いた検証結果を踏まえ、社内マニュアルを改正した。
3	2019.5.21	定格出力運転中のところ、3A4kV 母線の内部故障により高エネルギーアーク閃絡が発生し、当該母線や関連する母線の一部が損傷した。また、3 号機は非常用母線の不足電圧によりトリップした。原因は開閉器室内の盤近傍での作業により発生した導電性の炭素繊維浮遊物がリアクトルコイル盤内部に侵入し、アーク閃絡が発生したことによるものであったことから、次の提言がなされた。炭素繊維が含まれたシートを原則使用しないこと。やむを得ず使用し切断作業を行う場合は、隔離された場所での実施や、クリーンハウスの設置等の異物管理対策をとること。特にしゃ断器、開閉器や安全上重要な機器の付近で当該シートを使用する場合は、十分な異物管理対策をとること。	●	電気制御盤近傍にて粉塵が発生する作業(炭素繊維含有物の切断等)を実施する際の養生等の異物管理対策の実施について社内マニュアルに記載した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-11 表 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(2/2)

No.	提言 発行日	概 要	分類	判断根拠
4	2007.6.27	落雷に伴い送電線の 1 相地絡が発生し、瞬間的に一次冷却材ポンプ(RCP)母線の相不平衡を引き起こした。設計上、起動時の過渡電流に対し、2 秒間過電流トリップを防止する保護リレーによって瞬時過電流(起動電流)による RCPトリップは阻止されるが、電圧検出回路のヒューズが故障していたため同リレーが作動せず、原子炉が自動トリップした。	●	リレー電源断の表示対策として電源回路監視用の表示灯の設置、及びリレー内部故障の表示対策として警報の設置等を実施した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-12 表 その他トラブル情報から得られた教訓から抽出した最新知見

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
1	2017.7.7	日本原燃濃縮事業所	ディーゼル発電機の試運転を行っていたところ、発電機制御盤からの発火を確認した。原因は、電磁接触器への開放指令により引外しコイルへ通電されたものの、ラッチ機構のプランジャ固着によりラッチ機構が OFF できず、引外しコイルが連続通電状態となり過熱焼損したものと判断された。	○	同様な事象が発生する可能性は低い。ディーゼル発電機について予防保全による取替えを実施した。類似設備の取替えについては、実施時期も含めて検討中。
2	2018.11.26	日本原燃再処理事業所	プール水浄化系ポンプの分解点検前水抜き作業後、分解点検を開始したところ、系統内部に残っていたプール水が堰内に約 20 リットル漏えいした。原因は、隔離範囲の水抜きのためのベントラインを一番高い位置で確保することができなかったことから、ベントラインからの空気の吸い込みが不十分となり、水が抜けきれなかったものと推定された。	●	系統残水に係る確認事項を、社内マニュアルに明記した。
3	2017.10.11	日本原燃濃縮事業所	島根原子力発電所での中央制御室空調換気系ダクトの腐食を踏まえ、給排気ダクトの点検を実施したところ、腐食による損傷等が確認された。原因は、排気ダクトにつながる分析室内のドラフトチェンバからの酸性ガスおよび水分により腐食が発生したと推定された。	●	当該事象と同様な系統のダクトについて点検実績がないため、目視点検を計画するとともに、点検計画表へ計画を追加した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-13 表 PRA を実施するために必要なデータの収集結果

情報分類	最新データ	データの内容	分類	判断根拠
国内外の原子力施設の 運転・トラブル実績	国内 PWR 運転期間	起回事象発生頻度評価に用いる運転開始からの累積運転時間	△	次回 PRA 実施時に最新データを反映予定。
	国内 PWR 発電期間	起回事象発生頻度評価に用いる運転開始からの累積発電時間	△	
	国内 PWR 余熱除去運転実績時間	起回事象発生頻度評価に用いるプラント停止時の余熱除去システムの累積運転時間	△	
	国内 PWR 起回事象発生件数	起回事象発生頻度評価に用いる外部電源喪失等の起回事象の発生件数	△	
	米国 PWR 起回事象発生件数	起回事象発生頻度評価に用いる外部電源喪失等の起回事象の発生件数	△	
	米国 PWR 臨界期間	起回事象発生頻度評価に用いる運転開始からの累積臨界時間	△	

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-14 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(1/8)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
1	原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC 4203-2017)	プラント長期停止時における対応を考慮した A 種試験に関する実施方法の明確化、JEAC4203-2008 技術評価書に対応した劣化係数の見直し、シール部等を開放する場合の追加試験の規定が図られた。	△ (△)	原子炉格納容器の漏えい率試験への適用を検討中である。
2	原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 (JEAC 4206-2016)	仮想欠陥の評価におけるクラッド下の半楕円欠陥を規定し、仮想欠陥をモデル化した弾塑性 FEM 解析により、直接 K 値を求める手法を規定する等の見直しが図られた。	× (△)	国による技術評価の結果を受け、反映なし。
3	軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程 (JEAC 4207-2016)	超音波自動探傷装置への要求性能等を附属書として取り込み充実、また、オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属部を透過させる探傷方法が追加された。	△ (△)	超音波探傷試験への適用を検討中である。
4	原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2016)	事業者が行う保全活動の実績を自ら監視し、客観的な評価を行い、継続的に改善を行うようプログラムを充実、重大事故等対処設備の導入に伴う保全活動におけるリスクの検討・評価の活用が反映された。	△ (△)	施設管理への適用を検討中である。
5	原子力発電所の保守管理指針 (JEAG 4210-2016)	新規制基準における要求事項の反映や他の保全活動との連携、保全活動管理指標の活用、状態監視の更なる活用や保全活動におけるリスクの検討・評価の活用が反映された。	△ (△)	施設管理への適用を検討中である。
6	フェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法 (JEAC 4216-2015)	ASTM E1921(マスターカーブ法)を参考に国内規格との整合を図った規格とするとともに、ミニチュアコンパクト試験片の規定等が追加された。	△ (△)	原子炉容器の照射脆化評価への適用を検討中。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海 4 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-14 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(2/8)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
7	原子力発電所の設備診断に関する技術指針－回転機械振動診断技術 (JEAG 4221-2015)	原子力発電所の保守管理規程(JEAC 4209-2014)及び原子力発電所の保守管理指針(JEAG 4210-2014)の改定内容との整合性をとるとともに、回転機械振動診断に使用する振動センサの解説が充実された。	△ (△)	設備診断への適用を検討中である。
8	原子力発電所の設備診断に関する技術指針－潤滑油診断技術 (JEAG 4222-2015)	原子力発電所の保守管理規程(JEAC 4209-2014)及び原子力発電所の保守管理指針(JEAG 4210-2014)の改定内容との整合性をとるとともに、潤滑油診断に使用するフーリエ変換赤外分光分析の原理に係る解説が充実された。	△ (△)	設備診断への適用を検討中である。
9	原子力発電所の設備診断に関する技術指針－赤外線サーモグラフィ診断技術 (JEAG 4223-2015)	原子力発電所の保守管理規程(JEAC 4209-2014)及び原子力発電所の保守管理指針(JEAG 4210-2014)の改定内容との整合性をとるとともに、赤外線を透過しないアクリル製感電防止カバー付電源盤の測定方法が示され、その例示が充実された。	△ (△)	設備診断への適用を検討中である。
10	原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC 4601-2015)	新規制基準の自然事象の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデントが規制対象となった。	△ (△)	耐震設計への適用を検討中である。
11	原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601-2015) (JEAG 4601-2015) (2016 追補版)	新規制基準の自然事象の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデントが規制対象となったことと、重大事故対処施設の耐震設計への要求事項が追加された。	△ (△)	耐震設計への適用を検討中である。
12	原子力発電所保安電源設備及び重大事故等対処設備における電源設備の設計規程 (JEAC4603-2019)	福島第一原子力発電所事故を踏まえ、津波などの共通要因による電気設備の損傷防止や重大事故に対処する設備への電源供給について見直された。	● (△)	社内マニュアルに取り込み、適用している。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海4号機第1回届出書のもの

第 2.2.2-14 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(3/8)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
13	原子力発電所放射線 遮蔽設計規程 (JEAG 4615-2020)	第 1 回改定版に対する技術評価の指摘事項の反映、関連文献の取り込みを行うとともに、特に制御室及び緊急時対策所などの遮蔽設計について、新規基準並びに関連規格の改定に対応した見直しが行われた。	△	中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽などへの適用を検討中である。
14	原子力発電所緊急時 対策所の設計指針 (JEAG 4627-2017)	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に係る国内外の各報告書から抽出された緊急時対策所の事故対応環境と機能の強化に関する要求や、新規基準の要求を反映し、内容の充実が行われた。	△ (△)	緊急時対策所への適用を検討中である。
15	火力発電所の耐震設計 規程 (JEAC3605-2019)	改正された技術基準等の関係法令および引用 JIS 等との内容整合を図るとともに、関係する最新技術や知見を随所に織り込み、内容見直しが行われた。	●	社内マニュアルに取り込み適用している。
16	変電所等における電気 設備の耐震設計指針 (JEAG-5003-2019)	平成 23 年に発生した東北地方太平洋沖地震により得られた知見を設計基準に反映し、幅広い振動数範囲を合理的に評価可能な応答スペクトルに基づく設計手法への変更等が行われた。	●	社内マニュアルに取り込み適用している。
17	発電用原子燃料の製造 に係る燃料体検査 規程 (JEAC 4214-2020)	製造された燃料集合体が原子力安全において果たす役割に係る機能を確保するため、燃料体検査における検査項目、判定基準及びその確認方法について要求事項が規定された。	●	社内マニュアルに取り込み適用している。
18	原子力発電所の緊急 時対策指針 (JEAG4102-2020)	緊急時活動レベル(EAL)見直しに伴い、具体的な EAL 判断基準の運用を決めるにあたって拠り所となるよう解釈を見直すとともに、事象の発生及びその後の通報連絡様式の標準的な記載例について改定が行われた。	●	原子力事業者防災業務計画に適用し、社内マニュアルに取り込んでいる。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海 4 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-14 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(3/8)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
19	原子力発電所の耐雷指針 (JEAG4608-2020)	2015年8月2日に発生した青森県六ヶ所村の日本原燃(株)再処理施設における安全上重要な機器の落雷による故障ならびに最新の国際規格 IEC62305-2:2010(雷保護レベルの選定)を踏まえ、原子力発電所の耐雷設計において考慮すべき事項が反映された。	●	社内マニュアルに取り込み適用している。
20	デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認(V&V)に関する指針 (JEAG4609)	規制当局の技術評価書上の要望事項の確認、新規制基準上の安全保護系への要求事項の確認、海外関連規格の調査等を実施するとともに、検証及び妥当性確認(V&V)の位置づけや用語の定義等について精査し、表現の明確化、適正化が行われた。	●	社内マニュアルに取り込み適用している。
21	安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程 (JEAC4620-2020)	規制当局の技術評価書上の条件及び要望事項の確認、新規制基準上の安全保護系への要求事項の確認、海外関連規格の調査等を実施し、本規程へ必要な事項を反映して、規程の改定が行われた。	●	社内マニュアルに取り込み適用している。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-14 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(4/8)

[日本機械学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
22	配管減肉管理に関する規格 (JSME S CA1-2016)	肉厚測定結果拡充に伴う試験対象範囲の見直し、配管分岐合流部の管理に関する要求追加、関連規格の適用年版の見直しが行われた。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
23	維持規格 (JSME S NA1-2014 追補)	セーフエンド部の機器区分と境界位置の変更、応力拡大係数算出式の選定、クラス2、3機器の欠陥評価規定の追加、部分補修・取替えの検査プログラムの反映等が改訂された。	○ (○)	国による技術評価を受け検査計画への反映を実施中。 (~2024年度)
24	維持規格 (JSME S NA1-2015 追補)	セーフエンド部の機器区分と境界位置の変更、応力拡大係数算出式の選定、クラス2、3機器の欠陥評価規定の追加、部分補修・取替えの検査プログラムの反映等が改訂された。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
25	維持規格 (JSME S NA1-2016)	コンクリート製格納容器鋼製部分の検査要求の明確化、浅い周方向欠陥に対する許容基準の適正化、機器欠陥フローの改定等が行われた。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
26	維持規格 (JSME S NA1-2017 追補)	補修章の本文及び解説において正誤表の反映および欠陥残留補修法として封止溶接方法を追記する等の改定が行われた。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
27	維持規格 (JSME S NA1-2018 追補)	評価章の本体及び解説において鑄造ステンレス鋼管の破壊評価法の規定を追記する等の改定が行われた。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
28	維持規格 (JSME S NA1-2019 追補)	添付及びき裂進展速度に関する改訂が行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
29	溶接規格 (JSME S NB1-2014 追補) (JSME S NB1-2015 追補)	厚さの異なる母材の突合せ溶接継手の構造に関する引用先、破壊靱性試験における衝撃試験判定基準項目の追加、溶接士技能認証標準の試験規定の追加等が改訂された。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海4号機第1回届出書のもの

第 2.2.2-14 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(5/8)

[日本機械学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
30	溶接規格 (JSME S NB1-2016)	デルタフェライトの規定、超音波試験対比試験片図、配管継手面食違い規定等の明確化等が改訂された。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
31	溶接規格 (JSME S NB1-2017 追補)	関係規格の更新反映、破壊靱性試験規定、溶接部の機械試験板規定等の明確化等が改訂された。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
32	溶接規格 (JSME S NB1-2018 追補)	機器クラスとして「コンクリート製格納容器」が追加され、要求事項も明確化された。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
33	溶接規格 (JSME S NB1-2019 追補)	溶接士の資格更新に係る規定の追加、設計・建設規格及び引用 JIS 規格の改正反映、正誤表の反映などの改訂が行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
34	設計・建設規格 (JSME S NC1-2014 追補) (JSME S NC1-2015 追補)	非破壊試験、クラス機器ごとの特例規定の追加、非破壊試験の試験技術者の技能に関する規定が明確化された。	△ (△)	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
35	設計・建設規格 (JSME S NC1-2016)	非破壊試験規定関連の明確化(標準欠陥を標準穴又は入口傷等)、JIS 及び JEAC の最新年版の反映等が行われた。	△ (△)	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
36	設計・建設規格 (JSME S NC1-2017 追補)	関係規格(溶接規格、材料規格他)の最新年版の反映、JIS の最新年版の反映等が行われた。	△ (△)	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
37	設計・建設規格 (JSME S NC1-2018 追補)	非破壊試験規定関連の明確化、JIS 及び JEAC の最新年版の反映等が行われた。	△ (△)	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
38	設計・建設規格 (JSME S NC1-2019 追補)	中空で熱処理されるボルト材に対する規定の追加、JIS 及び関係規格(材料規格、溶接規格)の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海 4 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-14 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(6/8)

[日本機械学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
39	加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格 (JSME S NG1-2016)	肉厚測定結果拡充に伴う試験対象範囲の見直し、配管分岐合流部の管理に関する要求追加、関連規格の適用年版の見直しが行われた。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
40	材料規格 (JSME S NJ1-2014 追補) (JSME S NJ1-2015 追補)	JSME-N12(耐食耐熱合金)のGNCF1のASME想定材の同定Sy、Suの取り込み、S値の見直しが行われた。	△ (△)	設備の設計への適用を検討中である。
41	材料規格 (JSME S NJ1-2016) (JSME S NJ1-2017 追補)	SN材(建築構造用鋼材)を取り込み、原子力発電用規格材料の再試験に適用するJIS規格の見直し、JISの最新年版の反映等が行われた。	△ (△)	設備の設計への適用を検討中である。
42	材料規格 (JSME S NJ1-2018 追補)	JISの最新年版の反映等が行われた。	△ (△)	設備の設計への適用を検討中である。
43	材料規格 (JSME S NJ1-2019 追補)	ASME規格を参照し450℃～800℃までの高温のS値の見直し、JISの最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計への適用を検討中である。
44	シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン<PWRプレストレストコンクリート格納容器編> (JSME S NX3-2015)	SA時に格納容器に対して要求される耐圧・耐漏えい機能、或いは放射性物質に対する閉じ込め機能を評価するための、死荷重、熱荷重、及び圧力荷重に対する構造健全性の評価対象部位、評価方法、判定基準、並びに限界温度と限界圧力の組合せ、限界温度の算出方法が規定された。	△ (△)	シビアアクシデント時の閉じ込め機能評価への適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海4号機第1回届出書のもの

第 2.2.2-14 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(7/8)

[日本原子力学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
45	原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準 (AESJ SC S005-2019)	標準発行後の規制基準への適合検討を含む最新知見を反映して技術要件を具体化するとともに、継続的な自主的安全性向上活動への適用も考慮して改訂された。	● (△)	社内マニュアルに取り込み、発電所のリスクマネジメントの検討に活用している。
46	加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針 (AESJ SC S008-2019)	PWR 一次冷却系においては構造材料及び燃料被覆管の長期健全性の維持、並びに作業従事者の被ばく線量の低減を目的として水化学管理が実施されている。本指針は、原子力安全の継続的な改善に寄与することを目的とし、PWR 一次冷却系のより良い水化学管理のための標準的な方法として通常運転時や起動、停止時の pH、電気伝導率等の管理項目や測定頻度等が規定されている。	△	指針に規定されている管理項目や測定頻度について、化学管理に係る規定文書への反映を検討中である。
47	原子力発電所の高経年化対策実施基準 2019(追補 4) (AESJ SC P005-2019)	経年劣化メカニズムまとめ表について、平成 29 年 3 月から平成 29 年 10 月末までに、国の審査が完了した 2 基(福島第二原子力発電所 4 号機、浜岡原子力発電所 3 号機)の高経年化技術評価報告書の知見が反映された。	●	社内マニュアルに取込んでおり、高経年化技術評価の劣化事象の検討に適用予定である。
48	発電用原子炉施設の安全解析における放射源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 (AESJ SC P003-2019)	従来、中立の気流状態は鉛直方向の拡がりのパラメータのみで確認していたが、近年の風洞実験の改善の実績を反映し、水平方向の拡がりのパラメータも合わせて確認することとされた。また、参考のため原子炉施設敷地内において防潮堤・建屋等構築物の増設などが行われた際に、風洞実験を再度行うか否かの目安を最新の知見からより詳細化された。同じく参考のため、平常運転時を対象とした実験については、安全解析用の気象データを見直した際に再実験が必要となる場合があるので、その目安が追加された。	●	社内マニュアルに取込んでおり、次回風洞実験を実施する際に適用予定である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-14 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(8/8)

[日本原子力学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
49	加圧水型原子炉二次系の水化学管理指針 (AESJ SC S013-2020)	PWR 二次系においては配管の減肉管理も視野に入れた構造材料の長期健全性維持を目的として水化学管理が実施されている。本指針は、原子力安全の継続的な改善に寄与することを目的とし、PWR 二次系のより良い水化学管理のための標準的な方法として通常運転時や起動、停止時の pH、電気伝導率等の管理項目や測定頻度等が規定されている。	△	指針に規定されている管理項目や測定頻度について、化学管理に係る規定文書への反映を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-15 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(1/5)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
1	均質化法を用いた付帯鋼材のある磁気シールドの渦電流解析 (2015年) (電気学会論文誌)	巻線の漏れ磁束によるタンク等の金属構造物で発生する渦電流損失を抑制するため磁気シールドを施工している。変圧器の磁気シールド部の損失解析精度の向上について報告された。	× (△)	損失解析精度の向上について報告され動向を注視していたが、論文発表後進展が見られないことから、設備設計に反映できる知見ではないと判断し、反映不要とする。
2	OF ケーブルの運転電界下での硫化銅など銅化合物による課電劣化メカニズムの存在 (2017年) (電気学会論文誌)	絶縁破壊を起こした OF ケーブルの解体調査より、導体から絶縁油中へ銅化合物が析出し、特定の場所に凝集、その部分で電界集中が起き部分放電が発生し、絶縁破壊に至るメカニズムを提案した。	× (△)	本研究は、OF ケーブルの特定部位に絶縁破壊が生じ易くなるメカニズムを示したものである。既設設備の保全方法改善の観点から動向を注視していたが、論文発表後進展が見られないことから、反映できる知見ではないと判断し、反映不要とする。
3	地震 PRA における多重事故起因事象の評価手法の提案 (2017年) (日本原子力学会和文論文誌)	DQFM (Direct Quantification of Fault Tree Using Monte Carlo Simulation)法により複数機器の同時損傷の発生確率の合理的な評価が可能となり、複数機器の同時損傷を多重故障起因事象に分類することで、すべての複数機器の損傷の組み合わせに対して評価を行うことが可能となったことが報告された。	△ (△)	今後の地震 PRA の評価手法に反映できる可能性があり、今後も関連する研究の動向を注視する。
4	JASMINE Version3 による熔融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析 (2017年) (日本原子力学会和文論文誌)	SERENA2 実験における水蒸気爆発が発生したケースについて、JASMINE Ver.3 を用いた解析を実施し、実験結果との相違に関する要因を考察している。また、本論文において、フラグメンテーションの高いポイド領域緩和効果等のこれまで実験的知見が不十分な現象モデルの改良について期待する旨が言及されている。	△ (△)	今後の熔融燃料-冷却材相互作用の有効性評価に反映できる可能性があり、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海 4 号機第 1 回届出書のもの

第 2.2.2-15 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(2/5)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
5	超高压直流ケーブル用空間電荷計測における温度勾配下での信号歪みの補正方法の検討 (2019年) (電気学会論文誌)	高温における超高压直流ケーブル用空間電荷計測の蓋然性向上のため、高温計測によって得た波形の補正に係る温度勾配下での信号歪みの補正方法を検討した。	×	対象設備がないため、反映不要とする。
6	油圧テンションを用いた各種ボルト締結体の軸力推定手法 (2020年) (日本機械学会論文誌)	油圧テンションを用いたボルト締付けについて、所望のボルト軸力を残留させるために、油圧で負荷した初期軸力に対する油圧開放後の残留軸力の値(有効軸力係数)を高精度に推定する必要があることから、各種ボルト締結体に対して、有効軸力係数を推定するための各式や解析手法を構築するとともに、各種締結体のコンプライアンスを分析し、有効軸力係数の向上策を提案した。	×	油圧テンションを用いて締付けるボルトについては、機器固有の実証試験結果を踏まえた、実測値による管理を行っていることから、反映不要とする。
7	微小試験片を用いた脆性破壊限界ワイブル応力分布の決定に関する検討 (2020年) (日本機械学会論文誌)	核融合エネルギーを取り出すための構造材料として開発・研究が進められてきた低放射化フェライト(F82H 鋼)に対して、微小試験片を用いたワイブル応力の形状パラメータ(m 値)を材料固有の値として決定する手法を提案し、得られた m 値が試験片サイズや温度が異なる場合の破壊靱性の塑性拘束補正に適用できるか検討した。	×	核融合エネルギーを取り出すための構造材料に対する研究であるため、反映不要とする。
8	流動可視化手法を用いた水平気中水噴流の飛散挙動評価 (2020年) (日本機械学会論文誌)	内部溢水影響評価ガイドの被水評価時には、飛散する流体の拡がり(微粒化)や空気抵抗を考慮しないことで、設備防護の観点で保守的な評価がなされているため、水噴流の拡がり角度や飛散距離の定量化を目的として、流体可視化実験ならびに画像解析を実施した。	△	今後の内部溢水影響評価に反映できる可能性があるため、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-15 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(3/5)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
9	3次元実形状モデルを用いた高温工学試験研究炉の原子炉建家と排気筒の衝突解析 (2020年度) (日本原子力学会和文論文誌)	HTTR 原子炉建屋の健全性確認を目的とし、従来の評価式では評価が困難であった複雑な形状の飛来物の衝突解析を実施し、評価手法の妥当性を確認した。	×	衝突体のモデル作成については、航空機衝突評価において実施、評価している。本知見にて作成されたモデルについては同様の飛来物は想定されないため、反映不要とした。
10	材料区分別損傷基準を考慮した原子力施設におけるケーブル火災時の損傷評価 (2020年) (日本原子力学会和文論文誌)	本研究により、TS/TP 混合材ケーブルについて、NUREG/CR-6850 の材料区分別損傷基準を適用することが妥当であること、アレニウスプロットを使って各ケーブル温度における短絡発生時間と各抵抗値に達するまでの時間を求めることができることが報告された。	△	火災防護設計において、NUREG/CR-6850 を適用して評価を実施していること、また、火災 PRA に反映の可能性のある知見でもあることから、今後も関連する研究の動向を注視する。
11	建物内磁界低減に向けた高耐圧ケーブル引下げ導線接続法の検討 (2020年) (電気学会論文誌)	従来の避雷設備では引下げ導体に建屋の鉄骨等を使用しており、落雷時に雷分流が鉄骨等を伝った場合、建屋内の磁界が増加する。このため、静的な電磁環境が要求される大規模シミュレーション設備等では、引下げ導体に専用の高耐圧ケーブルを使用する分離型システムが採用されている。本研究では高耐圧ケーブルのシース導体を建屋鉄骨に接続する方法について検討し、磁界等の解析を行った。	×	対象設備がないため、反映不要とする。
12	不連続なリング補強材を有する鋼製原子炉格納容器の座屈強度 (2020年) (日本機械学会論文誌)	PWR の鋼製原子炉格納容器(SCV) について、地震荷重に対する座屈強度の向上策として、開口や配管などの貫通部との干渉を回避した、不連続なリング補強材の設置の有効性を検証するため、縮尺モデルを用いた静的座屈試験を実施し、補強効果の確認を行った。また試験条件を反映した静的弾塑性座屈解析を実施し、補強効果の評価への適用性を確認した。	×	対象設備がないため、反映不要とする。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-15 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(4/5)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
13	<p>平均ひずみを考慮した非比例多軸低サイクル疲労寿命評価(合流配管の温度揺らぎによる熱疲労を模擬した負荷)</p> <p>(2020年)</p> <p>(日本機械学会論文誌)</p>	<p>圧力容器、配管等の高温機器は、プラントの起動と停止に伴う温度変化と構造体の機械的拘束による熱疲労や高温と低温の流体が混合する合流配管での流体の渦による温度変動によって熱疲労が生じている。これらは複雑な多軸負荷状態となり、主応力及び主ひずみの軸方向が時間的に変化する非比例多軸負荷が生じることが予期される。非比例多軸負荷下での平均応力、平均ひずみの定義や疲労寿命への影響は明らかではないため、SUS316 鋼の薄肉円筒試験片を用いて、合流配管が受ける熱疲労を模擬した負荷試験を実施し、非比例多軸負荷における繰返し変形挙動および疲労寿命特性を調査した。また、平均ひずみのある負荷経路に対して、非比例多軸性及び疲労寿命を評価する手法を提案した。</p>	×	<p>高温機器については、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づき、熱疲労評価を行っているが、本論文の内容は基礎的な研究であり、直ちに反映が必要でないことから、反映不要とした。</p>
14	<p>高サイクル疲労強度に及ぼす非弾性多軸予負荷の影響</p> <p>(2020年)</p> <p>(日本機械学会論文誌)</p>	<p>原子力プラントの配管は、発電設備の起動停止等による大幅な温度変化や地震等の想定外の外荷重により、非比例多軸の過大負荷による疲労寿命の大幅な低下が予想される。一方、実験的に明らかにされていないものの、非比例負荷による追硬化現象によっては、ほんの数サイクルの負荷では逆に材料を強化させる可能性も考えられる。本研究では、結晶構造が異なる2種の材料を対象に、比例単軸及び非比例多軸の非弾性予負荷による疲労強度の弱化並びに強化を明らかにすることを目的に、非弾性予負荷の履歴が高サイクル疲労寿命に及ぼす影響について調査した。</p>	×	<p>配管については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に基づき、高サイクル疲労評価を行っているが、本論文の内容は基礎的な研究であり、直ちに反映が必要でないことから、反映不要とした。</p>

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-15 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(5/5)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
15	原子力施設における浸水防止設備である水密扉の水密性能に関する試験と解析 (2020 年度) (日本機械学会)	水密扉の地震・津波に対する脆弱性評価における現実的な耐力の設定に関する知見を得ることを目的に、標準的な仕様の片開き水密扉を対象に水密性能に係る水理試験を実施するとともに、水密扉が水密性能を喪失する水圧を解析的に評価する手法を検討した。	△	本論文における試験水密扉の仕様と同様の水密扉を設置しており、今後の設備設計に反映できる可能性があるため、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に関して抽出した最新知見(1/2)

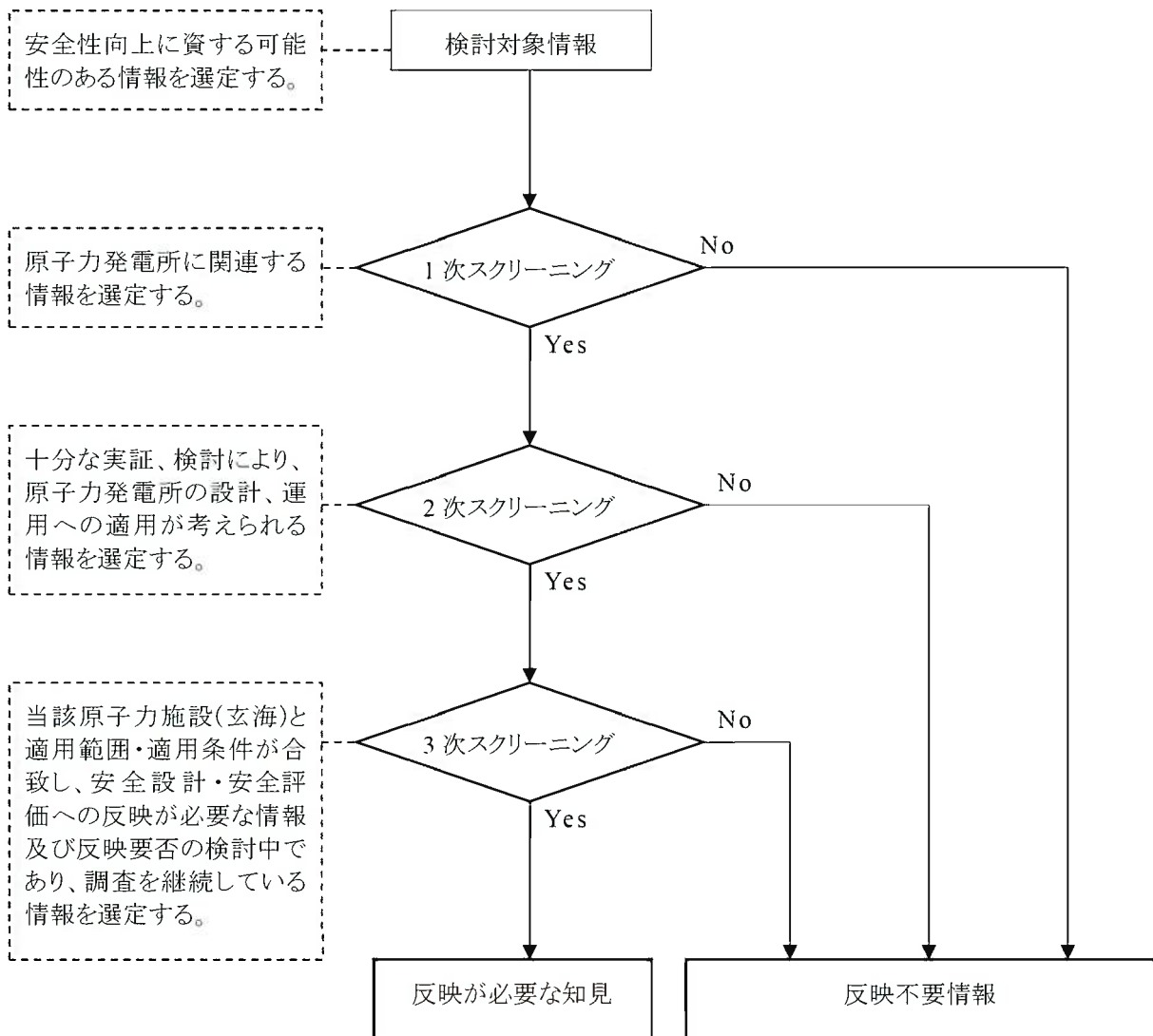
No.	件名	概要	分類	判断根拠
1	原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2015	新規制基準では深層防護を基本とし、共通要因による安全機能の喪失を防止する観点から、自然現象の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデントを規制対象とすることとなったことから、フリースタANDING方式使用済燃料ラックの耐震設計法などが更新された。	△ (△)	設備の更新、設置のタイミングに合わせ、今後知見を反映する必要性が生じた場合には、適切に反映を行う。
2	全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書 震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム 令和元年 8 月 7 日	震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームは、全国共通に適用できる地震動の策定方法を明示することを目的として、過去の内陸地殻内地震の地震動観測記録の収集・分析を行い、これらの地震動記録について統計的な手法を用いた処理を行うことで、震源近傍での地震基盤相当面における標準応答スペクトルの策定等の検討を行った。検討概要は以下の通り。(1)対象地震の観測記録の収集・整理(2)はざとり解析及び応答スペクトルの補正(3)統計処理に用いるデータセットの確認(4)標準応答スペクトルの設定及び妥当性確認(5)時刻歴波形の作成方法(6)標準応答スペクトルに係る将来の課題	○	検討チームによる報告書を踏まえた設置許可基準等の改正が予定されており、原子力施設の耐震安全性評価への反映が必要な知見である。
3	玄海原子力発電所周辺の地震観測結果 (2019 年度)	当社は、玄海原子力発電所周辺の地震発生状況をより詳細に把握するため、玄海原子力発電所周辺の観測点で、地震観測を行っている。その結果、玄海原子力発電所周辺では大きな地震が発生しておらず、玄海原子力発電所の安全性に影響を及ぼすような地震活動は認められなかった。	×	玄海原子力発電所周辺では大きな地震が発生しておらず、玄海原子力発電所の安全性に影響を及ぼすような地震活動は認められなかったことから、反映不要とした。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、玄海 4 号機第 1 回届出書のもの

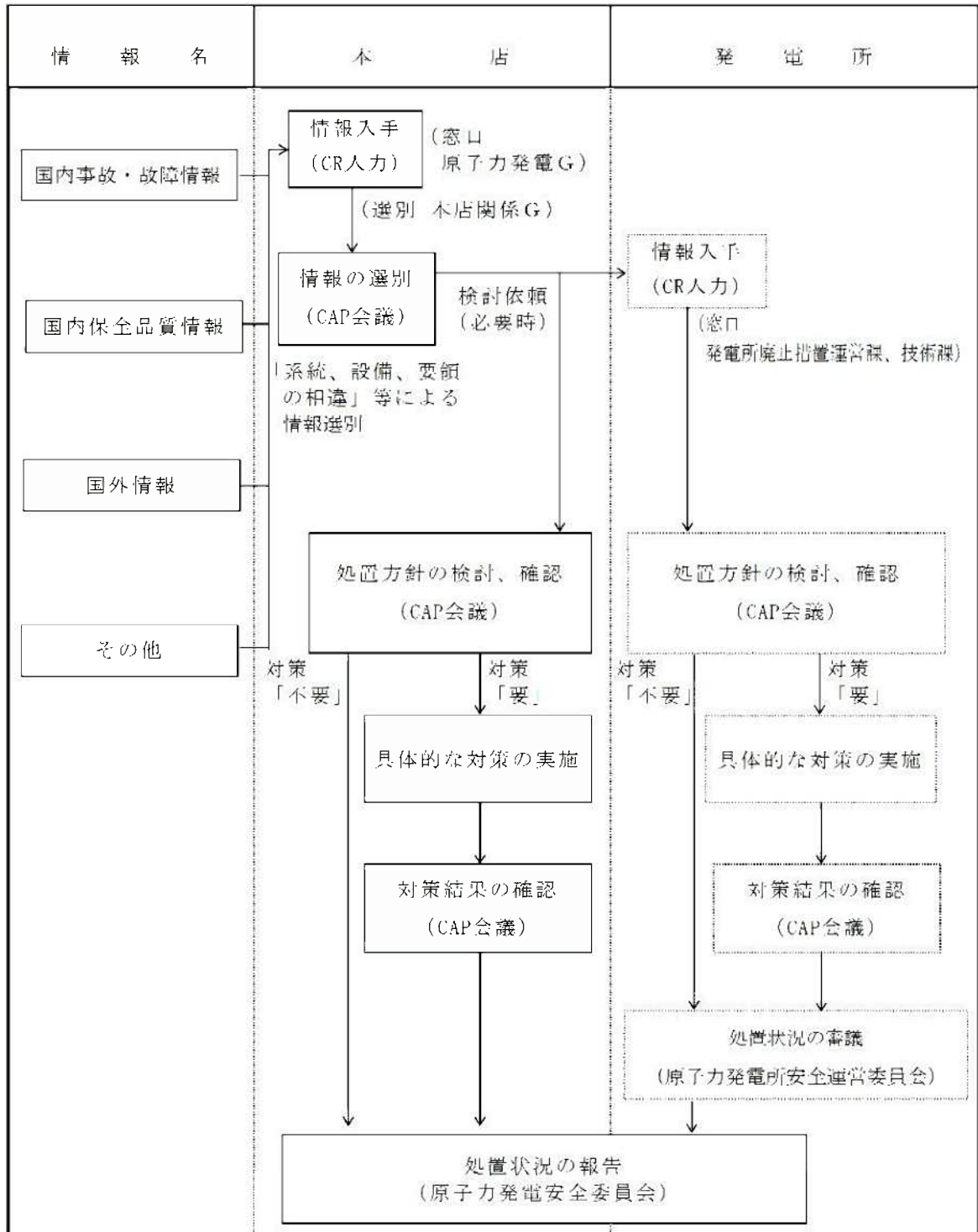
第 2.2.2-16 表 耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に関して
抽出した最新知見(2/2)

No.	件 名	概 要	分類	判断根拠
4	川内原子力発電所 及び玄海原子力発電所 火山活動のモニタリング評価結果 (当社公表資料) (2019 年度報告)	当社は、阿蘇カルデラ、加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ、鬼界の 5 つのカルデラ火山を対象に、カルデラ火山の活動状況に変化がないことを継続的に確認することを目的として火山活動のモニタリングを実施している。公的機関による発表情報、既存観測網によるデータ等を収集・分析した結果、各カルデラ火山において、顕著なマグマ供給率の増加を示唆する地殻変動及び地震活動の有意な変化は認められないことから、現時点での対象火山の活動状況に変化はないと評価した。	×	5 つのカルデラ火山すべて、活動状況に変化はないと評価しており、反映不要とした。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

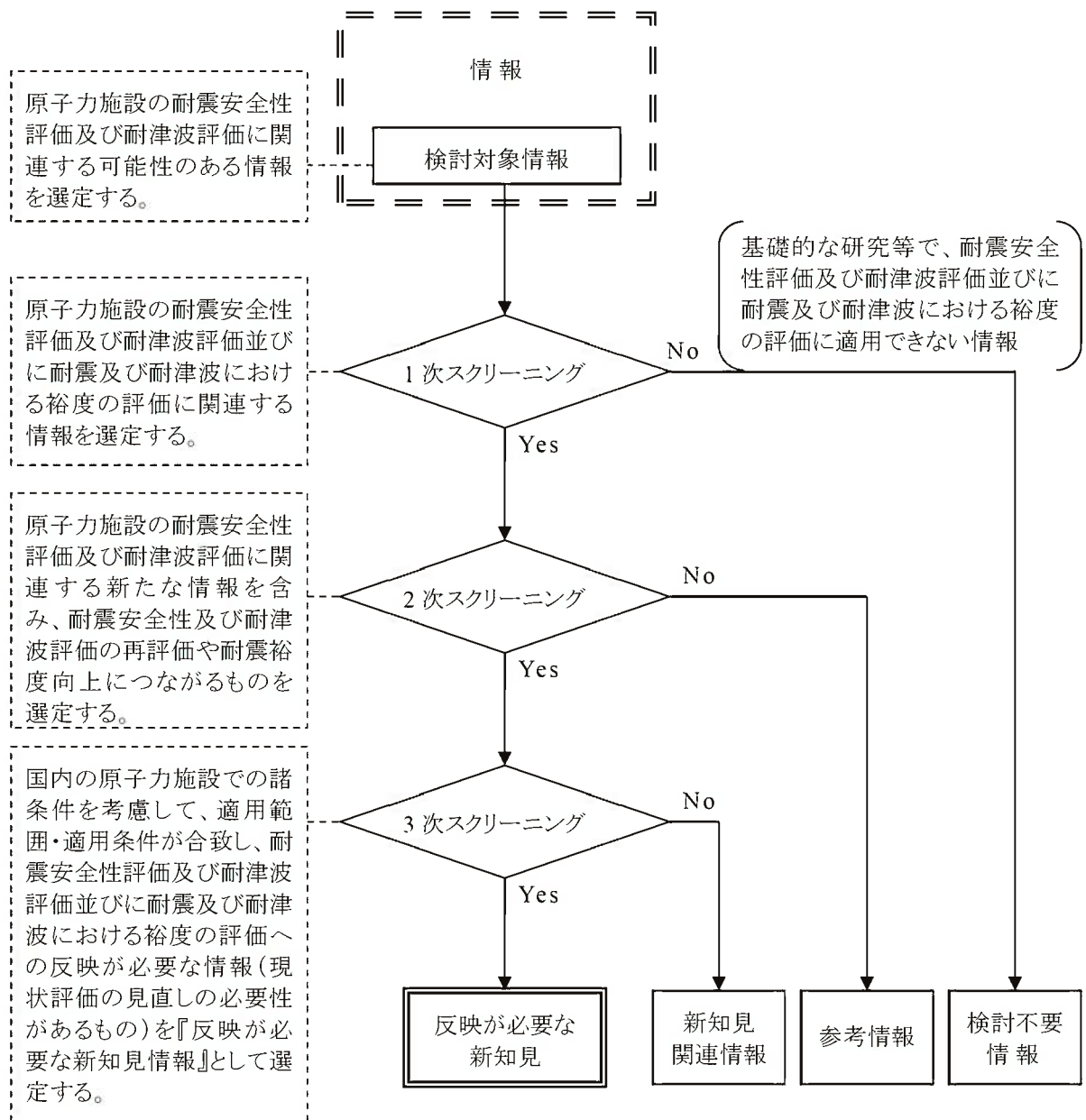


第 2.2.2-1 図 最新知見の基本的な整理フロー

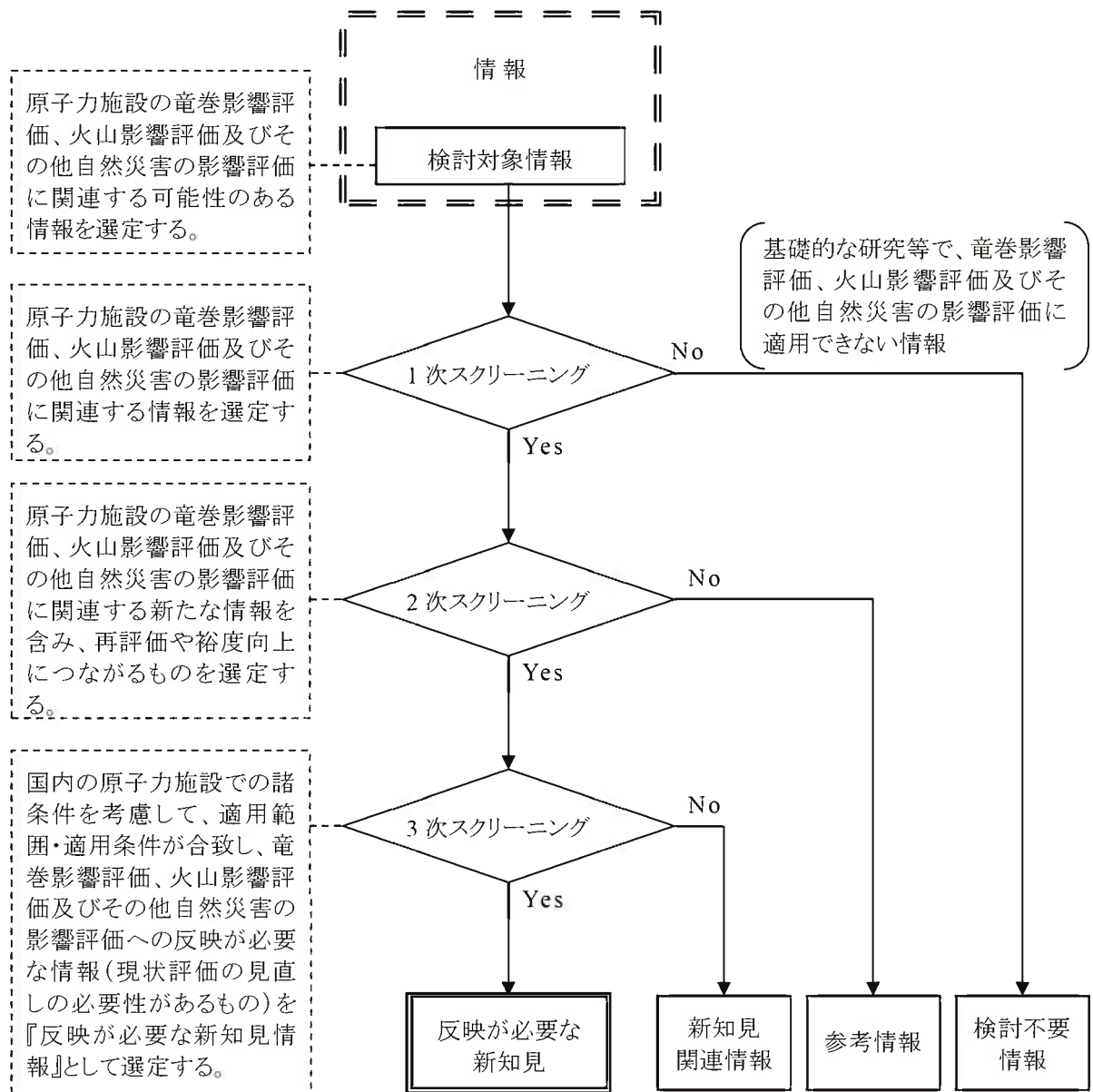


実線箇所は本店にて対応（本基準の対象範囲）。破線箇所は発電所にて対応。

第 2.2.2-2 図 未然防止処置フロー



第 2.2.2-3 図 原子力施設の耐震及び耐津波に係る知見の整理フロー



第 2.2.2-4 図 原子力施設の竜巻、火山その他自然災害への防護に係る知見の整理フロー

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

「第3章 3.1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価」に記載のとおり、今回の安全性向上評価において、第1回届出の記載内容を変更する必要はなく、発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査(以下「プラント・ウォークダウン」という。)も新たに実施していない。

2.3 安全性向上計画

「第 1 章 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲」で示された施設に対して、「2.2 調査等」を踏まえ、抽出された安全性向上に資する自主的な追加措置(以下「追加措置」という。)を示す。

2.3.1 保安活動により抽出された追加措置

日常の保安活動を実施する中で抽出された追加措置を、その保安活動の分類及び追加措置の計画概要とともに第 2.3-1 表に示す。

第 2.3-1 表 保安活動により抽出された追加措置

No	保安活動	追加措置	計画概要
1	施設管理	主タービン制御盤更新	既設の構成部品が製造中止となっていることから、設備の保守性、信頼性向上を図るため、最新のデジタル設備へと更新する。
2	施設管理	発電機変圧器保護盤更新	既設の構成部品が製造中止となっているため、既設アナログ設備から、設備の信頼性向上を図るため、運用・保守性に優れたデジタル設備へ更新する。
3	施設管理	高 pH 運転対応設備導入	蒸気発生器長期信頼性向上の観点から、蒸気発生器への鉄持込みを抑制する目的で、高 pH 運転を導入するための設備工事を行う。
4	緊急時の措置	海水ポンプ取替工事	事故時におけるポンプ再起動時の信頼性向上を目的として、軸保護管及び軸受潤滑水供給設備が不要な無給水軸受を採用したポンプへの取替えを実施する。

2.4 追加措置の内容

2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置

「2.3 安全性向上計画」で示した安全性向上に資する自主的な追加措置の概要について、運用方針及び期待される効果を第2.4-1表に示す。

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置(1/2)

No	追加措置の概要	運用方針	期待される効果
1	主タービン制御盤更新	変更なし	主タービン制御盤を現行から後継機へ更新を行うことで、システム構成が簡素化されることによる保守性の向上、自己診断機能が充実されることによる設備の信頼性の向上が期待できる。
2	発電機変圧器保護盤更新	変更なし	発電機変圧器保護盤を現状のアナログ式保護リレーからデジタル式保護リレーへ更新を行うことで、リレーの経年的な特性の安定化、自己監視機能の充実による保守作業の省力化、機能を2重化することによるシステムの信頼性の向上につながる効果が期待できる。
3	高 pH 運転対応設備導入	変更なし	高 pH 運転の実施により蒸気発生器への鉄持込みを抑制することができ、蒸気発生器の長期信頼性の向上が期待できる。

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置(2/2)

No	追加措置の概要	運用方針	期待される効果
4	海水ポンプ取替工事	変更なし	軸保護管及び軸受潤滑水供給設備が不要な無給水軸受を採用したポンプに取り替えることにより、ポンプ再起動時の信頼性向上が図られ、「非常用所内電源喪失」及び「最終的な熱の逃がし場喪失」の可能性が低減する。

2.4.2 体制における追加措置

「2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置」については、現状の組織で運用が可能であり、体制における追加措置(人員配置及び指揮命令系統)は抽出されなかった。

2.5 外部評価の結果

2.5.1 外部有識者による評価

外部有識者の視点を、更なる安全性向上に活かすことを目的に、本安全性向上評価の骨子について「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」において、ご意見、ご助言を受けた。

2.5.1.1 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会

当社における原子力の安全に関する取り組みについて、第三者的な観点から評価・提言を受けることにより、安全性・信頼性をより向上させていくことを目的とし、2020年に「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」を設置した。

原子力に係る安全性・信頼性向上委員会は、社外有識者によるアドバイザリーボードとして原子力監査室に設置しており、以下の有識者（敬称略）で構成されている。

委員長 野口 和彦（横浜国立大学 リスク共生社会創造センター
客員教授）

委員※ 出光 一哉（九州大学大学院 工学研究院 教授）
天日 美薫（一般財団法人 九州環境管理協会 技術部
品質管理課長）

藤本 望（九州大学大学院 工学研究院 教授）

松田 尚樹（長崎大学 原爆後障害医療研究所 教授）

※ 五十音順

2.5.1.2 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価

2021年7月28日に開催した原子力に係る安全性・信頼性向上委員会において、安全性向上評価の骨子について説明し、安全性向上評価届出書の説明性を向上させるために有益な多数のご助言をいただいた。

2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー

本届出書案について、調査・分析・解析等が、広く理解される記載となっているか、すなわち手法、適用範囲、モデル化、インプット、処理プロセス、アウトプット、判断根拠が明確かの観点でのレビューを北海道電力株式会社、東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、北陸電力株式会社、中部電力株式会社、関西電力株式会社、中国電力株式会社、四国電力株式会社、日本原子力発電株式会社及び電源開発株式会社に依頼し、その結果を反映した。